

# НОВЫЙ СПРАВОЧНИК ХИМИКА И ТЕХНОЛОГА

Радиоактивные вещества  
Вредные вещества  
Гигиенические нормативы



MMIV  
Санкт-Петербург  
2004

*НОВЫЙ*  
СПРАВОЧНИК  
ХИМИКА И ТЕХНОЛОГА

Радиоактивные вещества  
Вредные вещества  
Гигиенические нормативы

НПО "Профессионал"  
Санкт-Петербург  
2007



# РАДИОАКТИВНЫЕ ВЕЩЕСТВА

◀.....	3
<b>РАДИОАКТИВНЫЕ ВЕЩЕСТВА .....</b>	<b>3</b>
<b>РАЗДЕЛ 1 РАДИОАКТИВНЫЙ РАСПАД.....</b>	<b>8</b>
1.1. РАДИОАКТИВНОСТЬ .....	8
1.2. ЗАКОНЫ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА .....	9
1.3. ВИДЫ РАСПАДА РАДИОАКТИВНЫХ ЯДЕР .....	13
1.4. НАКОПЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ЯДЕР РАЗЛИЧНЫМИ ЧАСТИЦАМИ .....	17
ЛИТЕРАТУРА.....	19
<b>РАЗДЕЛ 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ .....</b>	<b>20</b>
2.1. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ $\alpha$ -ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ.....	20
2.2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЭЛЕКТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ.....	24
2.3. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ $\gamma$ – ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ .....	25
2.4. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ НЕЙТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ .....	27
ЛИТЕРАТУРА.....	28
<b>РАЗДЕЛ 3 ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ .....</b>	<b>29</b>
3.1. СИСТЕМА ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ВЕЛИЧИН .....	29
3.1.1. <i>Физические величины</i> .....	29
3.1.2. <i>Нормируемые величины</i> .....	31
3.1.3. <i>Операционные величины</i> .....	35
3.2. ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ ОБЛУЧЕНИЯ.....	39
3.2.1. <i>Основные пределы доз</i> .....	40
3.2.2. <i>Годовое поступление радионуклидов через органы дыхания</i> .....	41
3.2.3. <i>Значения допустимых уровней радиационного воздействия</i> .....	41
3.3. РАСЧЕТ ДОЗ, СОЗДАВАЕМЫХ ВНЕШНИМИ ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	42
3.3.1. <i>Доза, создаваемая параллельным потоком моноэнергетических <math>\gamma</math> –квантов</i> .....	43
3.3.2. <i>Доза от точечного источника со сложным составом g-излучения</i> .....	44
3.3.3. <i>Доза от внешнего источника <math>\beta</math> –излучения</i> .....	46
3.4. СВОЙСТВА РАДИОНУКЛИДОВ, ПОСТУПИВШИХ В ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА.....	49
ЛИТЕРАТУРА.....	51
<b>РАЗДЕЛ 4 БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОРГАНИЗМ.....</b>	<b>53</b>
4.1. РАДИОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ.....	56
4.2. ПРЯМОЕ И КОСВЕННОЕ ДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	57
4.3. СОМАТИЧЕСКИЕ И ГЕНЕТИЧЕСКИЕ ПОВРЕЖДЕНИЯ .....	58
4.4. ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ И СТОХАСТИЧЕСКИЕ ЭФФЕКТЫ.....	59
4.5. РЕАКЦИИ КЛЕТОК НА ОБЛУЧЕНИЕ .....	61
4.6. ВНЕШНЕЕ, КОНТАКТНОЕ И ВНУТРЕННЕЕ ОБЛУЧЕНИЕ.....	64
4.7. БИОЛОГИЧЕСКАЯ ПРОТИВОЛУЧЕВАЯ ЗАЩИТА ОРГАНИЗМА.....	65
4.8. ЛЕЧЕБНОЕ ПРИМЕНЕНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	67
4.9. СТЕРИЛИЗАЦИЯ И СОХРАНЕНИЕ ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТОВ .....	67
ЛИТЕРАТУРА.....	67
<b>РАЗДЕЛ 5 ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ .....</b>	<b>69</b>
5.1. ЗАЩИТА ВРЕМЕНЕМ И РАССТОЯНИЕМ.....	69
5.2. ЗАЩИТНОЕ ЭКРАНИРОВАНИЕ.....	69
5.3. РАСЧЕТ ЗАЩИТЫ ОТ $\gamma$ –ИЗЛУЧЕНИЯ .....	70
5.4. ЗАЩИТА ОТ $\alpha$ И $\beta$ –ИЗЛУЧЕНИЙ .....	85
5.5. ЗАЩИТА ОТ ТОРМОЗНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ.....	87
5.6. ЗАЩИТА ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ.....	91
ЛИТЕРАТУРА.....	100
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ I.....</b>	<b>101</b>
<b>ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ И ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИОНУКЛИДОВ .....</b>	<b>101</b>
ЛИТЕРАТУРА.....	137

**РАЗДЕЛ 6 ДЕТЕКТИРОВАНИЕ, РАДИОМЕТРИЯ И СПЕКТРОМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ**

.....	<b>138</b>
6.1. ДЕТЕКТИРОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	138
6.1.1. Потери энергии .....	139
6.1.2. Пробеги заряженных частиц в веществе .....	140
6.1.3. Взаимодействие $\gamma$ -квантов с веществом .....	143
6.2. ДЕТЕКТОРЫ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	145
6.2.1. Сцинтилляционные детекторы .....	148
6.2.2. Ионизационные детекторы .....	159
6.2.3. Полупроводниковые детекторы .....	177
6.2.4. Система наименований и нормируемые параметры ионизационных детекторов .....	186
6.2.5. Трековые детекторы заряженных частиц .....	189
6.3. СПЕКТРОМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	193
6.3.1. Основные параметры спектрометров .....	195
6.3.2. Спектрометры с ионизационными детекторами (с газовым и жидким наполнением) .....	201
6.3.3. Сцинтилляционные спектрометры .....	203
6.3.4. Полупроводниковый спектрометр .....	206
6.4. РАДИОМЕТРИЯ И ДОЗИМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	210
6.4.1. Радиометрия $\beta$ -излучения .....	212
6.4.2. Радиометрия $g$ -излучения .....	215
6.4.3. Радиометрия $\alpha$ -частиц .....	216
6.5. ПРАКТИЧЕСКАЯ ДОЗИМЕТРИЯ .....	218
6.5.1. Соотношения между показаниями детектора и дозой .....	218
6.5.2. Приборы и средства измерения ионизирующих излучений .....	221
6.5.3. Обращение с материалами и изделиями, загрязненными радионуклидами .....	222
6.5.4. Определение загрязненности поверхностей радиоактивными веществами .....	223
6.5.5. Загрязненность жидкостей и сыпучих веществ .....	225
6.5.6. Радиометрия аэрозолей и газов .....	226
6.5.7. Индивидуальный дозиметрический контроль .....	234
ЛИТЕРАТУРА .....	244
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ II .....</b>	<b>246</b>
<b>СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....</b>	<b>246</b>
<b>РАЗДЕЛ 7. РАДИОНУКЛИДЫ В ПРИРОДЕ .....</b>	<b>260</b>
7.1. Источники радиации на Земле .....	260
7.2. Радионуклиды земного происхождения .....	260
7.3. Естественный радиационный фон окружающей среды .....	281
7.4. Земные источники внутреннего облучения человека .....	295
7.4.1. Объемная активность радона в воздухе помещений .....	295
7.4.2. Объемная активность дочерних продуктов распада радона в воздухе помещений .....	304
7.4.3. Оценка дозы от дочерних продуктов распада изотопов радона .....	308
7.4.4. Дозы облучения отдельных органов человека радионуклидами земного происхождения .....	309
7.5. Космические лучи .....	310
ЛИТЕРАТУРА .....	315
<b>РАЗДЕЛ 8 ТЕХНОГЕННЫЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ .....</b>	<b>317</b>
8.1. Искусственные радионуклиды техногенного происхождения .....	317
8.2. Естественные радионуклиды техногенного происхождения .....	319
8.2.1. Радиоактивность, связанная с добычей нефти и газа .....	319
8.2.2. Выделение радиоактивности при сжигании угля .....	320
ЛИТЕРАТУРА .....	322
<b>РАЗДЕЛ 9 ТЕХНОГЕННЫЕ ЕСТЕСТВЕННЫЕ И ИСКУССТВЕННЫЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА .....</b>	<b>323</b>
9.1. Добыча и переработка руды .....	323
9.2. Извлечение и обогащение урана .....	326
<b>9.3. Накопление радионуклидов при работе реактора .....</b>	<b>328</b>
9.4. Хранение и переработка топлива, упаковка и захоронение отходов .....	334
9.5. Оценка дозы излучения для ядерного топливного цикла .....	338
ЛИТЕРАТУРА .....	339

<b>РАЗДЕЛ 10 АВАРИИ НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ И ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТАХ .....</b>	<b>340</b>
10.1. ПРИЧИНЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ АВАРИЙ И ОЦЕНКА УТЕЧКИ РАДИОАКТИВНОСТИ .....	340
10.2. ПРИМЕРЫ ИНЦИДЕНТОВ НА ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТАХ, ПРИВЕДШИХ К ЗНАЧИТЕЛЬНЫМ ВЫБРОСАМ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ. МОНИТОРИНГ ОБЪЕКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ .....	343
10.2.1. Авария на военном объекте в Кыштыме .....	343
10.2.2. Авария в Уиндскейле .....	344
10.2.3. Тримайл-Айленд .....	345
10.2.4. Селлафилд .....	346
10.2.5. Кап-де-ла-Аг .....	346
10.2.6. Чернобыль .....	347
10.2.7. Падение с космической орбиты советского атомного реактора .....	348
10.2.8. Падение установки спутника SNAP-9A .....	348
ЛИТЕРАТУРА .....	348
<b>РАЗДЕЛ 11 РАДИОАКТИВНЫЕ ЗАГРЯЗНЕНИЯ И ДЕЗАКТИВАЦИЯ .....</b>	<b>350</b>
11.1. ИСТОЧНИКИ РАДИОАКТИВНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ .....	350
11.1.1. Характеристика радиоактивных загрязнений .....	351
11.1.2. Физико-химические процессы элементарных актов радиоактивного загрязнения поверхности .....	354
11.2. ДЕЗАКТИВАЦИЯ .....	358
11.2.1. Количественная оценка эффективности дезактивации .....	358
11.2.2. Классификация способов дезактивации .....	360
11.2.3. Физико-химические основы способов дезактивации .....	361
11.2.4. Кинетика процесса дезактивации .....	363
11.3. БЕЗЖИДКОСТНЫЕ СПОСОБЫ ДЕЗАКТИВАЦИИ .....	366
11.3.1. Дезактивация струей газа .....	366
11.3.2. Абразивный обдув .....	368
11.3.3. Дезактивация механическим воздействием с пылеотсасыванием .....	369
11.3.4. Дезактивация путем снятия загрязненного слоя и изоляции загрязненной поверхности .....	370
11.4. ДЕЗАКТИВАЦИЯ СТРУЕЙ ВОДЫ .....	372
11.4.1. Механизм процесса дезактивации струей воды .....	372
11.4.2. Пути повышения эффективности дезактивации струей воды .....	375
11.5. ДЕЗАКТИВАЦИЯ РАСТВОРАМИ .....	379
11.5.1. Растворы на основе ПАВ и комплексообразующих добавок .....	379
11.5.2. Обработка растворами, содержащими окислители и восстановители .....	382
11.5.3. Применение растворов, содержащих сорбенты .....	385
11.6. ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ПРОЦЕССА ДЕЗАКТИВАЦИИ ЭЛЕКТРИЧЕСКИМ ПОЛЕМ И УЛЬТРАЗВУКОМ .....	386
11.6.1. Обработка загрязненных поверхностей растворами при наложении электрического поля .....	386
11.6.2. Повышение эффективности дезактивации с помощью ультразвуковых колебаний в растворе .....	388
11.7. ПРИМЕНЕНИЕ ПЛЕНОК И ПОКРЫТИЙ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА .....	391
11.7.1. Назначение и состав пленок и покрытий .....	391
11.7.2. Изолирующие покрытия .....	392
11.7.3. Дезактивация методом нанесения и удаления пленок .....	393
11.7.4. Локализация радиоактивных загрязнений эмульсиями и твердеющими составами .....	395
11.8. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ВОДЫ .....	395
11.8.1. Радиоактивные загрязнения воды и оценка методов очистки .....	395
11.8.2. Методы дезактивации воды .....	396
11.9. ОЧИСТКА ВОЗДУХА .....	400
11.10. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОДЕЖДЫ .....	403
11.10.1. Загрязнение и дезактивация одежды из хлопчатобумажной ткани .....	403
11.10.2. Дезактивация одежды из шерстяных и искусственных тканей .....	407
11.10.3. Повышение эффективности дезактивации одежды .....	409
11.11. ДЕЗАКТИВАЦИЯ КОЖНЫХ ПОКРОВОВ .....	411
11.12. ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПРОДОВОЛЬСТВИЯ .....	413
ЛИТЕРАТУРА .....	415
<b>РАЗДЕЛ 12 ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА АКТИНОИДОВ .....</b>	<b>419</b>
12.1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА АКТИНОИДОВ .....	419
12.1.1. Деление ядер. Цепная реакция деления .....	422
12.1.2. Размножение нейтронов .....	426
12.1.3. Получение трансурановых элементов .....	430

12.2. ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ .....	433
12.2.1. Допустимые и безопасные параметры .....	434
12.2.2. Коэффициенты запаса .....	435
12.2.3. Эффекты гетерогенности .....	436
12.2.4. Способы обеспечения ядерной безопасности .....	437
12.2.5. Влияние замедлителей на критические параметры нуклидов .....	438
12.2.6. Критические параметры смесей нуклидов .....	439
12.3. ЯДЕРНЫЕ СВОЙСТВА ЭЛЕМЕНТОВ С Z ОТ 89 ДО 103 .....	442
12.3.1. Актиний .....	442
12.3.2. Торий .....	443
12.3.3. Протактиний .....	443
12.3.4. Уран .....	453
12.3.5. Нептуний .....	460
12.3.6. Плутоний .....	461
12.3.7. Америций .....	468
12.3.8. Кюрий .....	472
12.3.9. Берклий .....	474
12.3.10. Калифорний .....	476
12.3.10. Калифорний .....	479
12.3.12. Трансэйнштейниевые элементы .....	482
Литература .....	488

## **РАЗДЕЛ 13 СВОЙСТВА, РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ И МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ..... 489**

13.1. ТРИТИЙ $^3_1\text{H}$ .....	489
13.1.1. Образование трития в окружающей среде, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных .....	489
13.1.2. Методы определения и допустимые концентрации трития в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	491
13.2. УГЛЕРОД $^{14}\text{C}$ .....	492
13.2.1. Образование $^{14}\text{C}$ в окружающей среде, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных .....	492
13.2.2. Методы измерения активности и допустимые концентрации $^{14}\text{C}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	494
13.3. АРГОН $^{41}\text{Ar}$ . ОБРАЗОВАНИЕ, МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЯ АКТИВНОСТИ И ДОПУСТИМЫЕ КОНЦЕНТРАЦИИ $^{41}\text{Ar}$ В ВОЗДУХЕ РАБОЧИХ ПОМЕЩЕНИЙ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ИХ ОБЪЕМА .....	495
13.4. ХРОМ $^{51}\text{Cr}$ ОБРАЗОВАНИЕ, ПРИМЕНЕНИЕ, РАСПРЕДЕЛЕНИЕ В ОРГАНИЗМЕ ЧЕЛОВЕКА И ДОПУСТИМЫЕ КОНЦЕНТРАЦИИ $^{51}\text{Cr}$ В ВОЗДУХЕ РАБОЧИХ ПОМЕЩЕНИЙ И В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ .....	496
13.5. ЖЕЛЕЗО $^{59}\text{Fe}$ .....	499
13.5.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных .....	499
13.5.2. Методы измерения радиоактивности и допустимые концентрации $^{59}\text{Fe}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	500
13.6. КОБАЛЬТ $^{60}\text{Co}$ .....	501
13.6.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных .....	501
13.6.2. Методы измерения активности и допустимые концентрации $^{60}\text{Co}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	502
13.7. КРИПТОН $^{85}\text{Kr}$ .....	504
13.7.1. Образование, распределение $^{85}\text{Kr}$ в организме человека и животных .....	504
13.7.2. Методы измерения активности и оцененные мощности дозы в различных органах для полубесконечного пространства, содержащего $^{85}\text{Kr}$ .....	505
13.8. СТРОНЦИЙ $^{89}\text{Sr}$ И $^{90}\text{Sr}$ .....	506
13.8.1. Образование и пути поступления $^{89}\text{Sr}$ и $^{90}\text{Sr}$ в окружающую среду .....	506
13.8.2. Распределение в организме человека и радиационное воздействие радионуклидов стронция на человека и животных .....	507
13.8.3. Методы определения $^{89}\text{Sr}$ и $^{90}\text{Sr}$ в организме человека и объектах окружающей среды, допустимые концентрации этих радионуклидов в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	509
13.9. РАДИОАКТИВНЫЕ ИЗОТОПЫ ИОДА $^{123}\text{I}$ , $^{125}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$ , $^{131}\text{I}$ .....	510
13.9.1. Образование, миграция в природной среде, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие радионуклидов иода .....	510

13.9.2. Измерение радиоактивности и допустимые концентрации изотопов иода в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде.....	514
13.10. ЦЕЗИЙ <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs .....	517
13.10.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие цезия на человека и животных.....	517
13.10.2. Методы определения и допустимые концентрации <sup>134</sup> Cs и <sup>137</sup> Cs в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде .....	519
13.11. ТОРИЙ Тн.....	520
13.11.1. Свойства, применение, распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие, токсичность .....	520
13.11.2. Методы определения тория .....	522
13.12. УРАН <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U.....	525
13.12.1. Свойства, применение, распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие, токсичность .....	525
13.12.2. Методы определения урана .....	527
13.13. НЕПТУНИЙ <sup>237</sup> Np, <sup>239</sup> Np.....	529
13.13.1. Получение и свойства нептуния.....	529
13.13.2. Радиационное и токсическое воздействие нептуния на человека и животных .....	530
13.13.3. Методы определения нептуния.....	531
13.14. ПЛУТОНИЙ <sup>238</sup> Pu, <sup>239</sup> Pu.....	533
13.14.1. Получение, свойства, применение, поступление в окружающую среду.....	533
13.14.2. Поступление и распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие .....	534
13.14.3. Методы определения плутония.....	536
13.15. АМЕРИЦИЙ <sup>241</sup> Am, <sup>243</sup> Am .....	538
13.15.1. Образование, свойства, применение и поступление в окружающую среду.....	538
13.15.2. Распределение америция в организме человека и животных и радиационное воздействие ....	539
13.15.3. Методы определения и допустимые концентрации <sup>241</sup> Am и <sup>243</sup> Am в воздухе рабочих помещений, атмосферном воздухе, воде и пище .....	541
ЛИТЕРАТУРА.....	542

**ПРИЛОЖЕНИЕ III..... 545**

**ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ ..... 545**

3.1. ОСНОВНЫЕ НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ.....	545
3.2. ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТ С ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ .....	545
3.2.1. Классификация радиационных объектов (разд. 3.1 ОСПОРБ–99) .....	546
3.2.2. Размещение радиационных объектов и зонирование территорий.....	547
3.2.3. Организация работ с ИИ .....	548
3.3. РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ (РАЗДЕЛ 2.4 ОСПОРБ–99) .....	550
3.4. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ (ВЫДЕРЖКИ ИЗ П. 3.12 ОСПОРБ–99).....	553
3.4.1. Сбор РАО.....	553
3.4.2. Общие требования по подготовке и сдаче РАО (из рекомендаций ГАН) .....	554
3.5. ОБРАЩЕНИЕ С МАТЕРИАЛАМИ И ИЗДЕЛИЯМИ, ЗАГРЯЗНЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ .....	555
3.5.1. Дезактивация .....	555
3.5.2. Нормативные документы.....	556
3.6. ПЕРЕЧЕНЬ ДОКУМЕНТАЦИИ, НЕОБХОДИМОЙ ДЛЯ ОРГАНИЗАЦИИ РАБОТ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ.....	557
3.6.1. Документы .....	557
3.6.2. Приказы .....	558
3.7. ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ [1].....	560
ЛИТЕРАТУРА.....	596

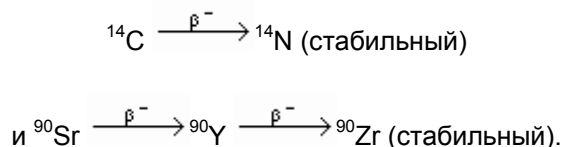
# РАЗДЕЛ 1

## РАДИОАКТИВНЫЙ РАСПАД

Автор-составитель: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых

### 1.1. Радиоактивность

Нуклиды, имеющие избыток энергии покоя, реализуют ее путем распада, испуская  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ -кванты и другие частицы, или разделяются на два более легких ядра (осколка). Свойство ядер спонтанно испускать какие-либо частицы называют радиоактивностью, а сами ядра, испытывающие такой распад, — радиоактивными [1–3]. Распадающийся нуклид обычно называют материнским ядром, а образовавшийся новый нуклид — дочерним. При этом дочерний нуклид может быть как стабильным, так и радиоактивным. Например,



Впервые явление радиоактивности было открыто в 1896 г. французским физиком Анри Беккерелем при изучении люминесценции солей урана, и с тех пор исследованием радиоактивности ядер занимались такие выдающиеся ученые, как Пьер и Мария Кюри, Резерфорд, Ферми, Хлопин, Петржак и др.

Радиоактивный распад испытывают не только атомные ядра, но и отдельные частицы, например нейтроны, мезоны, мюоны, гипероны и другие частицы, синтезируемые на ускорителях или попадающие на Землю из космоса [4–5]. Энергия, выделяющаяся при распаде ядер, равна разности масс распадающегося ядра и образующихся дочернего ядра и частицы и может быть определена из соотношения

$$E_p = \frac{(M_m - M_d - M_c)c^2}{1,6 \cdot 10^{-13}}, \quad (1.1)$$

где  $E_p$  — энергия распада, МэВ (мегаэлектронвольт);  $M_m$ ,  $M_d$  и  $M_c$  — соответственно массы материнского и дочернего ядер и частицы, кг;  $c$  — скорость света в вакууме, равная  $3 \cdot 10^8$  м/с;  $1,6 \cdot 10^{-13}$  — коэффициент перевода энергетических единиц — джоулей в МэВ ( $1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19}$  Дж,  $1 \text{ МэВ} = 10^6 \text{ эВ}$ ).

Большая часть радиоактивных ядер элементов таблицы Менделеева получена искусственными методами путем облучения стабильных нуклидов различными ускоренными частицами ( $n$ ,  $p$ ,  $\alpha$ ,  $\gamma$  и др.) или делением тяжелых ядер (изотопов Th, U, Pu и др.) под воздействием нейтронов в ядерных реакторах.



## 1.2. Законы радиоактивного распада

Каждый радионуклид характеризуется своей средней скоростью распада или средним временем жизни. Поэтому количество радионуклида удобно выражать его активностью, т. е. числом распадов ядер в единицу времени, т. к. эту величину можно измерить с помощью различных детекторов:

$$A = \lambda N, \quad (1.2)$$

где  $A$  — радиоактивность, распад/сек;  $\lambda$  — константа распада (вероятность распада);  $N$  — количество радиоактивных ядер.

В системе СИ за единицу активности принят 1 Бк (беккерель). 1 Бк = 1 распад/с.

Внесистемная единица активности — Ки (кюри). 1 Ки =  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк.

В результате распада количество радиоактивных ядер в образце непрерывно уменьшается, и, следовательно, изменяется и его активность. Скорость распада описывается соотношением

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N. \quad (1.3)$$

Интегрирование этого выражения, дает формулу для вычисления количества оставшихся ядер на любой момент времени:

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (1.4)$$

где  $N_0$  — начальное количество ядер на момент времени  $t = 0$ ;  $N_t$  — количество оставшихся (нераспавшихся) ядер на момент времени  $t$ .

Уравнение (1.4) называется основным законом радиоактивного распада.

Для оценки относительной стабильности различных радионуклидов удобно пользоваться не константой распада  $\lambda$ , а периодом полураспада  $T_{1/2}$ , представляющим собой время, за которое

начальное количество ядер уменьшается в два раза  $\left( N_{T_{1/2}} = \frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda T_{1/2}} \right)$ , откуда

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}. \quad (1.5)$$

Иногда используется и такая характеристика нестабильности нуклида, как среднее время жизни  $\tau$ :

$$\tau = \frac{\int_0^{\infty} t dN}{\int_0^{\infty} dN} = \frac{\int_0^{\infty} t \lambda N dt}{\int_0^{\infty} \lambda N dt} = \frac{\int_0^{\infty} t N_0 e^{-\lambda t} dt}{\int_0^{\infty} N_0 e^{-\lambda t} dt} = \frac{\int_0^{\infty} t e^{-\lambda t} dt}{\int_0^{\infty} e^{-\lambda t} dt} = \frac{1}{\lambda}. \quad (1.6)$$

Из уравнений (1.4) и (1.5) получим уравнение для вычисления активности радионуклида в образце:

$$A_t = A_0 e^{(-0,693t/T_{1/2})}, \quad (1.7)$$

где  $A_0 = \lambda N_0$  и  $A_t = \lambda N_t$  — активность радионуклида в начальный момент при  $t = 0$  и по прошествии времени  $t$  соответственно.

Зная активность образца на данный момент времени, можно вычислить количество радиоактивных ядер, содержащихся в образце, и их массу:

$$N = \frac{A}{\lambda} = \frac{A T_{1/2}}{0,693},$$

$$m = \frac{NM}{6,023 \cdot 10^{23}} = \frac{AM T_{1/2}}{0,693 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}, \quad (1.8)$$

где  $m$  — масса радиоактивных ядер в образце, г;  $M$  — массовое число радионуклида.

Если при распаде нуклида образуется дочернее радиоактивное ядро со своим периодом полураспада, то говорят, что эти нуклиды связаны *генетически*. В этом случае количество дочернего нуклида в любой момент времени можно найти, рассмотрев уравнения, описывающие процесс распада:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1, \quad (1.9)$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2, \quad (1.10)$$

где  $N_1$  и  $N_2$  — количество материнского и дочернего нуклидов в образце соответственно, а  $\lambda_1$  и  $\lambda_2$  — их константы распада;  $dN_1$  и  $dN_2$  — скорости изменения количества материнского и дочернего ядер.

Решение уравнений (1.9) и (1.10) относительно  $N_2$  имеет вид:

$$N_2 = \frac{\lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + N_{02} e^{-\lambda_2 t}, \quad (1.11)$$

где  $N_{01}$  и  $N_{02}$  — количество ядер материнского и дочернего радионуклидов в начальный момент времени соответственно.

Из выражения (1.11) получаем уравнение, описывающее изменение активности дочернего ядра во времени:

$$A_2 = \lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + \lambda_2 N_{02} e^{-\lambda_2 t}. \quad (1.12)$$

Проанализируем выражение (1.11) для случая, когда образец очищен от начального содержания дочернего нуклида, т. е.

$$N_2 = \frac{\lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}). \quad (1.13)$$

Примем, что материнское ядро более долгоживущее, чем дочернее, т. е.  $T_1 \gg T_2$  ( $\lambda_1 \ll \lambda_2$ ), а время выдержки  $t > T_2$ .  $T_1$  и  $T_2$  — периоды полураспада материнского и дочернего нуклидов. Тогда выражение (1.13) переходит в соотношение

$$\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2 \text{ или } \frac{N_1}{N_2} = \frac{T_1}{T_2}, \quad (1.14)$$

которое называют вековым равновесием.

Из уравнения (1.13) также следует, что при условии  $t < T_2$  накопление активности дочернего нуклида определяется его периодом полураспада:

$$A_2 = \lambda_1 N_{01} (1 - e^{-0,693t/T_2}). \quad (1.15)$$

Например, при  $t = T_2$  накопленная активность дочернего нуклида составляет ровно половину от его максимальной активности, находящейся в равновесии с материнским нуклидом (см. рис. 1.1).

Соотношение (1.14) широко используется для определения периодов полураспада долгоживущих радиоактивных изотопов. Примером последовательного распада двух радиоактивных веществ является превращение  $^{226}\text{Ra}$  в радон  $^{222}\text{Rn}$ . Известно, что  $^{226}\text{Ra}$ , испуская  $\alpha$ -частицы с периодом полураспада  $T_1 \approx 1600$  лет, превращается в газ радон ( $^{222}\text{Rn}$ ), который сам радиоактивен и испускает  $\alpha$ -частицы с периодом полураспада  $T_2 \approx 3,82$  суток. В этом примере  $T_1, T_2$ , так что для моментов времени  $t < T_2$  активность дочернего нуклида будет описываться выражением (1.15), а при  $T_{\text{Rn}} \ll t \ll T_{\text{Ra}}$  — соотношением (1.14). Например, при  $T > 40$  суток ( $t > 10 T_{\text{Rn}}$ ) соотношение (1.14) выполняется с точностью 99,9 %. Для системы  $^{226}\text{Ra} \rightarrow ^{222}\text{Rn}$  три величины из четырех входящих в уравнение (1.14) можно измерить непосредственно:  $N_{\text{Ra}}$  — взвешиванием,  $N_{\text{Rn}}$  — по объему и  $T_{\text{Rn}}$  — путем измерения периода полураспада  $\text{Rn}$ , который имеет удобное для определения значение, равное 3,82 суток. Таким образом, четвертую величину  $T_{\text{Ra}}$  можно вычислить. Это вычисление дает для периода полураспада радия  $T_{\text{Ra}} \approx 1600$  лет, что совпадает с результатом определения  $T_{\text{Ra}}$  методом абсолютного счета испускаемых радием  $\alpha$ -частиц.

Если же период полураспада дочернего нуклида сравним с периодом полураспада материнского ядра, т. е.  $T_2 < T_1$ , то по прошествии времени  $t > T_2$  накапливается максимальная активность дочерних ядер, и их распад подчиняется уравнению

$$A_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\frac{0,693}{T_1} t}. \quad (1.16)$$

Этот случай, называемый подвижным равновесием, проиллюстрирован на рис. 1.2.

Продифференцировав уравнение (1.13) и приравняв производную нулю, можно найти время, через которое количество ядер дочернего нуклида, а следовательно, и его активность, достигнут максимальной величины (см. рис. 1.2):

$$t_{\text{max}} = \frac{1}{\lambda_1 - \lambda_2} \ln \frac{\lambda_2}{\lambda_1}. \quad (1.17)$$

Выражение (1.17) обычно используется при радиохимическом анализе генетически связанных радионуклидов, когда периоды полураспада дочернего и материнского нуклидов близки ( $T_1 > T_2$ ).

Если же период полураспада материнского ядра намного меньше дочернего, то материнские ядра быстро распадаются, а образовавшиеся дочерние распадаются согласно своему периоду полураспада (рис. 1.3). При этом активность дочерних ядер будет меньше активности материнских в соответствии с соотношением их периодов полураспада.

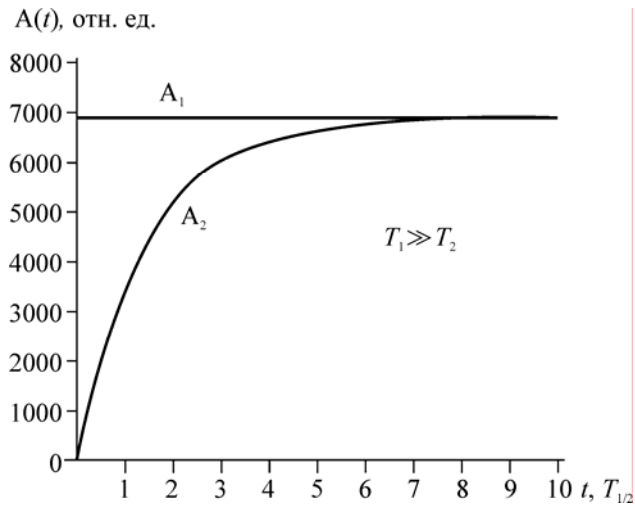


Рис. 1.1. Активность материнского  $A_1$  и дочернего  $A_2$  нуклидов при  $T_1 \gg T_2$

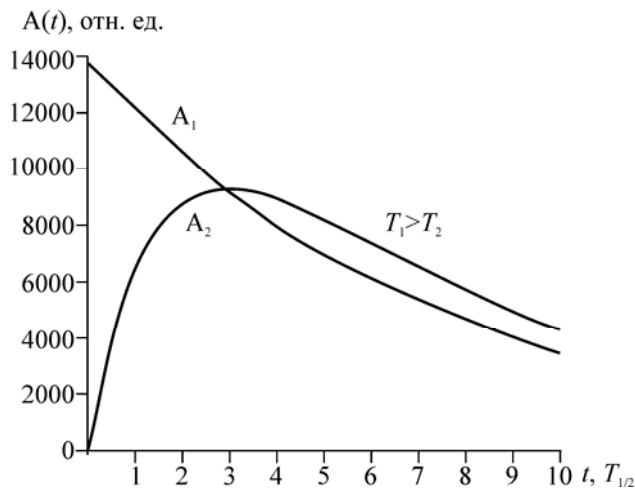


Рис. 1.2. Активность материнского  $A_1$  и дочернего  $A_2$  нуклидов при  $T_1 > T_2$

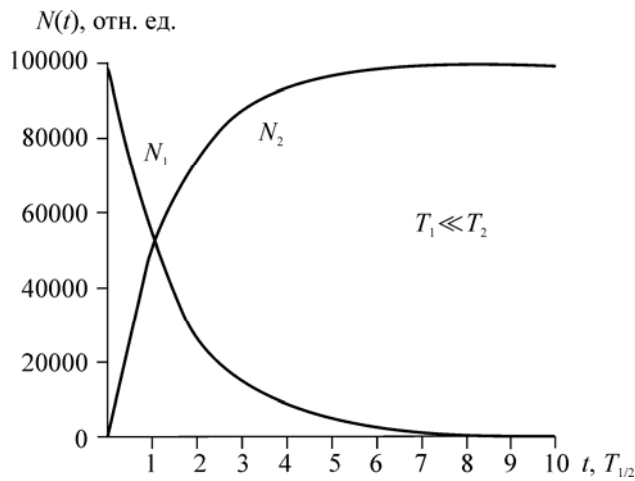
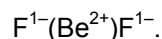


Рис. 1.3. Изменение количества материнского  $N_1$  и дочернего  $N_2$  нуклидов при  $T_1 \ll T_2$

### 1.3. Виды распада радиоактивных ядер

Распад ядра непосредственно обусловлен избытком энергии покоя и его внутренним строением. Скорость распада практически не зависит от внешних условий: давления, температуры окружающей среды и агрегатного состояния вещества, поскольку ядро надежно защищено электронной оболочкой от внешних воздействий. Однако в некоторых случаях эта защита не столь совершенна, и тогда значения  $\lambda$  могут несколько изменяться. Например, константа распада нуклида  ${}^7\text{Be}$  зависит от химической структуры соединения, в которое входит бериллий.  ${}^7\text{Be}$  может находиться в матрице металлического  ${}^9\text{Be}$  или может быть и в виде соединения  ${}^7\text{BeF}_2$ , в котором атом бериллия отдает два своих электрона  $L$ -оболочки атому фтора и образует соединение



В результате этого изменяется электрическое поле в зоне ядра атома бериллия, что приводит к изменению постоянной распада

$$\frac{\Delta\lambda}{\lambda} = \frac{\lambda(\text{Be}) - \lambda(\text{BeF}_2)}{\lambda(\text{Be})} = (1,2 \pm 0,1) \cdot 10^{-3},$$

т. е. период полураспада  ${}^7\text{Be}$  в соединении  $\text{BeF}_2$  возрастает.

Увеличение внешнего давления также приводит к небольшому уменьшению периода полураспада некоторых нуклидов. Так, например, увеличение давления на  $10^8$  Па прямо

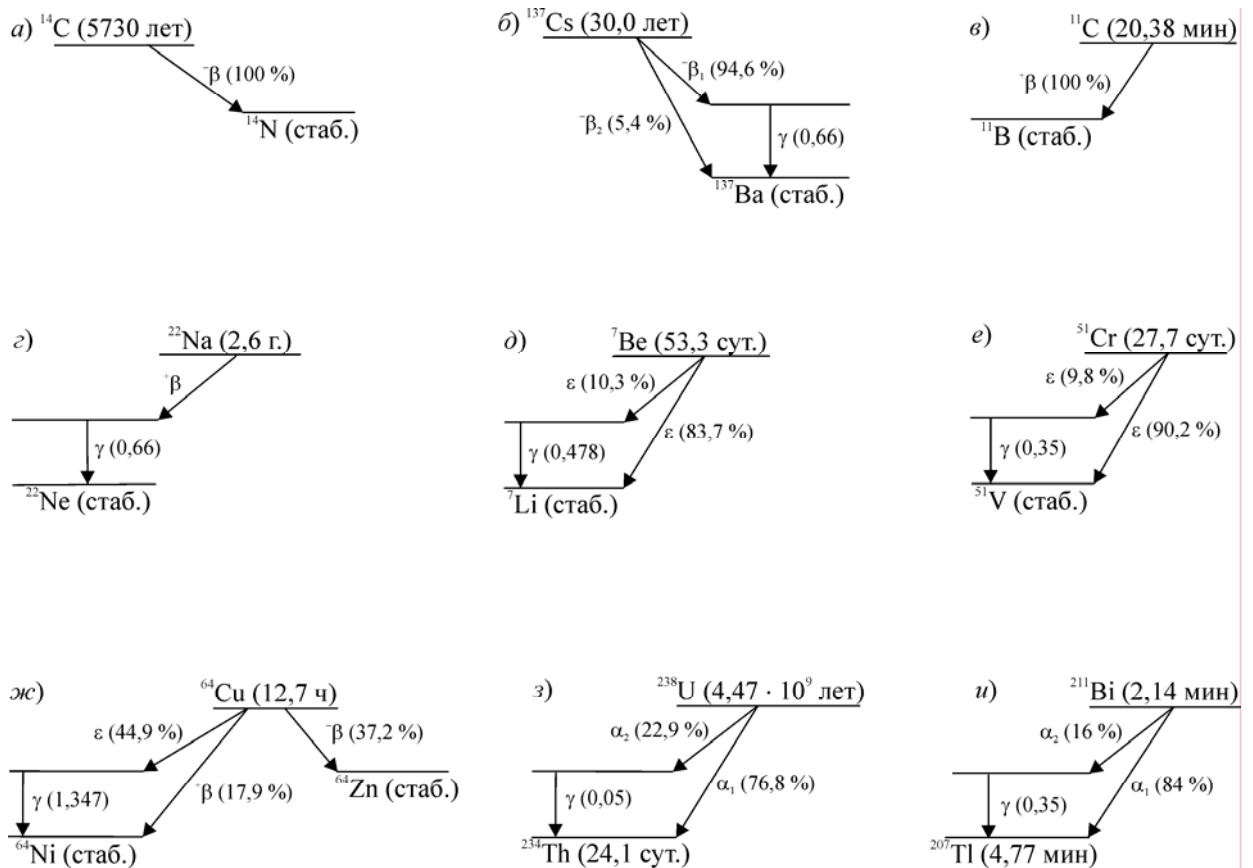
пропорционально изменяет  $\frac{\Delta\lambda}{\lambda}$  следующих нуклидов [2, 6]:

$${}^7\text{Be} — (2,2 \pm 0,1) \cdot 10^{-5};$$

$${}^{99m}\text{Tc} — (4,6 \pm 2,3) \cdot 10^{-6} \text{ (} m \text{ — изотоп в изомерном состоянии);}$$

$${}^{131}\text{Ba} — 0,66 \cdot 10^{-5}.$$

Радиоактивные нуклиды, как правило, содержат избыток или недостаток нейтронов (протонов) по сравнению со стабильными изотопами того же элемента. Избыток нейтронов обуславливает распад нуклида с испусканием  $-\beta$ -частицы и нейтральной частицы антинейтрино. Заряд ядра при этом увеличивается на единицу (рис. 1.4, а, б). При недостатке нейтронов возможен распад с испусканием  $+\beta$ -частицы и нейтрино или захват электрона с ближайшей к ядру электронной оболочки. В обоих этих случаях заряд ядра уменьшается на единицу. Соответственно эти виды радиоактивного распада называются  $-\beta$ -распад,  $+\beta$ - и электронный захват ( $K$ -захват) (рис. 1.4, в, г, д, е).



**Рис. 1.4.** Схемы распада некоторых радиоактивных ядер:

в скобках указаны периоды полураспада, энергия испускаемых  $\gamma$ -квантов;  $\beta^-$  и  $\beta^+$  — распад ядра с испусканием электрона и позитрона соответственно;  $\epsilon$  — захват электрона ядром

Существуют нуклиды, которые могут распадаться, как испуская  $-\beta^-$  или  $+\beta^+$ -частицы, так и захватывая электрон. Например, изотоп меди с массовым числом 64, 37,2 % распадов которого идет с испусканием  $-\beta^-$ -частиц, 17,9 % приходится на  $+\beta^+$ -распад и 44,9 % составляет  $K$ -захват (рис. 1.4, ж).

Поскольку при  $\beta$ -распаде образуются три частицы — дочернее ядро,  $\beta$ -частица и нейтрино (антинейтрино), то энергия  $\beta$ -распада будет распределяться между этими частицами в соответствии с законом сохранения импульса системы, при этом угол вылета нейтрино (антинейтрино) по отношению к направлению движения  $\beta$ -частицы равновероятен. Причем практически вся энергия придется на  $\beta$ -частицу и нейтрино (антинейтрино) вследствие малой массы последних по сравнению с дочерним нуклидом. Соответственно эти частицы — продукты  $\beta$ -распада — могут иметь любую энергию: от почти нулевой до максимальной, близкой к энергии распада, т. е. спектр этих частиц непрерывный со средней энергией  $\beta$ -частиц и нейтрино (антинейтрино), равной соответственно  $\approx 1/3$  и  $\approx 2/3$  от энергии распада (рис. 1.5). В большинстве случаев максимальная энергия испускаемых  $\beta$ -частиц находится в пределах от 0,0179 МэВ ( $^{3H}$ ) до 4,11 МэВ ( $^{38Cl}$ ), а период полураспада — в пределах от 0,85 секунд ( $^{127Sb}$ ) до  $1,23 \cdot 10^9$  лет ( $^{40K}$ ).

Тяжелые нуклиды с массовым числом более 200 могут распадаться с испусканием  $\alpha$ -частиц (рис. 1.4, з, и). Для этих нуклидов  $\alpha$ -распад, как правило, более выгоден энергетически. Периоды полураспада  $\alpha$ -активных ядер находятся в пределах от  $3,05 \cdot 10^{-7}$  секунд ( $^{212Po}$ ) до  $1,4 \cdot 10^{10}$  лет ( $^{232Th}$ ), а энергия  $\alpha$ -частиц для большинства природных радионуклидов составляет 4–6 МэВ (изотопы урана, тория, радия). Однако имеются короткоживущие нуклиды, испускающие  $\alpha$ -частицы с большей энергией, например 7,687 МэВ ( $^{214Po}$ ) или 8,785 МэВ ( $^{212Po}$ ).

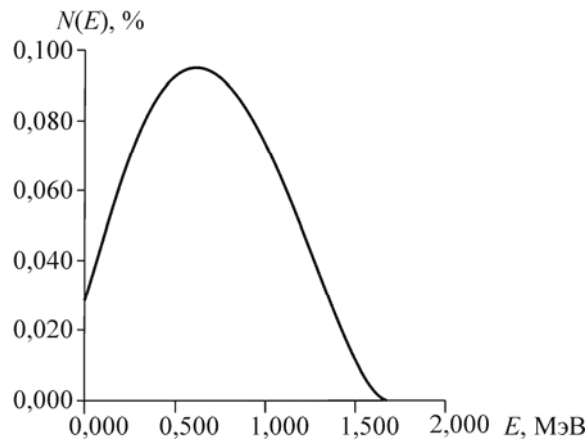


Рис. 1.5. Спектр  $\beta$ -частиц  $^{32}\text{P}$

В отличие от  $\beta$ -распада энергия  $\alpha$ -частиц строго определена. При  $\alpha$ -распаде одного нуклида могут испускаться несколько  $\alpha$ -частиц с различными энергиями, но эти энергии определяются уровнями возбуждения дочернего ядра (см. рис. 1.4, з, и). Таким образом, спектр  $\alpha$ -частиц получается линейчатым. Максимальная энергия  $\alpha$ -частиц в этом спектре соответствует распаду из основного состояния материнского ядра в основное состояние дочернего нуклида.

Образовавшееся при  $\alpha$ -распаде (как и при  $\beta$ -распаде) дочернее ядро уносит часть энергии в виде кинетической энергии (энергии ядра отдачи). Следовательно, энергия распределяется между  $\alpha$ -частицей, дочерним ядром и, если есть, то и  $\gamma$ -квантами. Так, при  $\alpha$ -распаде  $^{238}\text{U}$  в 76,8 % случаев испускаются  $\alpha$ -частицы с максимальной энергией 4,198 МэВ и в 22,9 % —  $\alpha$ -частицы с энергией 4,145 МэВ. Используя законы сохранения импульса и энергии, можно рассчитать энергию отдачи дочернего ядра  $^{234}\text{Th}$ , энергию  $\gamma$ -кванта и затем энергию распада. Если при этом известна масса долгоживущего нуклида  $^{238}\text{U}$ , то можно вычислить и массу образующегося короткоживущего  $^{234}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 24,1$  суток).

Из закона сохранения импульса следует:

$$m_{\text{д}} v_{\text{д1}} = m_{\alpha_1} v_{\alpha_1}, \quad (1.18)$$

где  $m_{\text{д}}$  и  $m_{\alpha_1}$  — массы дочернего ядра и  $\alpha$ -частицы соответственно;  $v_{\text{д1}}$  и  $v_{\alpha_1}$  — скорости ядра отдачи и  $\alpha$ -частицы (с максимальной энергией) соответственно.

Используя равенство (1.18) и закон сохранения энергии, можно получить соотношение, связывающее энергии и массы частицы и ядра:

$$m_{\alpha_1} E_{\alpha_1} = m_{\text{д}} E_{\text{д1}}. \quad (1.19)$$

Поскольку  $E_{\text{р}} = E_{\alpha_1} + E_{\text{д1}}$ ,

$$\text{то } E_{\text{р}} = \frac{E_{\alpha_1} (m_{\text{д}} + m_{\alpha_1})}{m_{\text{д}}}, \quad (1.20)$$

где  $E_{\text{р}}$  — искомая энергия распада материнского ядра,  $E_{\text{д1}}$  и  $E_{\alpha_1}$  — максимальная кинетическая энергия отдачи дочернего ядра  $^{234}\text{Th}$  и  $\alpha_1$ -частицы соответственно.

В выражениях (1.19) и (1.20) массы дочернего нуклида и  $\alpha$ -частицы можно без заметной погрешности заменить на атомные числа этих ядер  $A_{\alpha_1} = 234$  и  $A_{\alpha_2} = 4$ . Из этих выражений находим  $E_{\alpha_1} = 0,07176$  МэВ и  $E_p = 4,2697$  МэВ. Соответственно энергия отдачи дочернего ядра после испускания  $\alpha$ -частицы ( $E_{\alpha_2} = 4,149$  МэВ) будет равна 0,0709 МэВ, а энергия  $\gamma$ -кванта

$$E_{\gamma} = E_p - E_{\alpha_1} - E_{\alpha_2} = 4,2697 - 0,0709 - 4,149 = 0,0498 \text{ МэВ.}$$

Массу образовавшегося короткоживущего изотопа  $^{234}\text{Th}$  рассчитывают из соотношения

$$m_{\text{Th}} = m_{\text{U}} + m_{\alpha} - \frac{E_p}{c^2}, \quad (1.21)$$

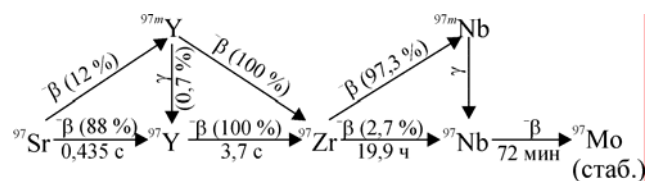
где  $m_{\text{U}} = 238,050760$  а. е. м. и  $m_{\alpha} = 4,002604$  а. е. м. — массы ядер урана и гелия соответственно [8];  $m_{\text{Th}} = 234,043643$  а. е. м., что с погрешностью  $4 \cdot 10^{-6} \%$  соответствует

табличному значению массы этого нуклида [8];  $\frac{E_p}{c^2}$  — масса, эквивалентная энергии распада:

$$\frac{E_p}{c^2} = \frac{4,2697 \cdot 10^6 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19}}{9 \cdot 10^{16} \cdot 1,660565 \cdot 10^{-27}} = 0,004571 \text{ а. е. м.}$$

Как видно из схем распада, большинство дочерних ядер, образуясь в возбужденном состоянии, затем сбрасывают энергию, испуская  $\gamma$ -кванты. Время жизни возбужденного состояния ядра  $\approx 10$ – $15$  с, и практически можно считать, что  $\gamma$ -кванты испускаются одновременно с  $\beta$ - или  $\alpha$ -частицами.

К  $\gamma$ -распаду относится также испускание  $\gamma$ -квантов метастабильными нуклидами (ядерными изомерами). Метастабильные состояния характеризуются значительно большим временем жизни, чем обычные возбужденные состояния ядер. Ядерные изомеры отличаются от нуклидов, находящихся в основном состоянии, не только энергией возбуждения, но и другими ядерными характеристиками (спином, магнитным и квадрупольным моментами, сечением взаимодействия с нейтронами и т. д.). Образуются такие нуклиды как при  $\beta$ - и  $\alpha$ -распаде, так и в ядерных реакциях:



**Самопроизвольное деление ядер** (спонтанное деление), как и  $\alpha$ -распад, наблюдается у тяжелых нуклидов с массовыми числами  $M > 230$  и  $Z > 90$  (изотопы урана, плутония, америция и др.). Такие ядра делятся на два осколка, массовые числа которых находятся в области 70–170 а. е. м. Кроме осколков в процессе деления образуются два-три нейтрона. При делении высвобождается суммарная энергия  $\approx 200$  МэВ, в том числе кинетическая энергия осколков, которая составляет  $\approx 170$  МэВ. Эта энергия распределяется между двумя осколками обратно пропорционально их массовым числам (см. формулу (1.19)). Так, если массовые числа  $M_1 = 98$  и  $M_2 = 140$ , то  $E_1 = 99,4$  МэВ,  $E_2 = 69,6$  МэВ. По сравнению со стабильными изотопами соответствующих элементов осколки перегружены нейтронами и поэтому распадаются с испусканием подряд нескольких  $\beta$ -частиц, образуя так называемые радиоактивные изобарные цепочки, имеющие одинаковые массовые числа, но отличающиеся зарядом нуклидов. Из-за того, что период полураспада по каналу спонтанного деления очень большой (для  $^{238}\text{U}$   $T_{1/2} = 8 \times 10^{15}$  лет), радиоактивность накопленных продуктов деления в природном уране незначительна.



## 1.4. Накопление радиоактивных изотопов при облучении ядер различными частицами

В атмосфере, воде и грунте в результате взаимодействия нейтронов и протонов космического происхождения с ядрами азота, кислорода, аргона и др. непрерывно образуются радиоактивные нуклиды  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^7\text{Be}$ ,  $^{22}\text{Na}$  и др.

Скорость накопления радионуклида можно описать дифференциальным уравнением

$$\frac{dN}{dt} = \sigma \Phi n - \lambda N, \quad (1.22)$$

где  $\sigma \Phi n$  — скорость образования радиоактивных ядер в единице объема;  $\lambda N$  — скорость их распада;  $\Phi$  — плотность потока бомбардирующих частиц,  $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $\sigma$  — сечение реакции,  $\text{см}^2$ ;  $n$  — количество ядер стабильного нуклида в единице объема.

Проинтегрировав уравнение (1.22), получим выражение для вычисления наведенной радиоактивности

$$A = \lambda N = \sigma \Phi n [1 - \exp(-\lambda t_{\text{обл}})], \quad (1.23)$$

где  $N$  — количество накопившихся радиоактивных ядер;  $t_{\text{обл}}$  — время облучения.

Если время облучения намного больше периода полураспада  $t_{\text{обл}} \gg (8 \cdot 10^4) T_{1/2}$ , то величина  $\exp(-\lambda t_{\text{обл}})$  пренебрежимо мала по сравнению с единицей, и тогда

$$A_{\infty} = \sigma \Phi n. \quad (1.24)$$

Активность  $A_{\infty}$  в этом случае называется активностью насыщения или равновесной активностью.

После окончания облучения наведенная в мишени радиоактивность будет уменьшаться в соответствии с уравнением (1.7):

$$A_{\text{выд}} = \sigma \Phi n [1 - \exp(-\lambda t_{\text{обл}})] \exp(-\lambda t_{\text{выд}}), \quad (1.25)$$

где  $A_{\text{выд}}$  — активность мишени через время выдержки  $t_{\text{выд}}$  после окончания облучения.

Вывод уравнения (1.23) сделан без учета уменьшения («выгорания») стабильных нуклидов мишени и «выгорания» образующихся радиоактивных ядер.

«Выгорание» стабильных ядер мишени при облучении большими потоками нейтронов (например в каналах реактора) можно учесть введением зависимости  $n$  от плотности потока нейтронов  $\Phi$  и времени облучения  $t$ :

$$\frac{dn}{dt} = -\sigma \Phi n. \quad (1.26)$$

Решение этого уравнения имеет вид

$$n = n_0 e^{-\sigma \Phi t}, \quad (1.27)$$

где  $\sigma$  — сечение захвата нейтронов ядрами мишени;  $n^0$  и  $n$  — количество ядер в мишени до облучения и в любой момент  $t$  во время облучения соответственно.

С учетом выражения (1.27) дифференциальное уравнение (1.22) можно представить в виде

$$\frac{dN}{dt} = \sigma \Phi n_0 e^{-\sigma \Phi t} - \lambda N. \quad (1.28)$$

Интегрирование уравнения (1.28) дает выражение для вычисления накопления радиоактивных ядер в облучаемой мишени с учетом «выгорания» ядер мишени:

$$N = \frac{\sigma \Phi n_0}{\lambda - \sigma \Phi} \left( e^{-\sigma \Phi t_{\text{обл}}} - e^{-\lambda t_{\text{обл}}} \right). \quad (1.29)$$

При облучении мишени в потоках бомбардирующих частиц большой плотности (например тепловыми нейтронами в реакторах) наряду с «выгоранием» ядер мишени могут заметно «выгорать» образующиеся радиоактивные ядра. Уравнение, учитывающее «выгорание» ядер мишени и «выгорание» накапливающихся радионуклидов при облучении мишени, имеет вид:

$$\frac{dN}{dt} = \sigma_1 \Phi n_0 e^{-\sigma_1 \Phi t} - \lambda N - \sigma_2 \Phi N, \quad (1.30)$$

где  $\sigma_1$  и  $\sigma_2$  — сечения захвата нейтронов ядрами мишени и радионуклида соответственно.

Решение этого уравнения дает количество накопленного радионуклида для любого времени облучения:

$$N = \frac{\sigma_1 \Phi n_0}{\lambda - \sigma_2 \Phi - \sigma_1 \Phi} \left[ e^{-\sigma_1 \Phi t_{\text{обл}}} - e^{-(\lambda + \sigma_2 \Phi) t_{\text{обл}}} \right]. \quad (1.31)$$

Радиоактивность такой мишени после какого-то времени выдержки определяется выражением

$$A_{\text{выд}} = \frac{\lambda \sigma_1 \Phi n_0}{\lambda + \sigma_2 \Phi - \sigma_1 \Phi} \left[ e^{-\sigma_1 \Phi t_{\text{обл}}} - e^{-(\lambda + \sigma_2 \Phi) t_{\text{обл}}} \right] e^{-\lambda t_{\text{выд}}}. \quad (1.32)$$

Иногда необходимо оценить радиационный эффект (поглощенную дозу) в мишени, вызванный  $\alpha$ -,  $\beta$ -частицами или  $\gamma$ -квантами, образующимися при распаде радиоактивного нуклида. Для такой оценки необходимо знать количество распадов, происшедших в мишени и при облучении, и во время выдержки, которое определяется выражениями:

$$\Delta N_{\text{обл}} = \sigma \Phi n t_{\text{обл}} - \frac{\sigma \Phi n}{\lambda} \left( 1 - e^{-\lambda t_{\text{обл}}} \right), \quad (1.33)$$

$$\Delta N_{\text{выд}} = \frac{\sigma \Phi n}{\lambda} \left[ 1 - e^{-\lambda t_{\text{обл}}} - e^{-\lambda t_{\text{выд}}} + e^{-\lambda (t_{\text{обл}} + t_{\text{выд}})} \right], \quad (1.34)$$

где  $\Delta N_{\text{обл}}$  — количество радиоактивных ядер, распавшихся в мишени во время облучения;  $\Delta N_{\text{выд}}$  — количество радиоактивных ядер, распавшихся в мишени при выдержке.

## Литература

1. Кюри М. Радиоактивность / Пер. с франц.; Под ред. В.И. Барановой. М.; Л.: ОГИЗ–Гостехиздат, 1947. 520 с.
2. Несмеянов А.Н. Радиохимия. М.: Химия, 1972. 592 с.
3. Мухин К.Н. Экспериментальная ядерная физика: Учебник для вузов: В 2 т. Т. 1. Физика атомного ядра. 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1983. 616 с.
4. Фраунфельдер Г., Хенли Э. Субатомная физика / Пер. с англ.; Под ред. В.В. Толмачева. М.: Мир, 1979. 736 с.
5. Валантен Л. Субатомная физика: ядра и частицы. Т. 1. Элементарный подход / Пер. с франц. Н.Н. Колесникова. М.: Мир, 1986. 272 с.
6. Блан Д. Ядра, частицы, ядерные реакторы / Пер. с франц. М.: Мир, 1989. 336 с.

## РАЗДЕЛ 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Автор-составитель: к.ф.-м.н. Л.И. Клочкова

### 2.1. Взаимодействие $\alpha$ -частиц с веществом

Проходя через вещество,  $\alpha$ -частицы испытывают *упругое рассеяние*\*1 на электронах и ядрах атомов тормозящей среды и *неупругие столкновения* с орбитальными электронами атомов. При энергии  $\alpha$ -частиц  $E_\alpha \leq 10$  МэВ ядерными реакциями можно пренебречь из-за их малого эффективного сечения.

В результате упругого столкновения с  $\alpha$ -частицей орбитальному электрону передается максимальная энергия

$$E_{e\max} = \frac{4m_e m_\alpha E_\alpha}{(m_e + m_\alpha)^2}, \quad (2.1)$$

где  $m_e$  — масса электрона;  $m_\alpha$  — масса  $\alpha$ -частицы;  $E_\alpha$  — энергия  $\alpha$ -частицы.

Так как  $m_\alpha \gg m_e$ , то

$$E_{e\max} = 2m_e v_\alpha^2, \quad (2.2)$$

где  $v_\alpha$  — скорость  $\alpha$ -частицы.

При неупругих столкновениях кинетическая энергия  $\alpha$ -частицы тратится на возбуждение\*2 и ионизацию\*3 атомов среды, через которую частица проходит. Эти потери энергии называются *ионизационными*. Для  $\alpha$ -частиц нерелятивистских энергий средняя потеря энергии на ионизацию и возбуждение атомов на единице пути в простом веществе (абсолютная тормозная способность вещества) может быть выражена формулой Бете [1]

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \frac{4\pi e^4 Z_\alpha^2 N B}{m_e v_\alpha^2}, \quad (2.3)$$

где  $e$  — заряд электрона;  $Z_\alpha$  — заряд  $\alpha$ -частицы в единицах заряда электрона;  $N$  — число

атомов в единице объема вещества;  $B = Z \ln \frac{2m_e v_\alpha^2}{\bar{I}}$  — атомная тормозная способность вещества;  $Z$  — порядковый номер атомов вещества;  $\bar{I}$  — средняя энергия ионизации атомов поглощающего вещества.

Величина  $\bar{I}$  определяется экспериментально. Для оценочных расчетов можно принять  $\bar{I} = 13,5 \cdot Z$  эВ. В табл. 2.1 приведены значения  $\bar{I}$  для некоторых веществ.

Значения средней энергии ионизации  $\bar{I}$  (эВ) [2]

Вещество	$\bar{I}$	Вещество	$\bar{I}$
He	64	Cu	371
C	78	Pb	1070
Al	166	Воздух	94

Величина  $\bar{I}$  не зависит ни от природы ионизирующей частицы, ни от ее энергии и является характеристикой тормозящей среды.

Для химического соединения выполняется правило Брэгга: молекулярная тормозная способность сложного вещества равна сумме атомных тормозных способностей элементов, входящих в состав этого вещества. В частном случае соединения из двух элементов

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \frac{4\pi e^4 Z_{\alpha}^2 N (B_1 + n B_2)}{m_e v_{\alpha}^2}, \quad (2.4)$$

где  $B_1$  и  $B_2$  — атомные тормозные способности элементов;  $n$  — число атомов вещества «2», приходящихся на один атом вещества «1».

Абсолютные массовые тормозные способности простого и сложного веществ равны соответственно

$$\left(\frac{dE}{dR}\right)_{\text{ион}} = \frac{dE}{dx} \frac{1}{\rho} = \frac{4\pi e^4 Z_{\alpha}^2 N_A B}{m_e v_{\alpha}^2 A}, \quad (2.5)$$

$$\left(\frac{dE}{dR}\right)_{\text{ион}} = \frac{4\pi e^4 Z_{\alpha}^2 N_A (B_1 + n B_2)}{m_e v_{\alpha}^2 M}, \quad (2.6)$$

где  $R = xr$  — путь  $\alpha$ -частицы в веществе в единицах поверхностной плотности;  $r$  — плотность вещества;  $N_A$  — число Авогадро;  $A$  — молярная масса простого вещества;  $M$  — молярная масса сложного вещества.

Удельная потеря энергии  $\alpha$ -частицы на ионизацию пропорциональна квадрату заряда  $\alpha$ -частицы, концентрации электронов в среде, обратно пропорциональна квадрату скорости  $\alpha$ -частицы и не зависит от массы  $\alpha$ -частицы.

Зависимость удельной ионизации  $\alpha$ -частицы от пройденного ею пути в воздухе представлена на [рис. 2.1](#) (кривая Брэгга).

Из [рис. 2.1](#) видно, что удельная ионизация  $\alpha$ -частицы возрастает к концу ее пробега, когда скорость  $\alpha$ -частицы уменьшается.

Применение формулы [\(2.3\)](#) ограничивается условиями

$$\frac{Z_{\alpha} e^2}{\hbar v_{\alpha}} \ll 1 \quad (2.7)$$

$$E_{\alpha} \gg \frac{m_{\alpha} E}{m_e} \quad (2.8)$$

где  $\hbar = \frac{h}{2\pi}$  — постоянная Планка;  $E_{\alpha}$  — энергия  $\alpha$ -частицы;  $E$  — энергия ионизации.

Если соотношение (2.7) не выполняется, то возможен захват электрона  $\alpha$ -частицей. Соотношение (2.8) означает, что скорость падающей  $\alpha$ -частицы велика по сравнению со скоростями электронов в атоме.

С ростом энергии  $\alpha$ -частицы удельные потери на ионизацию сначала падают очень быстро (рис. 2.2), а по мере приближения к скорости света — все медленнее и медленнее.

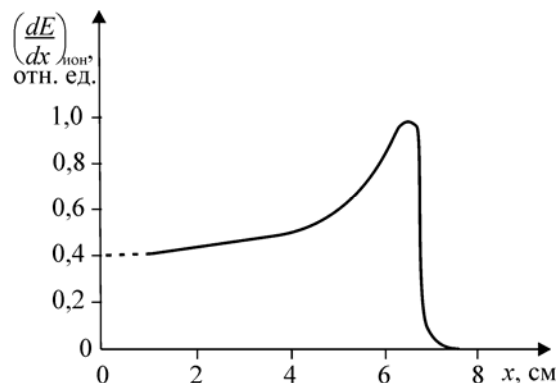
При высоких энергиях  $\alpha$ -частицы абсолютная тормозная способность вещества определяется по соотношению (2.3) с учетом того, что

$$B = Z \ln \left( \frac{2m_e v_{\alpha}^2}{I(1-\beta^2)} - \beta^2 \right) \quad (2.9)$$

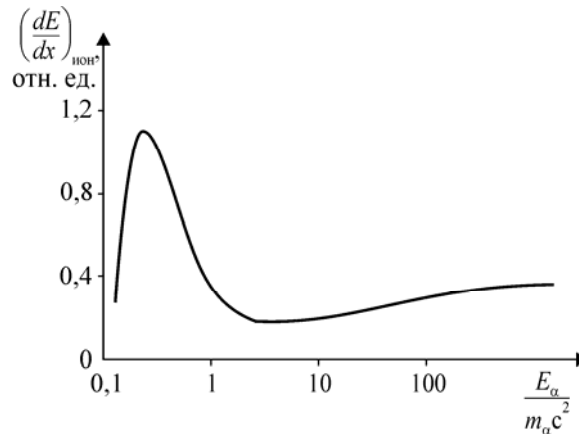
где  $\beta = \frac{v_{\alpha}}{c}$ .

Появление в соотношении (2.9) члена  $\beta^2$  связано с лоренцовским сокращением кулоновского поля, приводящим к передаче энергии более удаленным электронам. Вследствие возрастания роли далеких столкновений при высоких скоростях частицы необходимо учитывать эффект поляризации атомов среды, находящихся между пролетающей частицей и рассматриваемым атомом. Поляризация промежуточных атомов приводит к уменьшению удельной ионизации. Ионизационные потери минимальны при энергии  $\alpha$ -частиц порядка  $10^3$ – $10^4$  МэВ, с дальнейшим увеличением энергии они медленно возрастают. При очень высоких энергиях релятивистское возрастание удельной ионизации прекращается, и кривая выходит на плато.

На рис. 2.2 обращает на себя внимание начальный участок кривой, который не учитывается формулой (2.3). На этом участке удельная ионизация убывает с уменьшением скорости частицы. Этот эффект объясняется тем, что при скорости  $\alpha$ -частицы, сравнимой со скоростью орбитального движения электронов, частица захватывает электроны, ее заряд нейтрализуется, и ионизирующая способность уменьшается.



**Рис. 2.1.** Зависимость удельной ионизации  $\alpha$  -частицы от пройденного ею пути в воздухе



**Рис. 2.2.** Зависимость удельной ионизации от энергии  $\alpha$  -частицы

Если заряженная частица при неупругом столкновении с электроном атома сообщит освобожденному ею электрону кинетическую энергию большую, чем энергия, необходимая для ионизации среды, то такой электрон, называемый *d-электроном*, способен в свою очередь ионизовать и возбуждать атомы тормозящего вещества, образуя *вторичную ионизацию*. Полная ионизация вещества является суммой первичной ионизации и вторичной, создаваемой *d* - электронами.

Если величину энергии, потерянную заряженной частицей на неупругие соударения с молекулами или атомами среды, разделить на число созданных ею пар ионов, то получится величина  $w$ , называемая средней энергией, затрачиваемой на образование одной пары ионов. В табл. 2.2 приведены экспериментальные значения энергии  $w$ , затрачиваемой на образование одной пары ионов  $\alpha$  -частицами с энергией 5,3 МэВ, протонами с энергией 340 МэВ и быстрыми электронами в различных газах. Для сравнения в таблице даны величины энергии ионизации  $I_{\text{ион}}$ .

Таблица 2.2

**Экспериментальные значения энергии  $w$  и энергии ионизации  $I_{\text{ион}}$  для различных веществ (эВ) [3]**

Вещество	$w$			$I_{\text{ион}}$
	$\alpha$ - Частицы	Протоны	Быстрые электроны	
Воздух	35,0	33,3	35,0	—
H <sub>2</sub>	36,0	35,3	38,0	15,4
He	40,3	29,9	32,5	24,6
N <sub>2</sub>	36,0	33,6	35,8	15,5
O <sub>2</sub>	32,2	31,5	32,2	12,2
Ar	25,8	25,5	27,0	15,8

Из табл. 2.2. видно, что энергия  $w$ , затрачиваемая на образование одной пары ионов, для различных газов почти одинакова и превышает энергию ионизации этих газов. Это происходит потому, что в разных газах на возбуждение молекул или атомов затрачивается разная энергия. У инертных газов вероятность возбуждения атомов меньше, и средняя энергия, приходящаяся на

одну пару ионов, ближе к величине энергии ионизации. У кислорода неупругие соударения заряженных частиц часто приводят к возбуждению молекул, вследствие чего величина  $w$  превышает энергию ионизации более чем в два раза.

## 2.2. Взаимодействие электронов с веществом

Электроны, проходя через вещество, испытывают упругое и неупругое рассеяние. При упругом рассеянии часть кинетической энергии падающего электрона передается ядру, которое можно считать неподвижным. В результате многократного упругого рассеяния узкий пучок моноэнергетических электронов, проходя через толстый слой вещества, постепенно расширяется. При неупругом рассеянии электроны расходуют свою энергию на возбуждение и ионизацию атомов поглотителя. Эти процессы обладают равной по порядку величины вероятностью и обычно объединяются под общим названием *ионизационных потерь* энергии. Согласно теории Бора и Бете, средняя ионизационная потеря на единице пути при взаимодействии электронов с веществом (при  $\beta = v/c < 0,5$ ) определяется соотношением:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \frac{4\pi e^4 NZ}{m_e v_e^2} \ln \frac{1,16 m_e v_e^2}{2\bar{I}}, \quad (2.10)$$

где  $e$  — заряд электрона;  $Z$  — порядковый номер атомов вещества;  $m_e$  — масса электрона;  $v_e$  — скорость электрона;  $\bar{I}$  — средняя энергия ионизации атома вещества;  $N = N_A \frac{\rho}{M}$  — число атомов в единице объема вещества;  $M$  — молярная масса вещества.

Величина  $\frac{Z}{M}$  изменяется относительно мало, поэтому величина  $\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}$  зависит в основном от плотности тормозящего вещества и энергии электронов.

Некоторые вторичные электроны, возникающие на пути первичного электрона, могут обладать достаточной энергией, чтобы производить ионизацию. Полная плотность ионизации равна сумме пар ионов, производимых как первичными, так и вторичными электронами на пути первичной частицы.

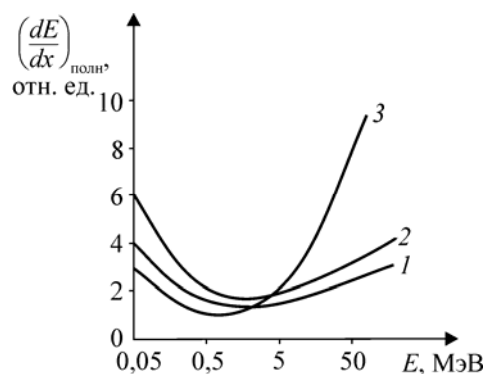
Кроме потерь энергии на возбуждение и ионизацию, электроны теряют энергию вследствие испускания тормозного излучения, возникающего при ускорении электронов в кулоновском поле ядра. Эти потери энергии называются *радиационными*. Согласно теории Бете и Гайтлера, средние радиационные потери энергии электроном на единице пути равны

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}} = Nr_0^2 \frac{Z^2}{137} (E + m_e c^2) \left(4 \ln \frac{2(E + m_e c^2)}{m_e c^2} - \frac{4}{3}\right), \quad (2.11)$$

где  $r_0 = \frac{e^2}{m_e c^2}$  — классический радиус электрона.

Следовательно, радиационные потери возрастают пропорционально  $Z^2$ , в то время как потери на ионизацию пропорциональны  $Z$ .





**Рис. 2.3.** Зависимость полных потерь энергии электронов в различных веществах от энергии электронов:  
1 — воздух; 2 — вода; 3 — свинец

Полные потери энергии электронов в веществе складываются из ионизационных и радиационных потерь. На рис. 2.3 показано изменение полных потерь энергии электронов  $\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{полн}}$  в различных веществах в зависимости от энергии электронов  $E$ .

### 2.3. Взаимодействие $\gamma$ – излучения с веществом

$\gamma$ –Излучение представляет собою электромагнитное излучение, возникающее при переходе ядра из возбужденного состояния в основное или в состояние с меньшей энергией.  $\gamma$ –Излучение обладает не только волновыми свойствами (отражение, преломление и т.п.), но и корпускулярными, которые обнаруживаются при взаимодействии с веществом (фотоэффект, комптон-эффект, эффект образования пар).

**Фотоэффектом** называется процесс взаимодействия  $\gamma$ –кванта с электроном атома (рис. 2.4, а), при котором электрону передается вся энергия  $\gamma$ –кванта. Электрон покидает пределы атома с кинетической энергией

$$E_e = h\nu - I_i, \quad (2.12)$$

где  $h\nu$  — энергия  $\gamma$ –кванта;  $I_i$  — энергия ионизации  $i$ -й оболочки атома.

Фотоэффект возможен только на связанном электроны. Чем меньше связь электрона с атомом по сравнению с энергией  $\gamma$ –кванта, тем менее вероятен фотоэффект.

Освободившееся в результате фотоэффекта место на электронной оболочке заполняется электронами с вышеразположенных оболочек. Этот процесс сопровождается испусканием рентгеновского излучения или испусканием электронов Оже (непосредственная передача энергии возбуждения атома электрону этого же атома).

**Процесс комптоновского рассеяния** состоит в том, что  $\gamma$ –квант передает электрону атома лишь часть своей энергии (рис. 2.4, б), а сам рассеивается с меньшей энергией. Кинетическая энергия электрона равна

$$E_e = h\nu - h\nu\phi, \quad (2.13)$$

где  $h\nu$  — энергия падающего  $\gamma$ –кванта;  $h\nu\phi$  — энергия рассеянного  $\gamma$ –кванта.

Согласно квантовой интерпретации, явление комптоновского рассеяния  $\gamma$ –кванта следует рассматривать как поток частиц — фотонов, упруго рассеивающихся на свободных покоящихся

электронах. Из закона сохранения энергии и импульса взаимодействующих частиц можно определить энергию рассеянного фотона

$$h\nu' = \frac{h\nu m_e c^2}{m_e c^2 + h\nu(1 - \cos \varphi)}, \quad (2.14)$$

где  $h\nu$  — энергия падающего фотона;  $m_e$  — масса электрона;  $\varphi$  — угол между направлениями движения падающего и рассеянного фотонов.

Энергия, которую приобретает при комптоновском рассеянии электрон, равна

$$E_e = \frac{(h\nu)^2}{h\nu + m_e c^2 (1 - \cos \varphi)}. \quad (2.15)$$

Из соотношения (2.14) следует, что при энергии падающего  $\gamma$ -кванта  $h\nu \propto m_e c^2$  энергия рассеянного излучения  $h\nu' \gg h\nu$ . Рассеяние без изменения энергии  $\gamma$ -излучения (изменяется только направление движения) называется *томсоновским резонансным рассеянием*. При больших энергиях  $\gamma$ -квантов  $h\nu \gg m_e c^2$  соотношение (2.14) принимает вид

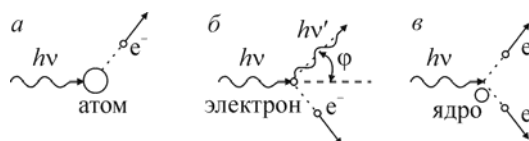
$$h\nu' \approx \frac{m_e c^2}{1 - \cos \varphi}. \quad (2.16)$$

Если наблюдать рассеянные  $\gamma$ -кванты под углом  $\varphi = \pi/2$  к направлению движения первичных квантов, то их энергия равна  $h\nu' = m_e c^2 = 0,51$  МэВ. Энергия  $\gamma$ -квантов, рассеянных под углом  $\varphi = \pi$ , равна  $h\nu' = 2 m_e c^2 = 1,02$  МэВ. Следовательно, в пределах этих углов почти вся энергия  $\gamma$ -квантов передается электронам.

При взаимодействии  $\gamma$ -квантов с веществом имеет место *процесс образования электрон-позитронных пар* (рис. 2.4, в). Этот процесс возможен только в присутствии ядра или электрона, так как только в таком случае можно распределить энергию и импульс  $\gamma$ -кванта между тремя частицами, не нарушая законы сохранения. При этом, если процесс образования пары происходит в кулоновском поле ядра, то энергия ядра отдачи оказывается весьма малой, так что пороговая энергия  $\gamma$ -кванта, необходимая для образования пары, практически совпадает с энергией покоя электрона и позитрона (1,02 МэВ). При образовании пары в кулоновском поле электрона пороговая энергия  $\gamma$ -кванта повышается до 2,04 МэВ. Вероятность образования электрон-позитронных пар в кулоновском поле электрона примерно в 1000 раз меньше вероятности их образования в поле ядра. Возникновение пары электрон—позитрон приводит к полному поглощению энергии  $\gamma$ -кванта:

$$h\nu = m_e^- c^2 + m_e^+ c^2 + E_{e^-} + E_{e^+}, \quad (2.17)$$

где  $m_e^- c^2, m_e^+ c^2$  — энергии покоя электрона и позитрона;  $E_{e^-}, E_{e^+}$  — кинетические энергии электрона и позитрона.



**Рис. 2.4.** Виды взаимодействия  $\gamma$ -излучения с веществом:  
а) фотоэффект; б) комптоновское рассеяние;  
в) образование электрон-позитронной пары

Образовавшиеся электроны и позитроны теряют свою кинетическую энергию на ионизацию атомов поглощающего вещества. При встрече электрона с позитроном их заряды нейтрализуются (процесс аннигиляции), и частицы преобразуются в два фотона, разлетающиеся в противоположные стороны, с энергией, равной сумме кинетических энергий позитрона, электрона и их энергии покоя.

Ослабление интенсивности  $\gamma$ -излучения в веществе характеризуется линейным

коэффициентом ослабления  $m(m-1; \text{см}^{-1})$  или массовым коэффициентом  $\mu_{\text{ж}} = \frac{\mu}{\rho}$  ( $\text{м}^2/\text{кг}$ ;  $\text{см}^2/\text{г}$ ), где  $\rho$  — плотность поглотителя. Коэффициент ослабления  $m$  представляет собой сумму трех коэффициентов, связанных с фотоэффектом  $m_{\text{фэ}}$ , комптон-эффектом  $m_{\text{к}}$  и процессом образования пар  $m_{\text{пар}}$ :

$$m = m_{\text{фэ}} + m_{\text{к}} + m_{\text{пар}} \quad (2.18)$$

Относительный вклад каждого из трех рассмотренных процессов в ослабление  $\gamma$ -излучения изменяется в зависимости от энергии  $\gamma$ -квантов (рис. 2.5) и атомного номера вещества-поглотителя. С ростом энергии  $\gamma$ -квантов вероятность фотоэффекта резко уменьшается; вероятность комптоновского рассеяния падает медленнее, чем при фотоэффекте; вероятность образования пар растет, начиная с энергии  $\gamma$ -излучения 1,02 МэВ. С ростом атомного номера  $Z$  вещества-поглотителя вероятность фотоэффекта возрастает пропорционально  $Z^5$ , комптон-эффекта — пропорционально  $Z$ , эффекта образования пар — пропорционально  $Z^2$ .

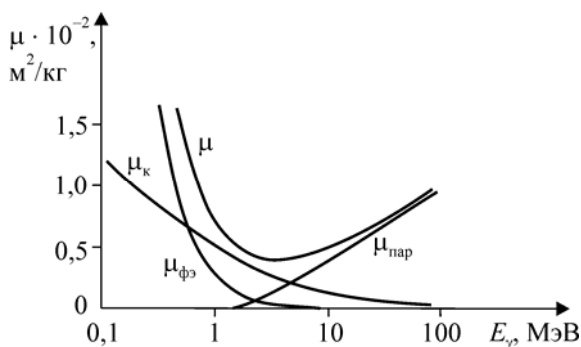


Рис. 2.5. Зависимость коэффициентов ослабления  $\gamma$ -излучения в свинце от энергии

## 2.4. Взаимодействие нейтронов с веществом

Характер взаимодействия нейтронов с веществом зависит от величины кинетической энергии нейтронов. Условно принято называть нейтроны с энергиями от 0 до 100 кэВ медленными, нейтроны с энергиями в интервале от 100 кэВ до 10–50 МэВ — быстрыми. Медленные нейтроны разделяют на ультрахолодные нейтроны — с энергией менее  $10^{-7}$  эВ, холодные — с энергиями от 0 до 0,005 эВ, тепловые — от 0,005 до 0,1 эВ, надтепловые — от 0,1 эВ до 0,5 кэВ и промежуточные — от 0,5 до 100 кэВ.

Наиболее универсальным видом взаимодействия нейтронов с веществом является упругое рассеяние на ядрах атомов. Если при упругом рассеянии нейтрона с энергией  $E_n$  ядро отлетает под углом  $\varphi$  к направлению первоначального движения нейтрона, то кинетическая энергия ядра отдачи при нерелятивистских энергиях  $E_n \propto mc^2$  равна:

$$E_{\text{отд}} = \frac{4Mm}{(M+m)^2} E_n \cos^2 \varphi, \quad (2.19)$$

где  $M$  — масса ядра отдачи;  $m$  — масса нейтрона.

Отсюда следует, что при заданных  $E_n$  и  $j$  наибольшую кинетическую энергию приобретают ядра водорода. В этом случае энергия протона отдачи равна

$$E_p = E_n \cos^2 j. \quad (2.20)$$

Ядро отдачи, обладая электрическим зарядом, способно потратить свою энергию на ионизацию вещества. Ядра отдачи, возникающие при рассеянии медленных нейтронов, ионизации не производят.

Помимо упругого рассеяния нейтроны, взаимодействуя с ядрами атомов вещества, могут вызывать ядерные реакции  $(n, p)$ ,  $(n, d)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, \gamma)$  с испусканием протонов, дейтронов,  $\alpha$ -частиц и  $\gamma$ -квантов. Захват нейтронов изотопами тяжелых ядер часто сопровождается делением ядер — реакция  $(n, f)$ . Кинетическая энергия заряженных частиц и продуктов деления велика, и они могут создавать в поглотителе заметные ионизационные эффекты.

## Литература

Bethe H.A. // Zs. Phys. 1938. V. 76. P. 293.

Ляпидевский В.К. Методы детектирования излучений: Учеб. пособие для вузов. М.: Энергоатомиздат, 1987. 408 с.

Калашникова В.И., Козодаев М.С. Детекторы элементарных частиц. М.: Наука, 1966. 407 с.

Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: Учебник для вузов. М.: Энергоатомиздат, 1986. 464 с.

# РАЗДЕЛ 3 ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ

Автор-составитель: к.ф.-м.н. Л.И. Ключкова

## 3.1. Система дозиметрических величин

Результат воздействия ионизирующих излучений на исследуемые объекты заключается в физико-химических или биологических изменениях в этих объектах. Цель дозиметрии — измерение и теоретические расчеты дозиметрических величин для оценки радиационного эффекта. Главная цель радиационной безопасности — обеспечить условия использования источников ионизирующего излучения, при которых вред для человека от возможных радиационных эффектов был бы приемлемым.

В Нормах радиационной безопасности **НРБ–99** [1] и Основных санитарных правилах **ОСПОРБ–99** [2] сформулированы общие требования к организации и проведению дозиметрического контроля облучения персонала. При этом система контроля обеспечения радиационной безопасности персонала должна отвечать требованиям, которые выработаны международным сообществом [3–23].

Методология контроля радиационной безопасности опирается на современную систему дозиметрических величин [24–40], которая включает:

- *физические величины*, являющиеся характеристиками источников, полей ионизирующего излучения и их взаимодействия с веществом;
- *нормируемые величины*, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия излучения на человека;
- *операционные величины*, являющиеся величинами, однозначно определяемыми через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке; эти величины максимально приближены к соответствующим нормируемым величинам в стандартных условиях облучения и предназначены для консервативной оценки нормируемых величин при дозиметрическом контроле.

### 3.1.1. Физические величины

#### 3.1.1.1. Поглощенная доза

Основной величиной в дозиметрии является поглощенная доза. *Поглощенная доза  $D$*  равна отношению средней энергии  $d\bar{\epsilon}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  этого вещества:

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (3.1)$$

В системе СИ единицей поглощенной дозы является Гр (грей). 1 Гр = 1 Дж/кг. Внесистемная единица поглощенной дозы — рад. 1 рад =  $10^{-2}$  Гр.

Средняя доза. Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии  $\epsilon$ , переданной объему, деленной на массу этого объема  $m$ :

$$\bar{D} = \frac{e}{m} \quad (3.2)$$

**Мощность поглощенной дозы  $D$**  равна производной от поглощенной дозы по времени:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (3.3)$$

где  $dD$  — приращение поглощенной дозы за интервал времени  $dt$ .

В системе СИ единицей мощности поглощенной дозы является Гр/с.

### 3.1.1.2. Экспозиционная доза

Экспозиционная доза  $X$  рентгеновского или  $\gamma$ -излучения равна отношению суммарного заряда  $D Q$  всех ионов одного знака, создаваемых корпускулярным излучением (сопряженным с электромагнитным) в элементарном объеме воздуха при нормальных условиях, к массе  $D m$  воздуха в этом объеме:

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} \quad (3.4)$$

Если выполняется условие «электронного равновесия», то экспозиционная доза в воздухе эквивалентна поглощенной дозе. Под электронным равновесием понимается такое взаимодействие излучения со средой, при котором энергия излучения, поглощенная в некотором объеме среды, равна суммарной кинетической энергии электронов, образовавшихся в результате взаимодействия  $\gamma$ -излучения с веществом. Электронное равновесие может иметь место при облучении потоком  $\gamma$ -квантов неограниченно протяженной, однородной по атомному составу и плотности среды (например воздуха).

В системе СИ единицей экспозиционной дозы является Кл/кг (кулон на килограмм). В условиях электронного равновесия дозе 1 Кл/кг соответствует поглощенная доза 33,85 Гр в воздухе или 36,9 Гр в биологической ткани (различные коэффициенты поглощения).

Внесистемная единица экспозиционной дозы — Р\* (рентген). 1 Р = 2,58 · 10<sup>-4</sup> Кл/кг. Поскольку 1 Р соответствует образованию 2,08 · 10<sup>9</sup> пар ионов в 1 см<sup>3</sup> воздуха, то, принимая энергию образования пары ионов в воздухе равной 34 эВ, получим, что 1 Р = 8,8 · 10<sup>-3</sup> Гр.

В процессе перехода на единицы СИ экспозиционная доза подлежит изъятию из употребления [41]. Причины такого решения следующие:

экспозиционная доза была введена только для фотонного излучения, поэтому она не может использоваться в полях смешанного излучения;

область использования экспозиционной дозы ограничена энергией  $E_g \leq 3$  МэВ;

нецелочисленные коэффициенты связи между внесистемными единицами и единицами СИ могут быть причиной многочисленных ошибок.

**Мощность экспозиционной дозы  $\dot{X}$**  равна производной от экспозиционной дозы по времени

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad (3.5)$$

где  $dX$  — приращение экспозиционной дозы за интервал времени  $dt$ .

В системе СИ единицей мощности экспозиционной дозы является А/кг.

### 3.1.1.3. Линейная передача энергии

Линейная передача энергии  $L$  (ЛПЭ) равна отношению средней энергии  $\bar{\epsilon}$ , переданной веществу заряженной частицей при столкновении с электронами на элементарном пути  $dx$ , к длине этого пути:

$$L = \frac{d\bar{\epsilon}}{dx} \quad (3.6)$$

Единица ЛПЭ — кэВ/мкм.

### 3.1.1.4. Флюенс частиц

Флюенс частиц  $\Phi$  равен отношению числа частиц  $dN$ , проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения  $dS$  этой сферы:

$$\Phi = \frac{dN}{dS} \quad (3.7)$$

В системе СИ единица флюенса —  $m^{-2}$ .

### 3.1.1.5. Плотность потока частиц

Плотность потока частиц  $j$  равна флюенсу за единицу времени:

$$j = \frac{d\Phi}{dt} \quad (3.8)$$

В системе СИ единица плотности потока —  $m^{-2} \cdot c^{-1}$ .

## 3.1.2. Нормируемые величины

### 3.1.2.1. Доза в органе или ткани

Доза в органе или ткани  $D_T$  равна средней поглощенной дозе в определенном органе или ткани человеческого тела:

$$D_T = \frac{\int_{m_T} D dm}{m_T} \quad (3.9)$$

где  $D$  — поглощенная доза в элементе массы  $dm$ ;  $m_T$  — масса органа или ткани.

### 3.1.2.2. Эквивалентная доза в органе или ткани

Найдено, что одинаковые поглощенные дозы от различных видов излучений оказывают различное биологическое воздействие на живой организм. Для того, чтобы учесть эти различия, вводят понятие *эквивалентная доза в органе или ткани*.

Эквивалентная доза  $H_T$ , полученная органом или тканью  $T$ , равна поглощенной дозе  $D_{T,R}$  в органе или ткани  $T$ , умноженной на соответствующий взвешивающий коэффициент  $W_R$  для данного вида излучения  $R$ . При воздействии на тело человека различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами  $W_R$  эквивалентная доза в органе или ткани определяется как сумма эквивалентных доз в органе или ткани для этих видов излучения:

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R} \quad (3.10)$$

Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  (табл. 3.1) не зависят от облучаемого органа или ткани. Значения  $W_R$  определены в зависимости от вида и энергии излучения и характеризуют источник излучения. Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  предназначены для определения нормируемых величин.

Таблица 3.1

**Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  для основных видов излучения**

Излучение	$W_R$
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Протоны с энергией более 2 МэВ (кроме протонов отдачи)	5
$\alpha$ -Частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20
Нейтроны с энергией:	
менее 10 кэВ	5
от 10 до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5

В табл. 3.1 приведены значения  $W_R$  для излучения, падающего на тело, а в случае внутреннего облучения — испускаемого при ядерном превращении. Облучению с равными эквивалентными дозами в органе или ткани соответствуют равные ущербы.

В системе СИ единицей эквивалентной дозы является Зв (зиверт). 1 Зв = 1 Дж/кг.

**Мощность эквивалентной дозы**  $\dot{H}_T$  в органе или ткани равна производной от эквивалентной дозы по времени

$$\dot{H}_T = \frac{dH_T}{dt} \quad (3.11)$$



где  $dHT$  — приращение эквивалентной дозы в органе или ткани за интервал времени  $dt$ .

В системе СИ единицей мощности эквивалентной дозы является Зв/с (зиверт в секунду).

### 3.1.2.3. Ожидаемая эквивалентная доза при внутреннем облучении

Ожидаемая эквивалентная доза  $HT(t)$  при внутреннем облучении человека равна

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt, \quad (3.12)$$

где  $\dot{H}_T(t)$  — мощность эквивалентной дозы в органе или ткани  $T$  к моменту времени  $t$ ;  $t_0$  — момент поступления радиоактивного вещества в организм;  $\tau$  — время, прошедшее после поступления радиоактивного вещества в организм.

Значение  $t$  соответствует ожидаемой оставшейся продолжительности жизни человека. Принято, что  $t = 50$  лет для взрослых лиц старше 20 лет. Когда время  $\tau$  не определено, его следует принять равным 50 годам для взрослых и 70 годам для детей.

В системе СИ единицей ожидаемой эквивалентной дозы является Зв (зиверт).

Эквивалентная доза в органе или ткани равна сумме эквивалентной дозы внешнего облучения и ожидаемой эквивалентной дозы внутреннего облучения.

**Мощность эквивалентной дозы внутреннего облучения  $\dot{H}_T(t)$  в органе (ткани)  $T$  от радионуклида  $V$ , содержащегося в органе (ткани)-источнике  $S$ , равна [31]:**

$$\dot{H}_T(t) = \sum_S \sum_{V'} a(t|S)_{V'} \left[ \sum_R \frac{Y_{R,V} \epsilon_R f(t, \epsilon_R | T \leftarrow S)_R W_R}{m_T(t)} \right]_{V'}, \quad (3.13)$$

где  $S$  — орган, являющийся источником излучения;  $V'$  — радионуклиды цепи распада материнского радионуклида  $V$ ;  $a(t|S)_{V'}$  — активность в момент времени  $t$  радионуклида  $V'$ , содержащегося в органе-источнике  $S$ ;  $R$  — вид ионизирующего излучения, испускаемого при превращении радионуклида, содержащегося в органе-источнике  $S$ ;  $Y_{R,V}$  — выход излучения вида  $R$  на одно ядерное превращение радионуклида  $V$ ;  $\epsilon_R$  — энергия излучения типа  $R$ ;  $f(t, \epsilon_R | T \leftarrow S)_R$  — поглощенная в органе (ткани)  $T$  доля энергии  $\epsilon_R$ , выделившейся в органе-источнике  $S$  к моменту времени  $t$ ;  $W_R$  — взвешивающий коэффициент;  $m_T(t)$  — масса органа (ткани)  $T$  к моменту времени  $t$ .

Суммирование производится по всем органам-источникам  $S$ ; по всем радионуклидам  $V'$  цепи распада материнского радионуклида  $V$ , возникающим в органах-источниках в результате превращения и перемещения материнского радионуклида; по всем видам ионизирующих излучений  $R$ , испускаемых при превращениях радионуклидов, содержащихся в органе-источнике  $S$ . Зависимость от времени функций  $f(t, \epsilon_R | T \leftarrow S)_R$  и  $m_T(t)$  в выражении (3.13) определяется изменением с возрастом размеров и массы органов тела человека.

### 3.1.2.4. Эффективная доза

Эффективная доза  $E$  равна сумме произведений взвешивающих коэффициентов  $WT$  для органов или тканей на эквивалентные дозы  $HT$ , полученные этими органами или тканями:

$$E = \sum_T W_T H_T. \quad (3.14)$$

Эффективная доза  $E$  является величиной, которая используется как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека или отдельных его органов и тканей с учетом их различной радиочувствительности. Облучению с равными эффективными дозами соответствуют равные ущербы. Числовые коэффициенты  $W_T$  (табл. 3.2) установлены примерно равными отношению эквивалентной дозы равномерного облучения всего тела к эквивалентной дозе облучения органа, при которых ожидается один и тот же ущерб.

Таблица 3.2

**Взвешивающие коэффициенты  $W_T$  для различных тканей и органов человека**

Ткань или орган	$W_T$
Половые железы (гонады)	0,20
Красный костный мозг	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05

Под понятием «остальное» подразумеваются надпочечники, головной мозг, экстраторакальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечная ткань, поджелудочная железа, селезенка, вилочковая железа, матка.

В системе СИ единицей эффективной дозы является Зв.

**Ожидаемая эффективная доза  $E(t)$  при внутреннем облучении человека равна**

$$E(t) = \sum_T W_T H_T(t), \quad (3.15)$$

где  $W_T$  — взвешивающий коэффициент для органа или ткани  $T$ ;  $H_T(t)$  — ожидаемая эквивалентная доза в органе или ткани  $T$ .

На практике для упрощения расчета эффективной дозы вместо уравнений (3.14) и (3.15) используют следующие соотношения:

$$E = \sum_R \Phi(\epsilon)_R e(\epsilon)_R, \quad (3.16)$$

где  $\Phi(\epsilon)_R$  — флюенс излучения  $R$  с энергией  $\epsilon$ ;  $e(\epsilon)_R$  — дозовый коэффициент излучения  $R$ , равный эффективной дозе при облучении тела человека потоком излучения  $R$  с единичным флюенсом и энергией  $\epsilon$ ;

$$E(\tau) = \sum_{V,G} \Pi_{V,G} e(\tau)_{V,G}, \quad (3.17)$$

где  $\Pi_{V,G}$  — активность радионуклида  $V$ , поступившего в организм в виде соединения типа  $G$ ;  $e(\tau)_{V,G}$  — дозовый коэффициент радионуклида  $V$ , равный ожидаемой эффективной дозе при поступлении в организм 1 Бк радионуклида  $V$  в виде соединения типа  $G$ .

Величины  $e(\epsilon)_R$  и  $e(\tau)_{V,G}$  приведены в НРБ–99 (табл. 8.5 и 8.8; приложения П-1 и П-2) [1].

В системе дозиметрических величин эффективная доза внешнего облучения (3.14) и ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения (3.15) эквивалентны. Эффективной дозой  $E$  называют сумму эффективной дозы внешнего облучения и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения.

**Мощность эффективной дозы** равна производной от эффективной дозы по времени:

$$\dot{E} = \frac{dE}{dt}, \quad (3.18)$$

где  $dE$  — приращение эффективной дозы за интервал времени  $dt$ .

В системе СИ единицей мощности эффективной дозы является Зв/с.

#### 3.1.2.5. Годовая эффективная (эквивалентная) доза

Годовая эффективная (эквивалентная) доза равна сумме эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Единица годовой эффективной (эквивалентной) дозы — Зв.

#### 3.1.2.6. Коллективная эффективная доза

Коллективная эффективная доза равна сумме индивидуальных эффективных доз. Коллективная эффективная доза является мерой коллективного риска возникновения радиационных эффектов облучения. Единица коллективной эффективной дозы — чел.-Зв. В области малых доз облучению с коллективной эффективной дозой 1 чел.-Зв соответствует ущерб, равный потере 1 чел.-года полноценной «коллективной» жизни облученного коллектива.

### 3.1.3. Операционные величины

Нормируемые величины непосредственно измерить невозможно. Для оценки нормируемых величин при радиационном контроле предназначены операционные величины, которые непосредственно измеряются. Введение операционных величин необходимо для унификации методов контроля. В методических указаниях [33] установлены операционные величины:

эквивалент дозы  $H$ ;

амбиентный эквивалент дозы  $H^*(d)$ ;

мощность ambiентного эквивалента дозы  $\dot{H}^*(d)$ ;

индивидуальный эквивалент дозы  $H_p(d)$ ;

объемная активность воздуха на рабочем месте  $A_V$ .

### 3.1.3.1. Эквивалент дозы

Эквивалент дозы  $H$  равен поглощенной в точке дозе  $D$ , умноженной на средний коэффициент качества излучения  $\bar{k}$  для излучения, воздействующего на ткань в данной точке:

$$H = \bar{k}D = \int_0^{\infty} k(L)D(L)dL, \quad (3.19)$$

где  $k(L)$  — коэффициент качества излучения, зависящий от полной линейной передачи энергии излучения  $L$ ;  $D(L)dL$  — поглощенная в точке доза от излучения с линейной передачей энергии в интервале  $(L, L + dL)$ .

Коэффициент качества излучения определяется следующим образом:

$$k(L) = \begin{cases} 1 & \text{при } L \leq 10 \text{ кэВ/мкм} \\ 0,32L - 2,2 & \text{при } 10 < L < 100 \text{ кэВ/мкм} \\ \frac{300}{\sqrt{L}} & \text{при } L \geq 100 \text{ кэВ/мкм} \end{cases}. \quad (3.20)$$

Среднее значение коэффициента качества излучения в точке определяется соотношением

$$\bar{k} = \frac{1}{D} \int_0^{\infty} k(L)D(L)dL. \quad (3.21)$$

Единица эквивалента дозы в системе СИ — Зв. Внесистемная единица эквивалента дозы — бэр. 1 бэр = 10<sup>-2</sup> Зв.

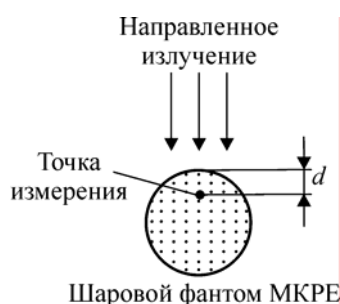
### 3.1.3.2. Амбиентный эквивалент дозы

Амбиентный эквивалент дозы  $H^*(d)$  равен эквиваленту дозы  $H$ , который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ (рис. 3.1) на глубине  $d$  (мм) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения. Поле излучения, в котором находится фантом, идентично рассматриваемому полю по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но оно однородно и мононаправлено.

**Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при групповом дозиметрическом контроле**

Нормируемая величина	Операционная величина: мощность амбиентного эквивалента дозы	
	$d$ , мм	условное обозначение
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения кожи	0,07	$\dot{H}^*(0,07)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза	3	$\dot{H}^*(3)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения на поверхности нижней части области живота женщины	10	$\dot{H}^*(10)$
Мощность эффективной дозы внешнего облучения	10	$\dot{H}^*(10)$

Характеристика шарового фантома МКРЕ: шар диаметром 30 см; химический состав фантома эквивалентен составу мягкой ткани (массовая доля химических элементов, %: кислород — 76,2; углерод — 11,1; водород — 10,1; азот — 2,6); плотность — 1000 кг/м<sup>3</sup>; эффективный атомный номер  $Z_{\text{эфф}} = 6,5$ .



**Рис. 3.1.** Схема облучения шарового фантома МКРЕ

Амбиентный эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома. Единица амбиентного эквивалента дозы — Зв.

**Мощность амбиентного эквивалента дозы**  $\dot{H}^*(d)$  равна производной от амбиентного эквивалента дозы  $dH^*(d)$  по времени:

$$\dot{H}^*(d) = \frac{dH^*(d)}{dt} \quad (3.22)$$

Мощность амбиентного эквивалента дозы используется для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях и на рабочих местах с целью группового дозиметрического контроля персонала. Значение параметра  $d$ , определяющего требования к приборам дозиметрического контроля, зависит от того, для определения какой нормируемой величины используется ее амбиентный эквивалент. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами представлено в [табл. 3.3](#).

### 3.1.3.3. Индивидуальный эквивалент дозы

Индивидуальный эквивалент дозы  $H_p(d)$  равен эквиваленту дозы в мягкой биологической ткани, определяемому на глубине  $d$  (мм) под рассматриваемой точкой на теле (рис. 3.2).

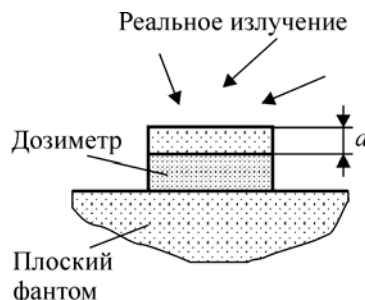


Рис. 3.2. Схема облучения плоского фантома

Единица индивидуального эквивалента дозы — Зв.

Значение параметра  $d$ , определяющего требования к индивидуальному дозиметру внешнего облучения, а также положение дозиметра на теле работника определяются тем, для определения какой нормируемой величины используется ее индивидуальный эквивалент в соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ), Международной комиссии по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) и Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) [4, 7, 15, 20, 22]. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами представлено в табл. 3.4.

Таблица 3.4

Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при индивидуальном дозиметрическом контроле

Нормируемая величина	Операционная величина: индивидуальный эквивалент дозы		
	положение индивидуального дозиметра	$d$ , мм	условное обозначение
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи	На поверхности наиболее облучаемого участка кожи	0,07	$H_p(0,07)$
Эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза	На лицевой части головы	3	$H_p(3)$
Эквивалентная доза внешнего облучения на поверхности нижней части области живота женщины	На соответствующем месте поверх спецодежды	10	$H_p(10)$
Эффективная доза внешнего облучения	На нагрудном кармане спецодежды	10	$H_p(10)$

### 3.1.3.4. Объемная активность воздуха в рабочем помещении

Операционной величиной для контроля радиационной обстановки на рабочих местах при внутреннем облучении является объемная активность  $A_V$  радионуклида в воздухе рабочего

помещения. Объемная активность равна отношению активности  $A$  радионуклида в воздухе к объему  $V$  воздуха:

$$A_v = \frac{A}{V} \quad (3.23)$$

Единица объемной активности в системе СИ — Бк/м<sup>3</sup>.

Использование операционных величин в радиационном контроле нацелено на оценку значений соответствующих нормируемых величин. В общем виде связь между величинами, используемыми в радиационном контроле, выглядит следующим образом:



Коэффициент связи  $\alpha$  и схема определения операционных величин выбираются таким образом, чтобы проведенная с их помощью оценка значения нормируемой величины была больше истинного значения нормируемой величины в данных условиях облучения.

## 3.2. Предельно допустимые уровни облучения

На основании данных радиобиологии и радиационной медицины определяют максимально допустимые дозы облучения при работе с радиоактивными нуклидами и источниками ионизирующих излучений, а также допустимые уровни содержания радиоактивных нуклидов в воде и воздухе. Эти данные затем используют при разработке методов безопасной работы с радиоактивными веществами.

Организация работ с радиоактивными веществами, обеспечивающая максимально возможную безопасность, регламентируется «Нормами радиационной безопасности», введенными в действие в 1999 г. Нормы НРБ–99 [1] разработаны на основании предложений Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ), Научного комитета по действию атомной радиации (НКДАР), Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), Всемирной организации здравоохранения.

Согласно НРБ–99, устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

персонал — лица, работающие с техногенными источниками (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б);

все население, включая лиц из персонала вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

а) основные пределы доз;

б) допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида и одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз:

1) пределы годового поступления (ПГП);

2) допустимые среднегодовые объемные активности (ДООА);

3) допустимые среднегодовые удельные активности (ДУА);

в) контрольные уровни (дозы, уровни активности, плотности потоков и др.). Их значения должны учитывать достигнутый в организации уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

### 3.2.1. Основные пределы доз

Предел дозы (ПД) равен величине годовой эффективной или эквивалентной дозы в органе или ткани, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных<sup>1</sup> эффектов, а вероятность стохастических<sup>2</sup> эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

Основные пределы доз облучения от техногенных источников, приведенные в табл. 3.5, не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) — 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) — 70 мЗв. При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучения годовая эффективная доза не должна превышать пределов доз, приведенных в табл. 3.5.

Таблица 3.5

Основные пределы доз облучения от техногенных источников

Нормируемые величины	Пределы доз		
	Персонал		Население
	группа А	группа Б	
Эффективная доза за 1 год, мЗв	20 <sup>*1</sup>	5 <sup>*2</sup>	1 <sup>*3</sup>
Эквивалентная доза за 1 год, мЗв:			
в хрусталике глаза	150	37,5	15
коже	500	125	50
кистях и стопах	500	125	50

<sup>\*1</sup> В среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год.

<sup>\*2</sup> В среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 12,5 мЗв в год.

<sup>\*3</sup> В среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год.

Для персонала группы А стандартное время облучения принимается равным 1700 ч/г., для персонала группы Б — 2000 ч/г., для лиц из населения — 8800 ч/г.

Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.



### 3.2.2. Годовое поступление радионуклидов через органы дыхания

Годовое поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе не должны превышать пределов годового поступления (ПГП) и допустимой среднегодовой объемной активности (ДОА), приведенных в приложениях П-1 (для персонала) и П-2 (для населения) Норм радиационной безопасности НРБ–99 [1].

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая равновесная объемная активность дочерних продуктов изотопов радона и торона ( $\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \text{ ЭРОА}_{\text{Tn}}$ ) в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м<sup>3</sup>. В эксплуатируемых зданиях среднегодовая равновесная объемная активность дочерних продуктов изотопов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м<sup>3</sup>.

### 3.2.3. Значения допустимых уровней радиационного воздействия

Для каждой категории облучаемых лиц значение допустимого уровня радиационного воздействия для данного пути облучения определяется таким образом, чтобы при том же уровне воздействия только одного данного фактора облучения в течение года величина дозы равнялась величине соответствующего годового предела (усредненного за пять лет), указанного в табл. 3.5.

Значения допустимых уровней для всех путей облучения определены для стандартных условий, которые характеризуются следующими параметрами:

объем вдыхаемого воздуха  $V$ , с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;

время облучения  $t$  в течение календарного года;

масса питьевой воды  $M$ , с которой радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года.

Значения стандартных параметров приведены в табл. 3.6.

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания (в форме их радиоактивных аэрозолей) химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь:

«М» (медленнорастворимые соединения);

«П» (соединения, растворимые с промежуточной скоростью);

«Б» (быстрорастворимые соединения).

Таблица 3.6

Значения стандартных параметров для персонала и населения

Стандартные параметры	Персонал	Население					
		до 1	1–2	2–7	7–12	12–17	> 17
Возраст, лет	> 23	до 1	1–2	2–7	7–12	12–17	> 17
$V$ , м <sup>3</sup> /г.	$2,4 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^3$	$1,9 \cdot 10^3$	$3,2 \cdot 10^3$	$5,2 \cdot 10^3$	$7,3 \cdot 10^3$	$8,1 \cdot 10^3$
$M$ , кг	0	—	—	—	—	—	730
$t$ , ч/г.	1700	8800					

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных газов выделены типы «Г» (Г1– Г3) для газов и паров соединений некоторых элементов.

В таблицу приложения П-1 НРБ–99 [1] не входят инертные газы, поскольку они являются источниками внешнего облучения, а также изотопы радона с продуктами их распада. Природные радионуклиды  $^{87}\text{Rb}$ ,  $^{115}\text{In}$ ,  $^{144}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$  и  $^{187}\text{Re}$  не включены в таблицу, поскольку они нормируются по их химической токсичности. Из-за химической токсичности урана поступление через органы дыхания его соединений типов Б или П не должно превышать 2,5 мг/сут. и 500 мг/г.

### 3.3. Расчет доз, создаваемых внешними источниками ионизирующих излучений

В зависимости от того, расположен ли источник излучения вне или внутри организма, различают внешнее и внутреннее облучение.

Источниками внешнего облучения могут быть препараты, содержащие радионуклиды с  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучением, рентгеновские или  $\gamma$ -установки, ускорители заряженных частиц, нейтронов, ядерные реакторы. При внешнем облучении опасность, связанная с биологическим действием излучения, зависит от вида и энергии излучения, а также от активности источника, расстояния до него, продолжительности облучения. Наиболее опасны с точки зрения внешнего облучения  $\gamma$ -кванты и нейтроны, так как они обладают наибольшей проникающей способностью.

Дозы, создаваемые источниками ионизирующего излучения, зависят от плотности потока и интенсивности излучения [42, 43].

*Плотность потока излучения*  $\varphi$  — число частиц, пересекающих в единицу времени единичную площадку, расположенную под прямым углом к направлению падения излучения:

$$\varphi = \frac{N}{St}, \quad (3.24)$$

где  $N$  — количество частиц или квантов;  $S$  — площадь площадки;  $t$  — время облучения.

*Интенсивность излучения*  $I$  — количество энергии, переносимое излучением с энергией  $E$  за единицу времени через единичную площадку, ориентированную нормально к направлению падения излучения:

$$I = \frac{EN}{St} = E\varphi. \quad (3.25)$$

Для излучения с дискретным спектром, в котором доля частиц (квантов) с энергией  $E_i$  равна  $n_i$ , интенсивность излучения равна

$$I = \varphi \sum_i n_i E_i. \quad (3.26)$$

**Полный поток энергии**, создаваемый точечным источником активностью  $a$ , равен

$$I_{\text{полн}} = a \sum_i p_i E_i, \quad (3.27)$$

где  $p_i$  — число частиц (квантов) с энергией  $E_i$ , приходящихся в среднем на один акт распада.

Полный поток переносится излучением через сферу радиуса  $r$ , поэтому интенсивность потока излучения на расстоянии  $r$  от точечного источника активностью  $a$  равен:

$$I = \frac{I_{\text{полн}}}{4\pi r^2} = \frac{a \sum_i p_i E_i}{4\pi r^2} \quad (3.28)$$

Полная энергия  $E_{\text{полн}}$ , переносимая излучением за время  $t$  через поверхность  $S$ , равна

$$E_{\text{полн}} = ISt \quad (3.29)$$

### 3.3.1. Доза, создаваемая параллельным потоком моноэнергетических $\gamma$ -квантов

Для расчета дозы, создаваемой потоком  $\gamma$ -излучения, надо определить энергию  $\Delta E_{\gamma, \epsilon}^{\text{погл}}$ , затраченную на образование корпускулярного излучения в некоторой массе вещества. Эту энергию можно найти, если известны потери интенсивности потока  $\gamma$ -излучения за счет поглощения в слое вещества заданной толщины:

$$\Delta I = I_0 (1 - e^{-\mu_a d}) \quad (3.30)$$

где  $I_0$  — начальная интенсивность  $\gamma$ -излучения;  $\mu_a$  — линейный коэффициент поглощения  $\gamma$ -излучения;  $d$  — толщина поглощающего слоя вещества.

Коэффициент поглощения  $\gamma$ -излучения  $\mu_a$  составляет лишь часть коэффициента ослабления  $\gamma$ -излучения  $m$ :

$$m = \mu_a + m_s \quad (3.31)$$

где  $m_s$  — коэффициент преобразования первичного  $\gamma$ -излучения во вторичное квантовое излучение. Энергия, связанная с коэффициентом  $m_s$ , не участвует в создании дозы.

Энергия  $\gamma$ -излучения, вызывающая корпускулярную эмиссию в объеме вещества протяженностью  $d$  и площадью поперечного сечения  $S$ , равна

$$\Delta E_{\gamma, \epsilon}^{\text{погл}} = I_0 St (1 - e^{-\mu_a d}) \quad (3.32)$$

Если  $\mu_a d < 0,1$ , то справедливо приближение  $1 - e^{-\mu_a d} = \mu_a d$ . Следовательно:

$$\Delta E_{\gamma, \epsilon}^{\text{погл}} = I_0 St \mu_a d \quad (3.33)$$

Для поглощенной дозы в веществе (при условии электронного равновесия) справедливо соотношение

$$D = \frac{I_0 St \mu_a d}{\Delta m} = \frac{I_0 St \mu_a d}{\rho d S} = \frac{I_0 t \mu_a}{\rho} = I_0 t \mu_{\text{ам}}, \quad (3.34)$$

где  $D$  — доза;  $m = \rho d S$  — масса облученного вещества;  $\rho$  — плотность вещества;  $\mu_{\text{ам}}$  — массовый коэффициент поглощения  $\gamma$ -излучения в веществе.

$$\mu_{\text{ам}} = \frac{\mu_a}{\rho}$$

Значения  $\frac{\mu_a}{\rho}$  для различных веществ в зависимости от энергии  $\gamma$ -излучения приведены в [44].

### 3.3.2. Доза от точечного источника со сложным составом $\gamma$ -излучения

Предположим, что поглощением  $\gamma$ -квантов в среде между источником излучения и объектом облучения можно пренебречь (для воздуха это предположение справедливо, если расстояние между источником и объектом не превышает 10 м). На основании соотношений (3.28) и (3.34) можно написать выражение для расчета поглощенной дозы от точечного источника с дискретным спектром излучения:

$$D = \frac{at \sum_i p_i E_i \mu_{am,i}}{4\pi r^2} \quad (3.35)$$

На основании соотношения (3.35) можно определить мощность дозы в веществе, создаваемую источником  $\gamma$ -излучения:

$$\dot{D} = \frac{a \sum_i p_i E_i \mu_{am,i}}{4\pi r^2} \quad (3.36)$$

**Пример 3.1.** Рассчитаем мощность дозы, создаваемую в воздухе на расстоянии 10 см от источника  $^{241}\text{Am}$  активностью 310 кБк.

*Решение.*  $\gamma$ -Излучение  $^{241}\text{Am}$  имеет две компоненты с энергиями  $E_1 = 26,345$  кэВ (2,4 %) и  $E_2 = 59,537$  кэВ (35,8 %). Этим энергиям соответствуют массовые коэффициенты поглощения  $\gamma$ -излучения в воздухе  $\mu_{am,1} = 0,3215$  см<sup>2</sup>/г и  $\mu_{am,2} = 0,0288$  см<sup>2</sup>/г [44]. Согласно условию задачи:

$$a = 310 \text{ кБк} = 3,1 \cdot 10^5 \text{ Бк};$$

$$E_1 = 26,345 \text{ кэВ} = 4,22 \cdot 10^{-15} \text{ Дж};$$

$$E_2 = 59,537 \text{ кэВ} = 9,53 \cdot 10^{-15} \text{ Дж};$$

$$p_1 = 0,024;$$

$$p_2 = 0,358;$$

$$\mu_{am,1} = 0,3215 \text{ см}^2/\text{г} = 3,215 \cdot 10^{-2} \text{ м}^2/\text{кг};$$

$$\mu_{am,2} = 0,0288 \text{ см}^2/\text{г} = 2,88 \cdot 10^{-3} \text{ м}^2/\text{кг};$$

$$r = 10 \text{ см} = 10^{-1} \text{ м}.$$

На основании соотношения (3.36) мощность поглощенной дозы в воздухе равна

$$\begin{aligned} \dot{D} &= 3,1 \cdot 10^5 (0,024 \cdot 4,22 \cdot 10^{-15} \cdot 3,215 \cdot 10^{-2} + 0,358 \times \\ &\times 9,53 \cdot 10^{-15} \cdot 2,88 \cdot 10^{-3}) / (4 \cdot 3,14 \cdot 10^{-2}) = 3,23 \cdot 10^{-11} \text{ Гр/с}. \end{aligned}$$

Если в качестве облучаемого вещества рассматривать воздух, то в соотношении (3.36) можно выделить величину, зависящую только от характеристик данного радионуклида:

$$K_{\gamma} = \frac{1}{4\pi} \sum_i p_i E_i \mu_{am,i} \quad , (3.37)$$

где  $\mu_{am,i}$  — массовый коэффициент поглощения  $\gamma$  —излучения в воздухе.

Величина  $K_g$  называется ионизационной постоянной или  $\gamma$ –постоянной радионуклида.  $\gamma$ –Постоянная радионуклида равна мощности поглощенной дозы в воздухе, создаваемой радионуклидом активностью 1 Бк на расстоянии 1 м. В системе СИ  $\gamma$ –постоянная имеет размерность Гр· м<sup>2</sup>/(Бк· с). В [табл. 3.7](#) приведены  $\gamma$ –постоянные для некоторых радионуклидов.

**Пример 3.2.** Рассчитаем  $\gamma$ –постоянную для радионуклида <sup>60</sup>Со.

*Решение.*  $\gamma$ –Излучение <sup>60</sup>Со имеет следующий состав:  $E_1 = 1,173$  МэВ (99,85 % ) и  $E_2 = 1,332$  МэВ (99,98 % ). По данным [44] этим энергиям соответствуют массовые коэффициенты поглощения  $\gamma$ –излучения для воздуха  $\mu_{am,1} = 2,71 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг и  $\mu_{am,2} = 2,64 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг. Подставляя эти данные в соотношение (3.37), находим:

$$K_{\gamma} = \frac{(0,9985 \cdot 1,173 \cdot 2,71 + 0,9998 \cdot 1,332 \cdot 2,64) 10^{-3} \cdot 1,6 \cdot 10^{-13}}{4 \cdot 3,14} = 8,52 \cdot 10^{-17} \text{ Гр} \cdot \text{м}^2 / (\text{Бк} \cdot \text{с}).$$

Зная  $\gamma$ –постоянную, можно рассчитать на основании соотношений (3.36) и (3.37) мощность поглощенной дозы  $\dot{D}$ , создаваемую  $\gamma$ –излучением радионуклида на расстоянии  $r$  от источника излучения:

$$\dot{D} = \frac{aK_{\gamma}}{r^2} \quad (3.38)$$

**Пример 3.3.** Рассчитаем мощность поглощенной дозы в воздухе, создаваемую на расстоянии 10 см  $\gamma$ –излучением источника <sup>137</sup>Cs активностью  $2 \cdot 10^5$  Бк.

*Решение.* Согласно условию задачи,  $a = 2 \cdot 10^5$  Бк;  $r = 0,1$  м;  $K_g = 2,133 \cdot 10^{-17}$  Гр· м<sup>2</sup>/(Бк· с) (табл. 3.7). На основании соотношения (3.38) мощность дозы равна

$$\dot{D} = \frac{2 \cdot 10^5 \cdot 2,133 \cdot 10^{-17}}{10^{-2}} = 4,27 \cdot 10^{-10} \text{ Гр/с.}$$

Таблица 3.7

$\gamma$ –Постоянная  $K_{\gamma}$  некоторых радиоактивных нуклидов (аГр· м<sup>2</sup>/(Бк·с)) [45, 46]

Радионуклид	$K_{\gamma}$	Радионуклид	$K_g$
<sup>16</sup> N	96,480	<sup>110m</sup> Ag + <sup>110</sup> Ag	101,400
<sup>22</sup> Na	78,020	<sup>111</sup> Ag	1,130
<sup>24</sup> Na	119,400	<sup>114m</sup> In + <sup>114</sup> In	2,830
<sup>41</sup> Ar	43,090	<sup>113</sup> Sn + <sup>113m</sup> In	9,556
<sup>40</sup> K	5,100	<sup>124</sup> Sb	63,320

$^{42}\text{K}$	8,902	$^{131}\text{I}$	14,200
$^{51}\text{Cr}$	1,700	$^{133}\text{I}$	22,060
$^{52}\text{Mn}$	118,300	$^{135}\text{I}$	55,320
$^{54}\text{Mn}$	30,380	$^{131m}\text{Xe}$	2,780
$^{56}\text{Mn}$	55,760	$^{133}\text{Xe}$	3,310
$^{59}\text{Fe}$	40,670	$^{135}\text{Xe}$	8,670
$^{57}\text{Co}$	3,640	$^{134}\text{Cs}$	57,440
$^{60}\text{Co}$	84,630	$^{137}\text{Cs} + ^{137m}\text{Ba}$	21,330
$^{64}\text{Cu}$	7,422	$^{140}\text{Ba}$	7,208
$^{65}\text{Zn}$	20,120	$^{140}\text{La}$	75,560
$^{73}\text{As} + ^{73m}\text{Ge}$	0,245	$^{141}\text{Ce}$	2,850
$^{74}\text{As}$	28,630	$^{144}\text{Ce} + ^{144m}\text{Pr} + ^{144}\text{Pr}$	1,750
$^{76}\text{As}$	16,740	$^{144}\text{Ce} + ^{144m}\text{Pr}$	0,846
$^{75}\text{Se}$	13,350	$^{144}\text{Pr}$	0,930
$^{82}\text{Br}$	87,370	$^{152}\text{Eu}$	41,370
$^{85}\text{Kr}$	8,490	$^{154}\text{Eu}$	43,040
$^{86}\text{Rb}$	3,290	$^{155}\text{Eu}$	2,550
$^{89}\text{Sr} + ^{89m}\text{Y}$	$4,9 \cdot 10^{-3}$	$^{170}\text{Tm}$	0,175
$^{91}\text{Y}$	0,206	$^{192}\text{Ir}$	30,310
$^{95}\text{Zr} + ^{95m}\text{Nb}$	27,160	$^{198}\text{Au}$	15,170
$^{95}\text{Nb}$	28,110	$^{203}\text{Hg}$	8,506
$^{99m}\text{Tc}$	3,885	$^{202}\text{Tl}$	17,260
$^{103}\text{Ru} + ^{103m}\text{Rh}$	18,630	$^{210}\text{Po}$	$3,52 \cdot 10^{-4}$
$^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$	7,576	$^{226}\text{Ra}$	59,450
$^{103m}\text{Rh}$	$2,04 \cdot 10^{-3}$		

### 3.3.3. Доза от внешнего источника $\beta$ –излучения

Расчет доз от источника  $\beta$ –излучения характеризуется особенностями, связанными со свойствами  $\beta$  –частиц:

$\beta$ –излучение имеет непрерывный спектр, поэтому в формулах для расчета следует использовать среднюю энергию  $\bar{E}_{\beta}$   $\beta$  –частиц

$$\bar{E} = 0,4 E_{\max} \quad (3.39)$$

где  $E_{\max}$  — максимальная энергия  $\beta$ –спектра;

следует учесть поглощение  $\beta$ –частиц в слое воздуха между источником и облучаемым объектом;

при расчете доз от внешних источников  $\beta$ –излучения приближенно можно считать, что толщина облучаемого объекта равна слою полного поглощения  $\beta$ –частиц  $R_{\max}$ .

На основании соотношений (3.25) и (3.29) можно получить выражение для полной энергии  $E_{\text{полн}}$   $\beta$ –излучения, поглощаемой в слое, равном максимальному пробегу  $\beta$ –частиц, за время  $t$ :

$$E_{\text{полн}} = ISt = 0,4E_{\max} S_j t \quad (3.40)$$

где  $I$  — интенсивность  $\beta$ –излучения;  $S$  — площадь поглощающего слоя;  $j$  — плотность потока  $\beta$ –излучения.

Масса слоя вещества площадью  $S$  ( $\text{м}^2$ ) и толщиной  $R_{\max}$  ( $\text{кг}/\text{м}^2$ ) равна

$$Dm = SR_{\max} \quad (3.41)$$

Тогда выражение для поглощенной дозы можно записать в виде

$$D = \frac{E_{\text{полн}}}{\Delta m} = \frac{0,4 E_{\max} \varphi t}{R_{\max}} \quad (3.42)$$

Для расчета дозы от точечного источника  $\beta$ –излучения со сложным составом следует использовать значение интенсивности излучения  $I$  из соотношения (3.28). Кроме того, следует учесть ослабление  $\beta$ –излучения в слое воздуха  $r$  между источником и облучаемым объектом:

$$D = \frac{at}{4\pi r^2} \sum_i \frac{0,4 p_i E_{\max,i} e^{-\mu_i r}}{R_{\max,i}} \quad (3.43)$$

где  $a$  — активность источника;  $t$  — время облучения;  $p_i$  — число  $\beta$ –частиц, относящихся к группе с  $i$ -й максимальной энергией, которое приходится в среднем на один акт распада;  $\mu_i$  — линейный коэффициент ослабления в воздухе  $\beta$ –излучения с  $i$ -й максимальной энергией;  $r$  — расстояние от источника до облучаемого объекта;  $R_{\max,i}$  — максимальный пробег в веществе  $\beta$ –излучения с  $i$ -й максимальной энергией.

Значения максимальных пробегов  $R_{\max}$  и массовых коэффициентов ослабления  $\mu$   $\beta$ –излучения в алюминии приведены в табл. 3.8. При расчетах, не нуждающихся в особой точности, значениями, приведенными в табл. 3.8, пользуются и для других веществ (например для воздуха и биологической ткани).

**Максимальные пробеги  $R_{\max}$  и массовые коэффициенты ослабления  $m_m$   $\beta$ -излучения в алюминии**

$E_{\max}$ , МэВ	$R_{\max}$ , кг/м <sup>2</sup>	$m_m$ , м <sup>2</sup> /кг
0,01	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$6,93 \cdot 10^2$
0,02	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$2,31 \cdot 10^2$
0,05	$3,9 \cdot 10^{-2}$	$8,66 \cdot 10^1$
0,10	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$3,85 \cdot 10^1$
0,20	$4,2 \cdot 10^{-1}$	$1,78 \cdot 10^1$
0,30	$7,6 \cdot 10^{-1}$	9,9
0,40	1,15	5,9
0,50	1,6	4,0
0,60	2,2	2,9
0,7	2,5	2,3
0,8	3,1	1,9
0,9	3,5	1,5
1,0	4,1	1,3
1,25	5,4	$9,4 \cdot 10^{-1}$
1,5	6,7	$7,1 \cdot 10^{-1}$
1,75	8,0	$5,8 \cdot 10^{-1}$
2,0	9,5	$5,0 \cdot 10^{-1}$
2,5	12,2	$4,0 \cdot 10^{-1}$

**Пример 3.4.** Рассчитаем дозу, которую получают руки экспериментатора при работе в течение 0,5 ч на расстоянии 20 см от источника ( $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ) активностью  $3,7 \cdot 10^7$  Бк.

*Решение.* Согласно условию,  $a = 3,7 \cdot 10^7$  Бк;  $r = 0,2$  м;  $t = 1,8 \cdot 10^3$  с. Характеристика источника  $\beta$ -излучения:  $E_{\max}(^{90}\text{Sr}) = 0,535$  МэВ;  $p(^{90}\text{Sr}) = 1$ ;  $E_{\max}(^{90}\text{Y}) = 2,26$  МэВ;  $p(^{90}\text{Y}) = 1$ . Путем линейной интерполяции определим значения массовых коэффициентов ослабления  $\beta$ -излучения ( $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ) в алюминии:  $m_m(^{90}\text{Sr}) \approx 3,6$  м<sup>2</sup>/кг;  $m_m(^{90}\text{Y}) \approx 4,5 \cdot 10^{-1}$  м<sup>2</sup>/кг. Приблизительно полагая, что указанные значения массовых коэффициентов ослабления в алюминии справедливы и для воздуха, рассчитаем линейные коэффициенты ослабления  $m$   $\beta$ -излучения ( $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ) в воздухе. Линейный и массовый коэффициенты ослабления связаны соотношением  $m = m_m \cdot \rho$ , где  $\rho$  — плотность вещества. Для воздуха  $\rho = 1,293$  кг/м<sup>3</sup>, следовательно,  $m(^{90}\text{Sr}) = 3,6 \cdot 1,293 = 4,65$  м<sup>-1</sup>;  $m(^{90}\text{Y}) = 4,5 \cdot 10^{-1} \cdot 1,293 = 5,82 \cdot 10^{-1}$  м<sup>-1</sup>.

Найдем значения максимальных пробегов в алюминии  $\beta$ -излучения рассматриваемых изотопов:



$$R_{\max}(90\text{Sr}) = 1,81 \text{ кг/м}^2; R_{\max}(^{90}\text{Y}) = 10,9 \text{ кг/м}^2.$$

Будем считать, что приблизительно таковы же значения максимальных пробегов  $\beta$ -излучения  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Y}$  в биологической ткани. Подставляя найденные значения в формулу (3.43), получим

$$D = \frac{3,7 \cdot 10^7 \cdot 1,8 \cdot 10^3}{4 \cdot 3,14 \cdot 4 \cdot 10^{-2}} \left( \frac{1 \cdot 0,4 \cdot 0,535 \cdot e^{-4,65 \cdot 0,2}}{1,81} + \frac{1 \cdot 0,4 \cdot 2,26 \cdot e^{-0,582 \cdot 0,2}}{10,9} \right) \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} = 2,57 \cdot 10^{-2} \text{ Гр} = 25,7 \text{ мГр}.$$

Так как для  $\beta$ -излучения значение взвешивающего коэффициента  $W_R$  равно единице, то эквивалентная доза  $H_T$ , которую получают руки, равна 25,7 мЗв.

### 3.4. Свойства радионуклидов, поступивших в организм человека

Внутреннее облучение вызывается радиоактивными веществами, проникающими непосредственно в организм. Наиболее опасными с точки зрения внутреннего облучения оказываются  $\alpha$ -излучающие нуклиды, так как пробег  $\alpha$ -частиц в веществе мал и их энергия целиком поглощается вблизи места локализации радиоактивного нуклида.

Степень внутреннего облучения зависит не только от вида и энергии излучения, но и от того, где именно в организме концентрируется радиоактивный нуклид и как долго организм подвергается действию излучения. Продолжительность внутреннего облучения определяется двумя факторами: периодом полураспада нуклида и скоростью его выведения из организма. Таким образом, при оценке опасности внутреннего облучения необходимо учитывать, в каких органах происходит накопление радиоактивного нуклида, вид и энергию излучения, период полураспада, физико-химические свойства нуклида, биологическую скорость выведения из организма.

Радионуклиды как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы (табл. 3.9) в зависимости от минимально значимой активности (МЗА). Минимально значимая активность — это активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов государственной санитарно-эпидемиологической службы на использование этих источников.

Принадлежность радионуклида к группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с таблицей приложения П-4 НРБ-99 [1]. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в таблице, относятся к группе Г.

Все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса. Класс работ устанавливается по табл. 3.10 в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте.

В случае нахождения на рабочем месте радионуклидов разных групп радиационной опасности их активность приводится к группе А радиационной опасности по формуле

$$C_s = C_A + \text{МЗА} \sum_i \frac{C_i}{\text{МЗА}_i}, \quad (3.44)$$

где  $C_s$  — суммарная активность, приведенная к активности группы А, Бк;  $C_A$  — суммарная активность радионуклидов группы А, Бк; МЗА — минимально значимая активность для группы А, Бк;  $C_i$  — активность отдельных радионуклидов, не относящихся к группе А;  $\text{МЗА}_i$  — минимально значимая активность отдельных радионуклидов, Бк, приведенная в приложении П-4 НРБ-99.

## Группы радиационной опасности радионуклидов

Группа	Минимально значимая активность (МЗА), Бк
А	$10^3$
Б	От $10^4$ до $10^5$
В	От $10^6$ до $10^7$
Г	Более $10^8$

Таблица 3.10

## Класс работ с открытыми источниками излучения

Класс работ	Суммарная активность на рабочем месте, приведенная к группе А, Бк
I	Более $10^8$
II	От $10^5$ до $10^8$
III	От $10^3$ до $10^5$

Таблица 3.11

Значения коэффициентов сложности  $q_{сл}$  при работе с радиоактивными веществами

Наименование операций	$q_{сл}$
Хранение радиоактивных веществ	$10^{-2}$
Простые операции с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботажа)	$10^{-1}$
Обычные химические операции	1

Классом работ определяются требования к размещению и оборудованию помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками излучения. Чтобы определить, к какому классу будет относиться выполнение той или иной конкретной операции, удобно пользоваться коэффициентом сложности  $q_{сл}$  (табл. 3.11). Умножив активность на  $q_{сл}$  соответствующей операции, получают величину, по которой с помощью табл. 3.10 легко установить класс работы.

Эффективные дозы, полученные человеком при внутреннем облучении, на практике рассчитываются по соотношениям (3.16) и (3.17) с использованием дозовых коэффициентов, приведенных в НРБ–99 [1].

## Литература

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ–99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1.758–99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ–99): Санитарные правила СП-2.6.1.799–99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2000.
3. IAEA, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources / Safety Standards Series. N. 120. Vienna: IAEA, 1996.
4. IAEA, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources / Safety Standards Series. N. 115. Vienna: IAEA, 1996.
5. IAEA, Occupational Radiation Protection / Safety Standards Series. N. RS-G-1.1. Vienna: IAEA, 1999.
6. IAEA, Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides / Safety Standards Series. N. RS-G-1.2. Vienna: IAEA, 1999.
7. IAEA, Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation: Safety Guide. Jointly sponsored by the International Atomic Energy Agency and the International Labor Office / Safety Standards Series. N. RS-G-1.3. Vienna: IAEA, 1999.
8. ICRP, Reference Man: Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics / Publication N. 23. Oxford: Pergamon Press, 1975.
9. ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers / ICRP Publication. N. 30, Part 1. Ann. ICRP 2(3/4). Oxford: Pergamon Press, 1979; ICRP Publication. N. 30, Part 2. Ann. ICRP 4(3/4). Oxford: Pergamon Press, 1980; ICRP Publication. N. 30, Part 3. Ann. ICRP 6(2/3). Oxford: Pergamon Press, 1981; ICRP Publication. N. 30, Part 4. Ann. ICRP. 19 (4). Oxford: Pergamon Press, 1988.
10. ICRP, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection / ICRP Publication. N. 60. Ann. ICRP 21(1–3). Oxford: Pergamon Press, 1991 (Радиационная безопасность / Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч. 1, Ч. 2. М.: Энергоатомиздат, 1994).
11. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1 / ICRP Publication. N. 56. Ann. ICRP 20(2). Oxford: Pergamon Press, 1989.
12. ICRP, Protection against Radon-222 at Home and at Work / ICRP Publication. N. 65. Ann. ICRP 23(2). Oxford: Pergamon Press, 1993.
13. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients / ICRP Publication. N. 67. Ann. ICRP 23(3/4). Oxford: Elsevier Science, 1993.
14. ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection / ICRP Publication. N. 66. Ann. ICRP 24(1–3). Oxford: Elsevier Science, 1994.
15. ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers / ICRP Publication. N. 68. Ann. ICRP 24(4). Oxford: Elsevier Science, 1994.
16. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients / ICRP Publication. N. 69. Ann. ICRP 25(1). Oxford: Elsevier Science, 1995.
17. ICRP, Basic Anatomical and Physiological Data for use in Radiological Protection: The Skeleton / ICRP Publication. N. 70. Ann. ICRP 25(2). Oxford: Elsevier Science, 1995.
18. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4, Inhalation Dose Coefficients / ICRP Publication. N. 71. Ann. ICRP 25(3–4). Oxford: Elsevier Science, 1995.
19. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients / ICRP Publication. N. 72. Ann. ICRP 26(1). Oxford: Elsevier Science, 1996.
20. ICRP, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation / ICRP Publication. N. 74, ICRU Report. N. 57. Ann. ICRP 26(3/4). 1996.
21. ICRP, General Principles for the Radiation Protection of Workers / ICRP Publication. N. 75. Ann. ICRP 27 (1). 1997.
22. ICRU, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry / Report N. 51. Bethesda, MD: ICRU, 1993.
23. ICRU, Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation / Report N. 60. Bethesda, MD: ICRU, 1998.
24. ГОСТ Р 8.563–96 ГСИ. Методики выполнения измерений.

25. ГОСТ 27451–87. Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия.
26. ГОСТ 29074–91. Аппаратура контроля радиационной обстановки. Общие требования.
27. РД50-454–84. Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417–81 ГСИ. Единицы измерения величин в области ионизирующих излучений.
28. МИ 2453–98 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.
29. МУ 1.1.017–99. Основные требования к структуре, изложению и оформлению нормативных документов при выполнении НИР «Разработка нормативных и методических документов и адаптация существующей системы обеспечения радиационной безопасности Минатома России к новым принципам нормирования радиационных факторов».
30. Единые требования к системе приборов индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения (ЕТ ИДК 86). М.: 1987.
31. Кутьков В.А. Современная система дозиметрических величин // АНРИ. 2000. № 1(20). С. 4–17.
32. МИ 2453–2000 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования. ГНМЦ «ВНИИФТРИ» Госстандарта России. 2000.
33. МУ 2.6.1.16–00. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования: Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России // АНРИ. № 3(22). 2000. С. 43–75.
34. МУ 2.6.1.25–00. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования: Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. 2000.
35. МУ 2.6.1.26–00. Дозиметрический контроль внутреннего профессионального облучения. Общие требования: Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. 2000.
36. Радиационная защита. Рекомендации МКРЗ. Публикация 6 / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1967.
37. Радиационная защита. Рекомендации МКРЗ. Публикация 26 / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1978.
38. Данные для использования при защите от внешнего излучения. Защита пациента в ядерной медицине. Рекомендации МКРЗ. Публикации 51, 52 / Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1993.
39. Стандарт ИСО 921:1997. Ядерная энергия. Словарь.
40. Контроль соблюдения требований Норм и Правил / В.А. Кутьков, А.П. Панфилов, О.А. Кочетков и др. // АНРИ. 2001. № 3(26). С. 4–15.
41. Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417–81. ГСИ. Единицы физических величин в области ионизирующих излучений. РД 50-454–84. М.: Изд-во стандартов, 1984; 1990, с изменениями.
42. Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода: Учеб. пособие для ун-тов / В.Б. Лукьянов, С.С. Бердоносков, И.О. Богатырев и др. / Под ред. В.Б. Лукьянова. М.: Высш. шк., 1985. 287 с.
43. Радиоактивные индикаторы в химии. Проведение эксперимента и обработка результатов: Учеб. пособие для вузов / В.Б. Лукьянов, С.С. Бердоносков, И.О. Богатырев и др. М.: Высш. шк., 1977. 280 с.
44. Сторм Э., Исраэль Х. Сечения взаимодействия гамма-излучения (для энергий 0,001–100 МэВ и элементов с 1 по 100): Справочник. М: Атомиздат, 1973. 256 с.
45. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995.
46. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: Учебник для вузов / Под ред. Е.Л. Столяровой. М: Энергоатомиздат, 1986. 464 с.

## РАЗДЕЛ 4 БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИЗУЧЕНИЯ НА ОРГАНИЗМ

Автор-составитель: к.ф.-м.н. Л.И. Клочкова

Человек и все живые организмы на Земле подвергаются облучению от естественных источников радиации. Большинство из них таковы, что избежать облучения от них совершенно невозможно. Разные виды излучения попадают на поверхность Земли из космоса и поступают от радиоактивных веществ, находящихся в земной коре. Человек подвергается внешнему и внутреннему (воздух, пища, вода) облучениям.

Космические лучи могут достигать поверхности Земли или взаимодействовать с атмосферой Земли, порождая вторичное излучение. Уровень облучения растет с высотой. Мощность дозы на уровне моря составляет 0,03 мкЗв/ч, на высоте 20 000 м — 13 мкЗв/ч. Облучению подвергаются экипажи и пассажиры самолетов. За счет использования воздушного транспорта человечество получает в год эффективную коллективную дозу около 2000 чел.-Зв.

В горных породах Земли в основном встречаются  $^{40}\text{K}$  и  $^{87}\text{Rb}$ , а также члены радиоактивных семейств  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , которые входят в состав Земли с самого ее рождения. Уровни земной радиации различны для разных мест земного шара. Средняя доза внешнего облучения человека в год от земных источников естественной радиации примерно равна 0,35 мЗв, в Иране (г. Рамсер) — 400 мЗв.

В среднем примерно 2/3 эффективной дозы облучения, которую человек получает от естественных источников радиации, обусловлены радиоактивными веществами, попадающими в организм с пищей, водой и воздухом. Часть этой дозы приходится на радиоактивные изотопы типа  $^{14}\text{C}$  и  $^3\text{H}$ , которые образуются под воздействием космической радиации. Все остальное поступает от источников земного происхождения. За счет  $^{40}\text{K}$  человек получает в год примерно 0,18 мЗв. Значительно большую дозу внутреннего облучения человек получает от нуклидов радиоактивного ряда  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ . Некоторые из них ( $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{210}\text{Po}$ ) поступают в организм с пищей.

Наиболее весомым из всех естественных источников радиации является невидимый, не имеющий вкуса и запаха тяжелый (в 7,5 раза тяжелее воздуха) газ радон ( $^{220}\text{Rn}$ ,  $^{222}\text{Rn}$ ), эмиссия которого происходит из земной коры. Радон вместе со своими дочерними продуктами радиоактивного распада ответственен примерно за 1/2 индивидуальной годовой дозы облучения от всех естественных источников радиации. Большую часть этой дозы человек получает от радионуклидов, попадающих в его организм вместе с вдыхаемым воздухом. Большая часть облучения исходит от дочерних продуктов распада радона. В конце 1970-х гг. строения, внутри которых концентрация радона в 5000 раз превышала среднюю его концентрацию в наружном воздухе, были обнаружены в Швеции и Финляндии [1].

Однако дозы облучения, получаемые человеком и живыми организмами от естественных источников радиации, малы и составляют *фоновый уровень*, к которому организм адаптировался за время эволюции.

Ядерные взрывы, выбросы радионуклидов предприятиями ядерной энергетики и широкое использование источников ионизирующих излучений в научных исследованиях, медицине, различных отраслях промышленности и сельском хозяйстве привели к глобальному повышению облучения населения Земли [2]. К естественному облучению добавились антропогенные источники внешнего и внутреннего облучения.

Наибольшую потенциальную опасность после взрывов представляют короткоживущие нуклиды йода, а также биологически опасные радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ . При работе заводов по

получению ядерного топлива в атмосферу выбрасываются  $^{222}\text{Rn}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{210}\text{Pb}$ . При переработке топлива на радиохимических заводах в выбросах присутствуют  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{129}\text{I}$  и радиоактивные изотопы трансурановых элементов. В формировании доз облучения населения большое значение имеют радионуклиды  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{129}\text{I}$ , которые в процессе миграции рассеиваются по всему земному шару. Однако доза облучения населения за счет всего топливного ядерного цикла небольшая и составляет не более 0,5 % фонового облучения от естественных источников. Эффективная среднегодовая доза облучения персонала атомных электростанций в большинстве случаев ниже установленного предела (20 мЗв). У 90 % персонала она составляет 1–10 мЗв. Основную дозу облучения получают рабочие урановых рудников, обогатительных фабрик, персонал, занимающийся ремонтными работами на реакторах и перегрузкой отработанного ядерного топлива, научные работники в области ядерной физики, медицинские работники, лица, работающие с установками промышленной дефектоскопии, экипажи самолетов, шахтеры, добывающие каменный уголь и железную руду.

Значительный вклад в дозу, получаемую человеком от техногенных источников радиации, вносят медицинские процедуры и методы лечения, связанные с применением радиоактивности. Радиация в медицине используется как в диагностических целях, так и для лечения (лучевая терапия — один из основных способов борьбы с раком). Однако в медицине нередко дозы, получаемые пациентами, оказываются неоправданно высокими.

Известны тяжелые последствия действия излучения на организм человека [3]:

тяжелые дерматиты, рак кожи, лейкозы у пионеров изучения физических свойств и лечебного применения ионизирующих излучений;

злокачественные новообразования, сокращение продолжительности жизни врачей-рентгенологов в первой половине 20-го столетия;

десятки тысяч японцев, пострадавших от облучения в результате атомной бомбардировки городов Хиросима и Нагасаки;

сотни лиц, подвергшихся облучению при различных радиационных авариях, включая Чернобыльскую;

развитие хронической лучевой болезни, склеротических процессов во внутренних органах и злокачественных процессов у шахтеров урановых рудников и работников ядерных производств, а также у людей, длительное время проживающих на территориях радиоактивного загрязнения в результате нескольких аварий на комбинате «Маяк»;

повреждение здоровых тканей при проведении лучевой терапии у онкологических больных;

возможные канцерогенные и генетические эффекты после радиационных воздействий в сравнительно невысоких дозах.

Представления о влиянии радиации на здоровье человека у населения и даже у руководящих работников зачастую поверхностные и не всегда верные. В результате могут игнорироваться правила техники безопасности при работе с источниками ионизирующих излучений и возникать неблагоприятные эффекты там, где их могло бы и не быть. Однако часто приходится иметь дело и с преувеличением опасности воздействия ионизирующих излучений (особенно малых доз и интенсивностей). Результатом таких преувеличений может стать введение неоправданных защитных мер и ограничений [4].

Фундаментальной задачей радиобиологии является установление закономерностей между *ионизирующим излучением* и *ответом биологического объекта* на это излучение. Решению этой проблемы посвящены многие исследования, результаты которых обобщены в [5, 6]. Наиболее характерная особенность действия ионизирующих излучений на биологические объекты заключается в том, что производимый ими эффект обусловлен не только количеством поглощенной энергии. Никакой другой вид энергии (тепловой, электрической и пр.), поглощенной биологическим объектом в том же количестве, не приводит к таким изменениям, какие вызывают ионизирующие излучения. Для большинства элементов (H, N, O, C, S, P), из которых состоят

молекулы биосубстрата, при ионизации атомов необходимо затратить энергию около 10–15 эВ (энергия ионизации). Поэтому среди электромагнитных излучений ни радиоволны, ни инфракрасный или видимый свет не относятся к категории ионизирующих (все цвета видимого света относятся к электромагнитным колебаниям, частота которых соответствует энергии 1–3 эВ). Энергии ионизации атомов биосубстрата соответствуют излучения, попадающие в середину области ультрафиолетового излучения (120–180 нм). Поэтому «ближний ультрафиолет» не является ионизирующим излучением, а «дальний ультрафиолет» и более коротковолновое электромагнитное излучение (рентгеновское,  $\gamma$ -излучения) ионизируют вещество.

К началу 1950-х гг. в радиобиологии был накоплен огромный фактический материал и установлен ряд общих закономерностей действия излучений на живые объекты. Исследована радиочувствительность самых различных объектов — от макромолекул и бактерий до млекопитающих, установлена зависимость поражающего эффекта от физиологического состояния объекта, вида излучения, физических условий облучения и др. Были сформулированы теории прямого и косвенного действия радиации, объясняющие, как казалось, подавляющее большинство накопленных к тому времени фактов на физико-химическом уровне исследования. Стоял вопрос об относительной роли этих двух способов поражающего действия радиации в живой клетке. Гораздо слабее были изучены механизмы тех процессов, которые приводили к нарушению клеточных микроструктур и отдельных макромолекул, то есть первичных физико-химических процессов, предшествующих развитию лучевого повреждения и гибели клетки. В те годы только начиналось систематическое изучение процессов радиационной деструкции основных классов биологических макромолекул: белков, нуклеиновых кислот, полисахаридов и др.

При переходе от низкомолекулярных органических веществ к биологическим макромолекулам возникают новые свойства, в связи с чем последствия даже элементарных процессов (ионизации и возбуждения) приводят в них к совершенно иным конечным результатам. Было показано, что энергия излучения, полученная макромолекулами в результате прямого или косвенного действия радиации, как правило, реализуется не в том месте, где произошел акт взаимодействия, а предварительно мигрирует по специфическим для данной структуры путям, осуществляя поражение где-то в ее «слабом» месте. Такая миграция представляет, по-видимому, общий случай реализации энергии излучения, а не исключение, по крайней мере в белковых молекулах — одном из основных субстратов клетки.

Далее пришлось отказаться от привычных представлений о «мгновенности» физического этапа поражающего действия радиации. Оказалось, что даже в отдельно взятых молекулах при облучении возникают скрытые долгоживущие повреждения, обусловленные спецификой строения биоструктур. Их появление не сопровождается нарушением функциональных свойств. Это происходит позднее при дополнительном воздействии на такие макромолекулы различных нерадиационных факторов и агентов (прежде всего основного из них — кислорода). Существование долгоживущих скрытых повреждений макромолекул и принципиальная возможность пострадиационной модификации радиационного поражения позволили обнаружить новые физико-химические механизмы защиты макромолекул от радиации.

В такой сложной молекуле, как живая клетка, трудно выделить роль отдельных факторов, существенных для поражения. Не подлежит, однако, сомнению, утверждение, что за специфику лучевой реакции клетки ответственно поражение главным образом биологически важных макромолекул, а не низкомолекулярных компонентов. Это поражение заключается в нарушении структуры и биологической функции макромолекул с последующим искажением нормального метаболизма.

Результаты повреждения радиацией отдельных макромолекул, казалось бы, не должны зависеть от того, облучаются последние вне или внутри клетки. Физические механизмы взаимодействия излучений и различных модифицирующих агентов с макромолекулами «in vitro» и «in vivo» тождественны, однако различия в условиях среды и структурной организации могут привести к тому, что на лучевую реакцию клетки будут оказывать большее влияние не эти закономерности, а другие, в частности, обусловленные метаболическими процессами. Поэтому без специального анализа нельзя сказать, что явление, обнаруженное в модельных экспериментах, будет наблюдаться и в клетке.

В 1990-е гг. наиболее впечатляющими были открытие явления неоднородности молекулы ДНК по отношению к действию облучения и новые представления о кластерных механизмах

повреждения ДНК [7]. Большие успехи были достигнуты в радиационной иммунологии. Сделаны первые шаги в успешном применении *цитокинов* в качестве радиозащитных агентов. Одним из многообещающих исследований является изучение радиационного старения (могут быть поняты многие эффекты малых доз облучения).

Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ), которая устанавливает нормы радиационной безопасности и дает соответствующие рекомендации по этому поводу, была создана в 1928 г. Последние рекомендуемые пределы облучения были разработаны в 1990 г. [8, 9]. Согласно рекомендациям МКРЗ, профессиональное облучение в любой отдельный год не должно превышать 50 мЗв и ежегодная средняя доза на протяжении 5 лет не должна превышать 20 мЗв (см. табл. 3.5). Выбранные пределы дозы означают, что профессиональный риск для лиц, работающих с источниками излучения, не выше профессионального риска в других отраслях, в целом рассматриваемых как безопасные. Пределы дозы для населения ниже, чем для работников. МКРЗ рекомендует, чтобы население не облучалось от техногенных источников дозами выше 1 мЗв в год. МКРЗ не устанавливает пределов дозы для пациентов, так как выгоды, которые дает лечение, рассматриваются как значительно превосходящие ущерб даже от высоких доз. Благодаря высоким нормам безопасности риск для работников, создаваемый излучением, сохраняется на минимально низком уровне.

## 4.1. Радиочувствительность

Радиочувствительность следует однозначно понимать как синоним поражаемости изучаемых объектов. Каждому биологическому виду свойственна своя мера чувствительности к действию ионизирующего излучения. Дозы облучения, приводящие различные биообъекты к гибели, отличаются в очень широких пределах. Степень радиочувствительности сильно варьирует и в пределах одного вида. Людям также свойственна *индивидуальная радиочувствительность*. Большую роль играет общее состояние организма, его возраст и пол. Дети крайне чувствительны к действию радиации. Относительно небольшие дозы при облучении хрящевой ткани могут замедлить или вовсе остановить у них рост костей, что приводит к аномалиям развития скелета. Крайне чувствителен к действию радиации мозг плода, особенно если мать подвергается облучению между восьмой и пятнадцатой неделями беременности. В этот период у плода формируется кора головного мозга, и существует риск, что в результате облучения матери (например рентгеновскими лучами) родится умственно отсталый ребенок. Облучение мозга ребенка при лучевой терапии может привести к потере памяти, а у очень маленьких детей даже к слабоумию.

В одном организме различные клетки и ткани значительно различаются по радиочувствительности. Красный костный мозг и другие элементы кровяной системы наиболее уязвимы при облучении и теряют способность нормально функционировать уже при дозах облучения 0,5–1 Зв. Репродуктивные органы и глаза также отличаются повышенной чувствительностью к облучению. Однократное облучение семенников дозой 0,1 Зв приводит к временной стерилизации мужчин, а дозы свыше 2 Зв могут привести к постоянной стерилизации. Яичники менее чувствительны к действию радиации, но однократная доза, бульшая 3 Зв, все же приводит к их стерильности. Наиболее уязвимой для радиации частью глаза является хрусталик. Погибшие клетки становятся непрозрачными, а разрастание помутневших участков приводит к катаракте, а затем и к полной слепоте.

Помутневшие участки могут образоваться при дозах облучения 2 Зв и менее. Дозы от 0,5 до 2 Зв, полученные в течение 10–20 лет, приводят к увеличению плотности и помутнению хрусталика. Большинство органов и тканей взрослого человека (почки, печень, мочевого пузыря, мышечная, нервная, костная ткани) относительно мало чувствительны к действию радиации.

В качестве критерия радиочувствительности обычно используют *летальную дозу облучения*, которая вызывает 50%-ю гибель биообъектов. В табл. 4.1 представлены данные ряда авторов о радиочувствительности различных объектов к дозам  $\gamma$ -излучения, вызывающим 50%-ю смертность.

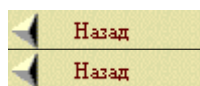
Таблица 4.1



**Радиочувствительность различных объектов  
к дозам  $\gamma$ -излучения, вызывающим 50%-ю смертность [5, 10]**

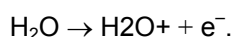
Биологический вид	Доза, Гр	Биологический вид	Доза, Гр
Овца	1,5–2,5	Кролик	9,0–10,0
Осел	2,0–3,8	Хомяк	9,0–10,0
Собака	2,5–3,0	Змеи	80,0–200,0
Человек	2,5–3,5		10,0–40,0
Обезьяна	2,5–6,0	Насекомые	10,0–100,0
Мыши	6,0–15,0		20,0–3000,0
Крысы	7,0–9,0	Растения	10,0–1500,0
Птицы	8,0–20,0	Бактерии	50,0–10000,0
Рыбы	8,0–20,0	Вирусы	200,0–10000,0
	7,0–600,0		

Радиобиологии пока не удалось однозначно ответить на вопрос, в чем причина такого разнообразия радиочувствительности биологических объектов. Исключительное внимание, уделяемое в радиобиологии человека и животных вопросам радиочувствительности, вполне понятно. Их конечная цель — нахождение путей активного и избирательного воздействия на радиочувствительность (ее ослабления или усиления в зависимости от необходимости), то есть овладение способами управления радиочувствительностью.

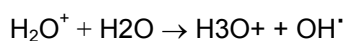


## 4.2. Прямое и косвенное действия ионизирующих излучений

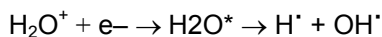
В основе первичных радиационно-химических изменений молекул, образующих клетки организма, могут лежать два механизма, обозначаемые как прямое и косвенное действия радиации. Под *прямым действием* понимают изменения, которые возникают в результате поглощения энергии излучения биологически важными молекулами, такими как белок или нуклеиновая кислота. Из-за разрыва химических связей в молекуле может нарушиться нормальное ее функционирование. *Косвенное воздействие* связано с разрушением более простой молекулы, например молекулы воды ( $H_2O$ ). Вода составляет основную массу (до 90 %) вещества в клетках. При радиолизе воды молекула ионизируется заряженной частицей, теряя при этом электрон:



Ионизированная молекула воды реагирует с другой нейтральной молекулой воды, в результате чего образуется высокореактивный радикал гидроксила  $OH^\cdot$ :

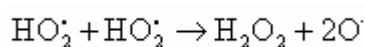
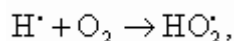


Вырванный электрон очень быстро взаимодействует с окружающими молекулами воды. В результате возникает сильно возбужденная молекула  $\text{H}_2\text{O}^*$ , которая диссоциирует с образованием двух радикалов:



Свободные радикалы содержат неспаренные электроны и поэтому отличаются чрезвычайно высокой реакционной способностью. Время их жизни в воде не более  $10^{-5}$  с. За этот период они либо рекомбинируют друг с другом, либо реагируют с растворенным субстратом.

В присутствии кислорода образуются и другие продукты радиолиза, обладающие окислительными свойствами — гидропероксидный радикал  $\text{HO}_2^\bullet$ , пероксид водорода  $\text{H}_2\text{O}_2$  и атомарный кислород  $\text{O}^\bullet$ :



Миграция ионов и радикалов может вызвать повреждение ДНК в клетке. Крупные органические молекулы клетки повреждаются либо прямым действием радиации, либо продуктами радиолиза воды. Относительный вклад прямого и косвенного действия радиации в разных системах будет совершенно различным в зависимости от размера и природы данного сорта макромолекул, а также концентрации их раствора в воде. В сильно разбавленных растворах при облучении макромолекул небольших размеров преобладает косвенное действие радиации, в сухих препаратах — прямое действие.

### 4.3. Соматические и генетические повреждения

Действие ионизирующего излучения на живые организмы связано с повреждениями молекул, которые образуют клетки, вследствие воздействия на них потоков заряженных частиц. Эти повреждения классифицируются как соматические и генетические. *Соматические повреждения* — это повреждения, возникающие непосредственно в облучаемом организме, а *генетические повреждения* затрагивают половые клетки (гаметы) и поэтому могут влиять на будущие поколения. Радиационное повреждение зародышевых клеток, которые дают начало гаметам, может привести при оплодотворении к образованию мутантной зиготы. Во многих случаях эти мутации будут летальны и приведут к гибели зиготы. В других случаях мутант может выжить в течение эмбрионального периода, но при этом у него могут развиваться физические недостатки. Почти все такие мутации приводят к уменьшению продолжительности жизни организма. Мутации передаются потомству в течение многих поколений. В конечном счете мутанты погибают в процессе естественного отбора.

Промежуточное место между соматическими и генетическими повреждениями занимают эмбриотоксические эффекты (пороки развития) — последствия облучения плода. Плод весьма чувствителен к облучению, особенно в период органогенеза. Особенно чувствительным является мозг плода, поскольку в этот период происходит формирование коры. Радиочувствительность плода к отдаленным последствиям облучения в 10–300 раз больше по сравнению со взрослым организмом.

#### 4.4. Детерминированные и стохастические эффекты

Действие излучения на организм зависит от многих факторов. Определяющими факторами являются: доза, вид излучения, продолжительность облучения, размеры облучаемой поверхности, индивидуальная чувствительность организма. Возможные последствия облучения человека дозами, большими фонового уровня, делятся на детерминированные и стохастические (вероятностные).

К *детерминированным эффектам* относятся поражения, вероятность возникновения и степень тяжести которых растут по мере увеличения дозы облучения и для возникновения которых существует дозовый порог. К таким эффектам относят, например, злокачественное повреждение кожи (лучевой ожог), катаракту глаз (потемнение хрусталика), повреждение половых клеток (временная или постоянная стерилизация).

Имеются данные многочисленных и длительных наблюдений за персоналом и населением, подвергшимся воздействию повышенных доз облучения [11]. Из этих данных следует, что профессиональное длительное облучение дозами до **50 мЗв** в год взрослого человека не вызывает никаких неблагоприятных *соматических* изменений, регистрируемых с помощью современных методов исследования. Детерминированные эффекты проявляются при достаточно высоких дозах облучения всего тела или отдельных органов.

Последствия для здоровья от доз облучения всего тела за короткий период (секунды, минуты или часы) бывают следующими:

облучение дозой **0,25 Зв** не приводит к заметным изменениям в организме;

при дозе **0,25–0,5 Зв** наблюдаются изменения показателей крови;

доза **0,5–1,0 Зв** вызывает снижение уровня лейкоцитов или белых кровяных телец, но вскоре нормальные уровни восстанавливаются;

пороговой дозой, вызывающей лучевую болезнь, считается **1 Зв**. Лучевая болезнь проявляется в виде тошноты, рвоты, кишечных спазмов, чувства усталости, апатии, повышенного потоотделения, головной боли;

доза около **2 Зв** может вызвать тошноту, головную боль, наблюдается снижение уровня лимфоцитов и тромбоцитов примерно на 50 %. Нормальные уровни восстанавливаются относительно быстро;

при дозе около **3 Зв** наблюдается рвота, слабость, высокая температура, обезвоживание организма, выпадение волос. Существует небольшой риск смерти, выжившие выздоравливают в течение нескольких недель или месяцев;

при дозе **4–6 Зв** происходит поражение слизистых оболочек внутренних органов и тканей костного мозга. **4 Зв** создают существенную угрозу жизни, **5 Зв** означают высокую вероятность смерти, а **6 Зв** без интенсивного медицинского лечения почти определенно означают смерть;

при дозе свыше **6 Зв** шансы выжить дольше нескольких недель весьма малы;

при дозе свыше **10 Зв** наступает смерть от обезвоживания.

*Стохастическими эффектами* считаются такие, для которых от дозы зависит только вероятность возникновения поражений, а не их тяжесть. Для стохастических эффектов отсутствует дозовый порог. К стохастическим эффектам относят злокачественные опухоли, индуцированные излучением, а также врожденные уродства, возникшие в результате мутаций и других нарушений в половых клетках. Стохастические эффекты не исключаются при малых дозах, так как не имеют дозового порога. Повреждения, вызываемые большими дозами облучения, обычно проявляются в течение нескольких часов или дней. Малые дозы облучения могут «запустить» не до конца еще установленную цепь событий, приводящую к раку или к генетическим повреждениям.

Раковые заболевания проявляются спустя много лет после облучения, как правило, не ранее чем через одно-два десятилетия. Врожденные пороки развития и другие наследственные болезни, вызываемые повреждением генетического аппарата, проявляются лишь в следующем или последующих поколениях (дети, внуки и более отдаленные потомки). Изучение генетических последствий облучения связано с большими трудностями. Невозможно отличить наследственные дефекты, полученные при облучении, от тех, которые возникли совсем по другим причинам. Около 10 % всех новорожденных имеют те или иные генетические дефекты. Генетические нарушения можно отнести к двум основным типам: хромосомные аберрации, включающие изменения числа или структуры хромосом, и мутации в самих генах.

Теоретически достаточно самой малой дозы, чтобы вызвать такие последствия, как рак или повреждение генетического аппарата. В то же время никакая доза облучения не приводит к этим последствиям во всех случаях. Даже при относительно больших дозах облучения далеко не все люди обречены на эти болезни: действующие в организме человека репарационные механизмы обычно ликвидируют все повреждения. Однако вероятность (или риск) наступления таких последствий больше у человека, который был облучен. И риск этот тем больше, чем больше доза облучения.

В 1955 г. Генеральная Ассамблея ООН основала Научный комитет по действию атомной радиации (НҚДАР ООН). Комитет систематически анализирует все природные и искусственные радиоактивные источники в окружающей среде или используемые человеком. В своей работе НҚДАР опирается на два основных допущения:

- 1) не существует пороговой дозы, за которой отсутствует риск заболевания раком; любая сколь угодно малая доза увеличивает вероятность заболевания раком для человека, получившего эту дозу;
- 2) вероятность (риск) заболевания раком возрастает прямо пропорционально дозе облучения.

НҚДАР полагает, что при таком допущении возможна *переоценка* риска в области малых доз, но вряд ли возможна его *недооценка*.

Согласно имеющимся данным, первыми в группе раковых заболеваний, поражающих население в результате облучения, стоят лейкозы. По оценкам НҚДАР, от каждой дозы облучения в 1 Зв от лейкозов в среднем умерли бы 2 человека из 1000. Самыми распространенными видами рака, вызванными действиями радиации, оказалась рак молочной железы и рак щитовидной железы. По оценкам НҚДАР, примерно у 10 человек из 1000 облученных отмечается рак щитовидной железы, а у 10 женщин из 1000 — рак молочной железы (в расчете на каждый зиверт индивидуальной поглощенной дозы). Однако обе разновидности рака в принципе излечимы, а смертность от рака щитовидной железы особенно низка. Рак легких тоже принадлежит к распространенным разновидностям раковых заболеваний среди облученных групп населения. Согласно оценкам НҚДАР, 5 человек из 1000 умерли бы от рака легких в расчете на 1 Зв средней индивидуальной дозы облучения.

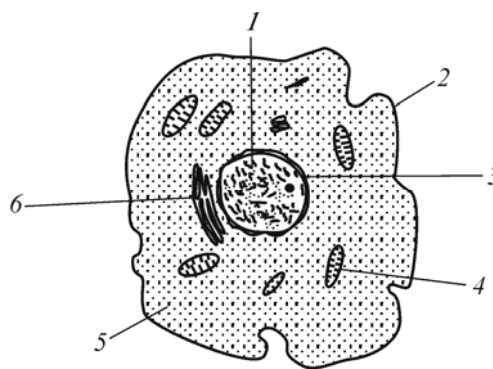
Рак других органов и тканей встречается реже среди облученных групп населения. Согласно оценкам НҚДАР, из 1000 человек от рака желудка, печени или толстой кишки умер бы 1 человек (в расчете на 1 Зв средней индивидуальной дозы облучения). Риск возникновения рака костных тканей, пищевода, тонкой кишки, мочевого пузыря, поджелудочной железы, прямой кишки и лимфатических тканей составляет от 0,2 до 0,5 на каждую тысячу человек (в расчете на каждый зиверт индивидуальной дозы облучения).

Учеными получены неоспоримые доказательства вредного действия низкоинтенсивной радиации на отдельные системы живых организмов и на организм в целом [12]. Малые дозы очень коварны, они провоцируют у человека разнообразные заболевания, которые обычно врачи не связывают с прямым действием радиации. Уровень наших знаний не позволяет в настоящее время однозначно принять определенные механизмы биологического действия малых доз радиации. Есть основания считать, что и для стохастических эффектов существует порог, величина которого остается невыясненной.

## 4.5. Реакции клеток на облучение

Механизм воздействия ионизирующего излучения на живой организм можно понять, если рассмотреть структуру и функции клетки — элементарной ячейки жизни [13]. Клетка состоит из ядра, окруженного *оболочкой*, отделяющей его от *цитоплазмы*. Цитоплазма в свою очередь окружена клеточной мембраной, являющейся внешней границей клетки (рис. 4.1).

Цитоплазма и содержащиеся внутри нее *органеллы*, например *митохондрии*, ответственны за обмен веществ в клетке, т. е. за образование белков и удаление продуктов распада. Цитоплазма пронизана мембранной сетью (называемой *эндоплазматическим ретикуломом*), которая формирует систему каналов для переноса веществ внутри клетки. Ядро ответственно за управление метаболической активностью клетки, которое осуществляется *хромосомами* — нитевидными образованиями, состоящими из *дезоксирибонуклеиновой кислоты* (ДНК), а точнее — из цепочки *генов*. При анализе причин летального радиационного поражения клетки следует прежде всего рассмотреть вопрос об относительной радиочувствительности двух основных ее компонентов — ядра и цитоплазмы.



**Рис. 4.1.** Строение типичной клетки:  
1 — ядро; 2 — клеточная мембрана;  
3 — оболочка ядра; 4 — митохондрия;  
5 — цитоплазма; 6 — эндоплазматический ретикулум

Многочисленные исследования показали, что ядро наиболее радиочувствительно. Повреждение различных цитоплазматических структур (митохондрий, внешних и внутренних клеточных мембран, эндоплазматического ретикула, рибосом и др.) играет в механизме лучевого поражения, по-видимому, второстепенную роль, поскольку все эти структуры взаимозаменяемы и выход из строя некоторой их части вовсе не обязательно должен иметь для клетки фатальное значение (закончиться гибелью клетки).

Большинство клеток человеческого тела (*соматических клеток*) содержат 23 пары *хромосом*. Исключение составляют *гаметы* (сперматозоиды и яйцеклетки), содержащие только половину этого числа хромосом. В процессе оплодотворения при слиянии сперматозоидов с яйцеклетками возникают новые клетки (*зиготы*) с необходимыми 23 парами хромосом, которые образуют основу живого организма. Дальнейшее развитие происходит путем *митоза*, или деления клеток — процесса, при котором каждая хромосома, прежде чем клетка разделится, дублируется. В результате возникают две новые клетки с идентичной системой 23 пар хромосом.

В процессе ряда последовательных взаимодействий ионизирующего излучения с отдельными молекулами, входящими в клетку, происходит передача энергии клеточному веществу. Поскольку энергия, передаваемая молекулам при каждом взаимодействии, относительно велика, то небольшое количество энергии, проникшее в тело в виде ионизирующего излучения, может вызвать значительное повреждение клеток. Когда заряженная частица ( $\alpha$  – или  $\beta$  – частица) проходит через вещество, ее электрическое поле взаимодействует с электронами атомов, возбуждая и ионизируя последние. Большая часть электронов, освобождающихся при начальной ионизации, обладает достаточной энергией, чтобы в свою очередь возбудить или

ионизировать следующие атомы на своем пути. Поэтому процесс повреждения молекул локализован в области, где потеряла свою энергию входящая частица, вызывая возбуждение и ионизацию атомов. Возбуждение атома, возникшее при переходе одного из его электронов на более высокий энергетический уровень, приводит к увеличению его химической активности, а ионизация делает его еще более активным.

В то время как  $\alpha$ - и  $\beta$ -частицы непосредственно возбуждают и ионизируют атомы,  $\gamma$ -излучение в основном вызывает эти эффекты после первоначального акта взаимодействия с атомами, при котором возникает заряженная частица. Это фотоэлектрическое поглощение  $\gamma$ -квантов, комптоновское рассеяние  $\gamma$ -квантов и образование пар. Относительная вероятность этих трех процессов взаимодействия зависит от энергии  $\gamma$ -квантов. Пространственное распределение радиационных повреждений для  $\alpha$ -,  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучений различно.  $\alpha$ -Частицы проникают на очень малые расстояния (около 35 мкм для частиц с энергией 5 МэВ) в ткани тела и оставляют за собой характерный прямой след интенсивной ионизации.  $\beta$ -Частицы проникают на большую глубину (до нескольких миллиметров для частиц с энергией 1 МэВ) и оставляют след с существенно меньшей плотностью ионизации.  $\gamma$ -Излучение может проникнуть в тело на значительную глубину, прежде чем произойдет взаимодействие, приводящее к ионизации. Быстрые нейтроны также глубоко проникают в биологическую ткань, теряя свою энергию главным образом при упругих столкновениях с ядрами легких элементов, в частности водорода. В живой ткани около 90 % энергопотерь быстрых нейтронов происходит при столкновениях с ядрами водорода, в результате которых возникают протоны отдачи. Последние теряют энергию, ионизируя и возбуждая атомы среды.

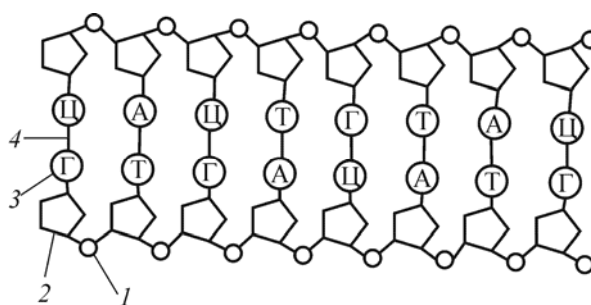
Повреждения, вызванные излучением, не просто пропорциональны дозе излучения, а зависят также от того, как распределено поглощение энергии вдоль траектории прохождения излучения. Например,  $\alpha$ -частица, создающая высокую плотность ионизации вдоль своего трека, вызывает значительно большие биологические повреждения, чем теряющая такую же энергию в ткани  $\beta$ -частица, которая рассеивает ее в большем объеме.

В результате облучения в клетке можно зарегистрировать множество разнообразных реакций — задержку деления, угнетение синтеза ДНК, повреждение мембран и др. Степень выраженности этих реакций зависит от того, на какой стадии жизненного цикла клетки проведено облучение.

Время задержки деления клеток зависит от стадии клеточного цикла, в которой находятся клетки при облучении. Наиболее длительно оно в тех случаях, когда воздействию подвергаются клетки в стадии синтеза ДНК или в постсинтетической стадии, и самое короткое — при облучении в митозе, когда абсолютное большинство клеток, начав делиться, заканчивает цикл без задержки.

Реакцию задержки деления следует отличать от полного подавления митоза, наступающего после воздействия больших доз, когда клетка значительное время продолжает жить, но необратимо утрачивает способность к делению. Среди многих проявлений действия излучения на жизнедеятельность клетки подавление способности к делению является наиболее важным. Основной причиной репродуктивной гибели клеток являются структурные повреждения ДНК (одно- и двухнитевые разрывы), возникающие под влиянием облучения. Макромолекулы ДНК состоят из генов и образуют хромосомы, управляющие всей деятельностью клетки. Структура молекулы ДНК в соответствии с моделью Уотсона — Крика представляет собой две длинные цепи нуклеотидов, закрученные относительно друг друга в двойную спираль. Ее можно представить как спиральную лестницу, боковины которой формируются молекулами моносахарида (дезоксирибозы) и фосфорной кислоты, а перекладины образованы четырьмя парами азотистых оснований: аденином (А), цитозином (Ц), гуанином (Г) и тиминном (Т) (рис. 4.2).

Аденин в каждой нитке спирали связан только с тиминном в противоположной нитке и наоборот, а цитозин может связываться только с гуанином. Две половины двойной спирали связаны друг с другом водородными связями, соединяющими азотистые основания. Информация, необходимая для управления метаболической активностью клетки, обеспечивается последовательностью, в которой основания располагаются в ДНК, формируя гены, управляющие процессом синтеза необходимых белков.



**Рис. 4.2.** Структура молекулы ДНК:  
1 — фосфат; 2 — дезоксирибоза;  
3 — основание; 4 — водородная связь

В процессе деления клетки каждая макромолекула ДНК дублируется, обеспечивая для дочерних клеток структуру ДНК, идентичную родительской. При дублировании ДНК происходит спонтанное расщепление молекулы на две отдельные цепочки. Водородные связи между азотистыми основаниями при этом разрываются. Каждая цепочка затем достраивает необходимые основания, фосфаты и сахара из материала ядра, образуя новую цепочку, аналогичную той, от которой она отделилась. В результате возникают две молекулы, идентичные первоначальной.

Идентичность образующихся при дубликации молекул ДНК обеспечивается выполнением принципа *комплементарности*, требующего однозначности связей между азотистыми основаниями. Например, цитозин является единственным основанием, которое может быть связано с гуанином, и наоборот. Однако изредка в процессе дублирования могут происходить *мутации*, при которых возникают «запрещенные» связи, например гуанин—тимин. Такие мутации неблагоприятны, поскольку они могут произойти в гене, управляющем синтезом какого-то жизненно важного для клетки фермента. Мутация, при которой функционирование поврежденного гена будет губительно и быстро приведет к гибели клетки, называется *летальной мутацией*. Если мутация не слишком сильна и не является губительной, то все равно мутантная клетка оказывается в неблагоприятных условиях для размножения, и ее потомство гибнет.

Под действием радиационного излучения скорость мутаций по сравнению с естественной увеличивается. Исчезновение мутантных клеток в результате их сравнительно быстрой гибели означает, что результат облучения не слишком опасен для облученного организма. Однако при большой дозе число погибших клеток может стать так велико, что возникнут опасные и обширные повреждения отдельных органов или всего тела.

Если доза облучения не была достаточно высока, чтобы привести к смерти из-за обширного повреждения клеток, определенное запаздывающее воздействие все же может проявиться в течение последующих лет жизни облученного организма. Наиболее важными из таких воздействий будут уменьшение продолжительности жизни и увеличение вероятности раковых заболеваний. Вероятность сокращения продолжительности жизни на каждую 0,01 Зв составляет, по-видимому,  $10^{-4}$  средней продолжительности жизни (70 лет), то есть примерно 3 суток или 1 год/Зв. Вероятность ракового заболевания, если оно возникнет, проявляется только после *латентного периода*, который может длиться годами. Истинный механизм канцерогенного воздействия излучения до сих пор не ясен. Он может быть обусловлен мутациями внутриклеточных вирусов. Эти мутации будут передаваться от одного поколения вирусов к другому, прежде чем активированные таким образом вирусы вызовут клинически наблюдаемые изменения в организме. Такие изменения проявляются в росте раковых клеток, не подчиняющихся нормальному механизму управления ростом клеток. Данные, полученные при наблюдениях над людьми, оставшимися в живых при атомной бомбардировке Хиросимы и Нагасаки, а также при различных терапевтических облучениях, показывают, что вероятность заболеть раком выше вероятности естественного заболевания на  $10^{-5}$  (чел. · мЗв)<sup>-1</sup> при условии, что все тело было облучено дозой выше 1 Зв, и эта вероятность возрастает с увеличением дозы. При облучении дозой ниже 1 Зв определенных данных об увеличении заболеваемости лейкемией не существует.

Реакция организма на облучение в значительной степени зависит от продолжительности облучения. Поражающее действие ионизирующего излучения возрастает с увеличением дозы и несколько уменьшается, если облучение проводится многократными долями суммарной дозы. Это объясняется тем, что параллельно с развитием лучевого поражения идут процессы

восстановления, мешающие развиваться лучевому поражению. Многие радиационные повреждения репарируются (восстанавливаются). Феномен пострадиационного восстановления обусловлен тем, что при облучении возникают и такие повреждения, которые при определенных условиях могут быть устранены системами ферментативной репарации. Такие повреждения принято называть *потенциальными*. Их дальнейшая судьба после возникновения двоякая: либо они репарируются, и тогда клетка выживает, либо повреждение реализуется, и тогда клетка гибнет.

Наиболее изучена репарация структурных повреждений ДНК, которым приписывают большую роль в клеточной гибели. К настоящему времени нерешенными остаются многие вопросы, касающиеся молекулярных механизмов этого процесса и его роли в пострадиационной выживаемости клеток. Репарация одиночных разрывов ДНК заканчивается в течение получаса (быстрее, чем восстанавливается сама клетка). Полная репарация разрывов наблюдается и при очень больших дозах, составляющих десятки зиверт, когда выживают лишь одиночные клетки. Еще нет строгих данных о том, что «отремонтированная» ДНК обладает абсолютно теми же свойствами, что и исходная. В равной степени это относится и к восстановлению клеток, регистрируемому по их выживаемости, ибо при этом неизвестна функциональная активность таких выживших клеток, а тем более судьба их потомков в отдаленные сроки.

В исследованиях на клеточном уровне показано, что при вмешательстве кислорода растет частота индуцируемых генетических повреждений, увеличивается гибель клеток микроорганизмов и различных тканей животных и растений. В настоящее время продолжается накопление фактов, которые позволят установить истинную природу и механизм влияния кислорода. Большинство исследователей разделяют мнение, согласно которому поражающее действие кислорода осуществляется физико-химическим путем, однако конкретный механизм его действия пока не ясен.

При переходе от изолированной клетки к ткани, к органу и организму все явления усложняются (тканевый эффект не равен сумме клеточных эффектов). Находясь в составе ткани, клетки в значительной степени зависимы друг от друга и от окружающей среды.

## 4.6. Внешнее, контактное и внутреннее облучение

Воздействие ионизирующего излучения на организм человека можно условно подразделить на внешнее, контактное и внутреннее, хотя в практике встречаются случаи и комплексного воздействия.

*Внешним облучением* называют воздействие на организм ионизирующего излучения, приходящего извне. Источниками внешнего облучения являются  $\beta$ -,  $\gamma$ -, нейтронные источники, рентгеновские установки, ускорители заряженных частиц, ядерные реакторы, нейтронные генераторы, критические сборки и др.

*Контактным облучением* называют такое облучение, когда источник ионизирующего излучения непосредственно соприкасается с кожным покровом организма. Это может произойти при различных авариях на производстве или при грубых нарушениях правил работы с источниками ионизирующего излучения.

*Внутренним облучением* называют облучение радионуклидами, проникшими в организм через органы дыхания, желудочно-кишечный тракт и кожные покровы.

Наиболее опасным является ингаляционное поступление радионуклидов. Этому способствует огромная дыхательная поверхность альвеол, площадь которой  $\approx 100 \text{ м}^2$  (в 50 раз больше, чем поверхность кожи). Второй по значимости путь — поступление радионуклидов с пищей и водой.



Наименее изучен путь поступления радиоактивных веществ через кожу, которая до недавнего времени считалась для них эффективным барьером. Однако в последующем было установлено, что радионуклиды в составе жидких и газообразных соединений проникают через кожу иногда в значительных количествах. Скорость проникновения в организм человека паров оксида трития и газообразного иода через неповрежденную кожу сравнима со скоростью проникновения этих веществ через дыхательные пути, а количество плутония, проникающее в организм вследствие загрязнения кожи его водорастворимыми соединениями, не меньше, чем при поступлении в желудок. Радионуклиды, проникающие через кожные покровы, создают опасность облучения самой кожи и тех внутренних органов, куда они доставляются кровотоком.

Наиболее опасными, с точки зрения внутреннего облучения, оказываются  $\alpha$ -излучающие радионуклиды, так как пробег  $\alpha$ -частиц в веществе мал, и их энергия целиком поглощается вблизи места концентрации радионуклида. Степень внутреннего облучения зависит не только от вида радионуклида и энергии излучения, но также от количества радионуклидов, попавших внутрь, характера распределения их в организме, периода полураспада и скорости его выведения из организма.

Радионуклиды концентрируются, как правило, избирательно в отдельных органах, например радий, фосфор, стронций, барий, плутоний концентрируются в костях; церий, прометий, америций, кюрий, лантан — в печени; иод — в щитовидной железе; уран — в легких, почках, костях. Такие радионуклиды, как тритий, углерод, натрий, кобальт, цезий, распределяются в организме равномерно. Скорость биологического выведения (при допущении, что выведение радиоактивных веществ происходит по экспоненциальному закону) характеризуется постоянной  $\lambda$ , а эффективная скорость — суммой постоянных

$$\lambda_{\text{эф}} = \lambda + \lambda_{\text{б}},$$

где  $\lambda$  — постоянная радиоактивного распада.

Тогда эффективный период полувыведения из организма равен

$$T_{\text{эф}} = \frac{0,693}{\lambda_{\text{эф}}} = \frac{T_{\text{б}} T_{1/2}}{T_{\text{б}} + T_{1/2}},$$

где  $T_{\text{б}}$  — биологический период полувыведения нуклида из организма;  $T_{1/2}$  — период полураспада нуклида.

Как правило, радионуклиды, попавшие внутрь организма и сходные с элементами, которые потребляются человеком с пищей (натрий, хлор, калий и др.), не задерживаются в организме и выводятся вместе с такими же веществами. Инертные радиоактивные газы (аргон, ксенон, криптон и др.), попавшие через легкие в кровь, со временем также удаляются.

Радионуклиды с большим периодом полураспада при попадании внутрь организма обуславливают постоянное облучение организма. Наиболее тяжелые формы повреждения вызывают долгоживущие радионуклиды (радий, торий, уран, плутоний).

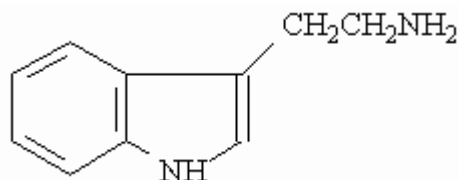
## 4.7. Биологическая противолучевая защита организма

Радиорезистентность организма достигается при использовании средств фармакохимической защиты — *протекторов*, существенно уменьшающих поражающее действие облучения. Протектор вводят в организм *перед облучением*. Широкое распространение получила точка зрения, согласно которой механизм действия протекторов сводится к снижению косвенного действия радиации путем перехвата и инактивации свободных радикалов и других активных

продуктов радиолитиза воды. Имеются, однако, веские возражения против такого механизма действия протекторов. Есть сведения, что механизм защитного действия большого числа протекторов связан с кислородным эффектом. Если кислород во время облучения усиливает поражение, то после облучения он защищает, ибо необходим для ферментативной репарации.

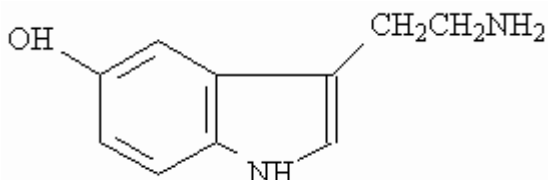
Существует не один десяток эффективных препаратов, найденных и изученных в экспериментах на животных. Наиболее перспективные из них относятся к двум большим классам соединений: *индолилалкиламинам* и *меркаптоалкиламинам*.

Индолилалкиламины можно рассматривать как производные *триптамина*

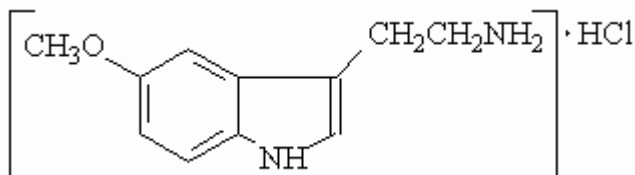


Триптамин при внутрибрюшном введении мышам за 5–20 минут перед облучением повышает на 25–30 % их выживаемость по сравнению с контрольной группой.

Значительно более выраженным радиозащитным эффектом обладают *серотонин*



и *мексамин*



Защитный эффект мексамина показан в опытах на мышах, крысах, собаках и обезьянах.

Выраженным противолучевым эффектом обладают S-содержащие протекторы: *цистамин*, *меркаптопропиламин* и его дисульфид, *аминоэтилизоурионий*, *меркаптоэтилгуанидин*, *гуанилэтилдисульфид*, *меркаптопропилгуанидин*, *аминоалкилтиофосфаты* [5]. Все эти соединения имеют общую структуру:  $RN(CH_2)_nSR$ .

Принято считать, что протекторы уменьшают эффективную дозу облучения. Подопытные животные, которым введен протектор, после облучения дозой 10 Зв по состоянию адекватны контрольным животным, облученным дозой 6 Зв без протектора.

Общей характерной чертой протекторов является выраженная зависимость их защитного действия от химической структуры. Самое небольшое изменение последней приводит к ослаблению или утрате защитного эффекта.

Защита от отдаленных последствий облучения при применении протекторов выражена в меньшей степени, чем от острых проявлений облучения. Защита от отдаленных последствий наиболее четко показана в отношении некоторых лейкозов, лимфом, эпиляции и поседения волос. Менее четко выражена защита от возникновения опухолей и преждевременного старения.

Протекторы эффективны только при применении их перед облучением. Это ограничивает их практическое применение. Протекторы могут широко использоваться для изучения возможности избирательной защиты нормальных критических тканей при лучевой терапии опухолей. Кроме того, возникла необходимость защиты человека от радиационной опасности в космосе, связанной с непрогнозируемыми солнечными вспышками.

#### 4.8. Лечебное применение ионизирующих излучений

Для лечения опухолей используются протоны, нейтроны, тяжелые ионы, электроны высокой энергии, рентгеновское и  $\gamma$ -излучения. Лучевая терапия является эмпирической наукой. Основной задачей лучевой терапии является максимально быстрое подавление роста опухоли. Для этого проводится стерилизация<sup>1</sup> раковой ткани. При этом не происходит таких повреждений окружающих нормальных тканей, которые угрожали бы жизни пациента.

Лучевая терапия балансирует между двумя наиболее опасными последствиями: возможностью рецидива опухоли при недостаточной дозе облучения и тяжелым повреждением нормальных тканей при превышении этой дозы.

Никакой особой радиочувствительностью опухолевые клетки не обладают. В среднем радиочувствительность опухолевых и нормальных клеток одинакова. Актуальной задачей клинической радиобиологии является поиск условий, при которых поражение здоровых тканей будет минимальным, а опухоли — максимальным.

Управление радиочувствительностью при лучевой терапии сводится к разработке способов применения химических и физических агентов, модифицирующих действие ионизирующих излучений с целью усиления лучевого поражения опухоли. Достигнуть этого можно путем применения *сенситизаторов*<sup>2</sup> в расчете на их преимущественное действие на опухолевые ткани или с помощью протекторов в расчете на преимущественное действие в отношении здоровых тканей, что позволит увеличить дозы облучения опухоли.

Применение ионизирующих излучений в онкологической клинике демонстрирует большие возможности для практической медицины. Эти исследования находятся лишь в начале развития, но имеют весьма обнадеживающие перспективы.

#### 4.9. Стерилизация и сохранение пищевых продуктов

Высокоинтенсивное излучение может использоваться для стерилизации хирургических инструментов и перчаток, которые не выдерживают температур, используемых при обычной стерилизации. Излучением можно стерилизовать некоторые лекарства, а также пищевые продукты в целях улучшения их сохранности. Облучение пищевых продуктов уничтожает таких паразитов, как трихинелла, а также патологические бактерии (например сальмонеллу). Облученные пищевые продукты радиоактивными не становятся и никакого риска для потребителя не создают.

#### Литература

1. Радиация. Дозы, эффекты, риск / Пер. с англ. М.: Мир, 1990. 79 с.
2. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: Справ. изд. / В.А. Баженов, Л.А. Булдаков, И.Я. Василенко и др. / Под ред. В.А. Филова. Л.: Химия, 1990. 464 с.
3. Куценко С.А., Бутомо Н.В., Гребенюк А.Н. Проблемы радиобиологического образования в медицинских вузах России // Атомная стратегия. Ядерная медицина. 2003. № 3(8). С. 11.
4. Ярмоненко С.П. Чернобыль: Вчера, сегодня, завтра. М., 1994.
5. Ярмоненко С.П. Радиобиология человека и животных: Учеб. для биол. спец. вузов. 3-е изд., перераб. и доп. М.: Высш. шк., 1988. 424 с.
6. Эйбус Л.Х. Физико-химические основы радиобиологических процессов и защиты от излучений: Учеб. пособие для вузов. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Атомиздат, 1979. 216 с.

7. Радиобиология, радиоз экология, радиационная безопасность. Тез. докл. / Третий съезд по радиац. исслед. М., 1997.
8. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч. 1, Ч. 2. М.: Энергоатомиздат, 1994.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ–99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1.758-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. 116 с.
10. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиоз экология после Чернобыля / Л.Дж. Апплби, Л. Девелл, Ю.К. Мишера и др. / Пер. с англ.; Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона. М.: Мир, 1999. 512 с.
11. Вальстрем Б. Излучение, здоровье и общество. МАГАТЭ, 1998. 56 с.
12. Тихонов М.Н., Петров Э.Л., Муратов О.Э. Сквозь призму общественного сознания // Атомная стратегия. Реформы и диалог с обществом. 2004. № 5(10). С. 14.
13. Камерон И. Ядерные реакторы / Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1987. 320 с.

# РАЗДЕЛ 5

## ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ

Автор-составитель: к.ф.-м.н. Л.И. Клочкова

### 5.1. Защита временем и расстоянием

Дозы, получаемые работающими с источниками  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучений, пропорциональны активности радионуклидов, времени, в течение которого работающие подвергаются облучению, и обратно пропорциональны квадрату расстояния до источника излучения. Таким образом, условия безопасной работы можно сформулировать так:

- ➔ работать с минимальными активностями радионуклидов (защита количеством);
- ➔ проводить все операции быстро (защита временем);
- ➔ увеличить расстояние от работающего до источника излучения (защита расстоянием).

### 5.2. Защитное экранирование

Защита работника путем регулирования активности радионуклидов, времени облучения и расстояния до источника излучения не всегда позволяет снизить дозу до допустимого уровня, так как нельзя безгранично уменьшать активность радионуклида, продолжительность работы или увеличивать расстояние до объекта исследования. В этих случаях используется защитное экранирование. Описание расчета защиты от ионизирующих излучений приведено в [1–4].

$\alpha$ -Излучающие источники (кроме эманулирующих препаратов) не требуют применения специальных защитных экранов, так как полное поглощение потока  $\alpha$ -излучения происходит в слое воздуха толщиной 8–10 см. Одежда, резиновые перчатки полностью защищают от внешнего облучения  $\alpha$ -частицами.

При поглощении  $\beta$ -частиц в веществе возникает *тормозное рентгеновское излучение*, которое необходимо принимать во внимание при выборе материала экрана. Энергия тормозного излучения лежит в интервале от нуля до максимальной энергии  $\beta$ -излучения  $E_{\max}$ , а интенсивность пропорциональна атомному номеру  $Z$  вещества-поглотителя и квадрату максимальной энергии  $\beta$ -излучения —  $E_{\max}^2$ . Поэтому для защиты от  $\beta$ -излучения используют материалы с небольшим атомным номером  $Z$ : плексиглас, алюминий и др. В этих материалах тормозное излучение, создаваемое  $\beta$ -излучателями активностью менее  $3,7 \times 10^8$  Бк, незначительно. Толщина защитных экранов для  $\beta$ -излучения должна быть не менее максимального пробега  $\beta$ -частиц в данном материале. В том случае, когда тормозным излучением пренебречь нельзя, для защиты от  $\beta$ -излучения применяется комбинированная защита, включающая также защиту от тормозного излучения (например, алюминий—свинец).

$\gamma$ -Излучение лучше всего ослабляется материалами с большим атомным номером  $Z$  и высокой плотностью. Наиболее часто для экранирования от  $\gamma$ -излучения применяют свинец. Используются также железо, чугун, бетон, уран.

Нейтроны слабо поглощаются в веществе, поэтому предварительно нейтроны замедляются. Для этого пригодны вода, парафин, графит. Замедленные нейтроны затем поглощаются веществом с высоким сечением поглощения медленных нейтронов (кадмий, бор). Поглощение нейтронов в веществе сопровождается ядерными реакциями и испусканием  $\gamma$ -квантов. Поэтому применяется

### 5.3. Расчет защиты от $\gamma$ -излучения

При расчете защиты от  $\gamma$ -излучения необходимо учитывать различия в ослаблении  $\gamma$ -квантов в условиях широкого и узкого пучков (рис. 5.1).

Если между источником  $\gamma$ -квантов 1 (рис. 5.1, а) и детектором 2 имеется защитный экран 3, то детектор будет регистрировать не только первичные кванты, не испытавшие взаимодействия с атомами поглотителя, но и кванты, рассеянные в поглотителе. Такой пучок  $\gamma$ -квантов называется *широким*. Для уменьшения вклада вторичного излучения следует использовать условия «хорошей геометрии», т. е. применять коллиматор (рис. 5.1, б). В этом случае пучок  $\gamma$ -квантов, попадающих в детектор, будет *узким*.

Для узкого пучка моноэнергетических  $\gamma$ -квантов изменение интенсивности в зависимости от толщины поглотителя подчиняется экспоненциальной зависимости

$$I = I_0 e^{-\mu d}, \quad (5.1)$$

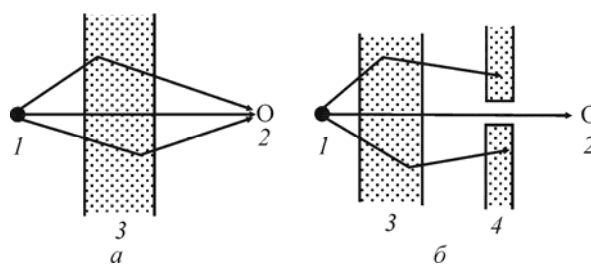
где  $I$  — интенсивность  $\gamma$ -квантов, прошедших поглотитель;  $I_0$  — интенсивность квантов, падающих на поглотитель;  $\mu$  — коэффициент ослабления  $\gamma$ -излучения;  $d$  — толщина поглотителя.

В состав широкого пучка входит, кроме первичных  $\gamma$ -квантов, также рассеянное  $\gamma$ -излучение с интенсивностью  $I_{\text{расс}}$ :

$$I_{\text{шир}} = I_0 e^{-\mu d} + I_{\text{расс}}. \quad (5.2)$$

В зависимости от единиц, в которых выражена толщина поглотителя  $d$  (см или г/см<sup>2</sup>), используют либо линейный коэффициент ослабления  $\gamma$ -излучения  $\mu$  (см<sup>-1</sup>), либо массовый

$\mu_{\text{ж}} = \frac{\mu}{\rho}$  (см<sup>2</sup>/г). Значения массового коэффициента ослабления  $m_m$  для всех элементов с атомным номером  $Z$  от 1 до 100, а также для воздуха, воды, бетона и иодистого натрия для диапазона энергий  $\gamma$ -излучения от  $10^{-3}$  до 100 МэВ приведены в [5]. Значения массового и линейного коэффициентов ослабления для различных материалов в зависимости от энергии  $\gamma$ -излучения приведены в табл. 5.1.



**Рис. 5.1.** Прохождение через защитный экран широкого (а) и узкого (б) пучков:  
1 — источник  $\gamma$ -квантов; 2 — детектор;  
3 — защитный экран; 4 — коллиматор  $\gamma$ -излучения

Таблица 5.1

Значения массового  $\mu_m$  и линейного  $\mu$  коэффициентов ослабления узкого пучка  $\gamma$ -излучения для различных материалов в зависимости от энергии излучения  $E_g$  [4]

$E_g$ , МэВ	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г	$\mu$ , см <sup>-1</sup>
	Вода $\rho = 1000$ кг/м <sup>3</sup>		Воздух $\rho = 1,293$ кг/м <sup>3</sup>		Алюминий $\rho = 2700$ кг/м <sup>3</sup>		Бетон $\rho = 2800$ кг/м <sup>3</sup>		Железо $\rho = 7860$ кг/м <sup>3</sup>		Свинец $\rho = 11340$ кг/м <sup>3</sup>	
0,01	4,99	4,99	4,81	6,22	25,9	69,9	26,2	60,3	169	1330	123	1390
0,015	1,50	1,50	1,45	1,87	7,48	20,2	7,98	18,4	56,0	440	107	1210
0,02	0,707	0,707	0,678	0,876	3,19	8,61	3,42	7,87	25,0	196	82,8	939
0,03	0,325	0,325	0,304	0,393	1,00	2,70	1,08	2,48	7,80	61,3	28,5	323
0,04	0,238	0,238	0,219	0,283	0,493	1,33	0,531	1,22	3,41	26,8	13,3	151
0,05	0,207	0,207	0,188	0,243	0,319	0,861	0,341	0,784	1,81	14,2	7,24	82,1
0,06	0,192	0,192	0,173	0,224	0,243	0,656	0,259	0,596	1,11	8,72	4,48	50,8
0,08	0,175	0,175	0,158	0,204	0,181	0,489	0,192	0,442	0,537	4,22	2,08	23,6
0,1	0,165	0,165	0,149	0,193	0,157	0,424	0,166	0,382	0,331	2,60	5,32	60,3
0,145	0,150	0,150	0,135	0,174	0,134	0,362	0,139	0,320	0,192	1,51	2,17	24,6
0,15	0,148	0,148	0,133	0,172	0,132	0,356	0,138	0,317	0,177	1,39	1,92	21,8
0,2	0,136	0,136	0,122	0,158	0,119	0,321	0,124	0,285	0,135	1,06	0,942	10,7
0,279	0,121	0,121	0,109	0,141	0,106	0,286	0,110	0,253	0,110	0,865	0,410	4,65
0,3	0,118	0,118	0,106	0,137	0,103	0,278	0,107	0,246	0,106	0,833	0,375	4,25
0,4	0,106	0,106	0,0952	0,123	0,0917	0,248	0,0954	0,219	0,0912	0,717	0,215	2,44

$E_g$ , МэВ	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$	$\mu_m$ , $\text{см}^2/\text{г}$	$\mu_a$ , $\text{см}^{-1}$
	Вода $\rho = 1000 \text{ кг/м}^3$		Воздух $\rho = 1,293 \text{ кг/м}^3$		Алюминий $\rho = 2700 \text{ кг/м}^3$		Бетон $\rho = 2800 \text{ кг/м}^3$		Железо $\rho = 7860 \text{ кг/м}^3$		Свинец $\rho = 11340 \text{ кг/м}^3$	
0,412	0,105	0,105	0,0940	0,122	0,0907	0,245	0,0940	0,216	0,0900	0,707	0,205	2,32
0,5	0,0966	0,0966	0,0869	0,112	0,0839	0,226	0,0871	0,200	0,822	0,646	0,150	1,70
0,6	0,0894	0,0894	0,0804	0,104	0,0774	0,209	0,0806	0,185	0,0757	0,595	0,117	1,33
0,662	0,0857	0,0857	0,0770	0,0995	0,0743	0,201	0,0771	0,177	0,0725	0,570	0,104	1,18
0,8	0,0786	0,0786	0,0707	0,0914	0,0681	0,184	0,0707	0,163	0,0662	0,520	0,0840	0,952
1,0	0,0706	0,0706	0,0635	0,0821	0,0612	0,165	0,0636	0,146	0,0594	0,467	0,0680	0,771
1,25	0,0631	0,0631	0,0568	0,0734	0,0550	0,148	0,0568	0,131	0,0537	0,422	0,0580	0,658
1,5	0,0575	0,0575	0,0517	0,0668	0,0500	0,135	0,0518	0,119	0,0485	0,381	0,0509	0,577
2,0	0,0494	0,0494	0,0444	0,0574	0,0431	0,116	0,0447	0,103	0,0424	0,333	0,0448	0,508
2,75	0,0410	0,0410	0,0365	0,0472	0,0368	0,0994	0,0380	0,0874	0,0370	0,291	0,0420	0,476
3,0	0,0397	0,0397	0,0358	0,0463	0,0355	0,0958	0,0364	0,0837	0,0361	0,284	0,0413	0,468
4,0	0,0340	0,0340	0,0308	0,0398	0,0310	0,0837	0,0319	0,0734	0,0331	0,260	0,0416	0,472
5,0	0,0303	0,0303	0,0275	0,0356	0,0283	0,0764	0,0289	0,0665	0,0315	0,248	0,0424	0,481
6,0	0,0277	0,0277	0,0252	0,0326	0,0266	0,0718	0,0269	0,0619	0,0305	0,240	0,0436	0,494
8,0	0,0243	0,0243	0,0223	0,0288	0,0243	0,0656	0,0244	0,0561	0,0298	0,234	0,0459	0,520
10,0	0,0222	0,0222	0,0204	0,0264	0,0232	0,0626	0,0230	0,0529	0,0298	0,234	0,0485	0,550



Поскольку при прохождении через вещество узкого пучка  $\gamma$ -квантов спектральный состав  $\gamma$ -излучения не изменяется, ослабление дозы, создаваемой каждой группой моноэнергетических  $\gamma$ -квантов узкого пучка, также подчиняется экспоненциальному закону. Умножая обе части соотношения (5.1) на значение массового коэффициента поглощения  $m_{am}$ , соответствующее  $\gamma$ -излучению данной энергии, и на время  $t$ , согласно соотношению (3.34) получаем

$$D_{узк} = D_0 \cdot e^{-\mu d}, \quad (5.3)$$

где  $D_{узк}$  — доза, создаваемая узким пучком  $\gamma$ -квантов за защитным экраном;  $D_0$  — доза в отсутствие экрана;  $m$  — коэффициент ослабления  $\gamma$ -излучения;  $d$  — толщина экрана.

Для дозы, создаваемой широким пучком  $\gamma$ -излучения, можно написать

$$D_{шир} = D_0 e^{-\mu d} + D_{расс}, \quad (5.4)$$

где  $D_{шир}$  — доза, создаваемая широким пучком  $\gamma$ -квантов за защитным экраном;  $D_{расс}$  — доза, создаваемая рассеянным излучением.

Отношение  $\frac{D_{шир}}{D_{узк}}$ , показывающее, во сколько раз увеличивается доза  $\gamma$ -излучения, создаваемая широким пучком, по сравнению с дозой, создаваемой узким пучком, при использовании защитных экранов одинаковой толщины, носит название *дозового фактора накопления*. Дозовый фактор накопления  $B_D$  равен

$$B_D = 1 + \frac{D_{расс}}{D_0 e^{-\mu d}}. \quad (5.5)$$

Дозу, создаваемую широким пучком  $\gamma$ -излучения, можно представить в виде

$$D_{шир} = D_0 e^{-\mu d} B_D. \quad (5.6)$$

Величина дозового фактора накопления зависит от энергии  $\gamma$ -квантов  $E_\gamma$ , атомного номера материала поглотителя  $Z$ , толщины поглотителя  $d$ . С увеличением толщины защиты между источником и детектором фактор накопления возрастает. При удалении точки детектирования от защиты фактор накопления уменьшается. Значения факторов накопления для бесконечной геометрии защиты приведены в [1]. Значения дозового фактора накопления для точечного изотропного источника при различных энергиях  $\gamma$ -излучения и толщинах  $m d$  защиты из свинца приведены в табл. 5.2. Из данных таблицы видно, что дозовый фактор накопления при больших значениях  $m d$  существенно превышает единицу, то есть доза, создаваемая за защитным экраном рассеянным излучением широкого пучка, намного превышает дозу, создаваемую при тех же условиях излучением узкого пучка.

**Дозовые факторы накопления для точечного источника с изотропным  $\gamma$ -излучением и защитой из свинца [1]**

$E_\gamma$ , МэВ	md						
	1	2	4	7	10	15	20
0,15	1,01	1,03	1,06	1,15	1,16	1,18	1,19
0,20	1,05	1,07	1,14	1,25	1,28	1,31	1,34
0,30	1,11	1,17	1,25	1,34	1,41	1,50	1,56
0,40	1,17	1,29	1,46	1,58	1,72	1,89	2,02
0,50	1,24	1,42	1,69	2,00	2,27	2,65	2,73
0,662	1,33	1,56	1,92	2,42	2,88	3,42	4,00
1,00	1,37	1,69	2,26	3,02	3,74	4,81	5,86
1,25	1,38	1,72	2,41	3,27	4,12	5,40	7,40
2,00	1,39	1,76	2,51	3,66	4,84	6,87	9,00
2,75	1,36	1,72	2,46	3,75	5,72	8,00	9,22
3,00	1,34	1,68	2,43	3,75	5,30	8,44	12,3
4,00	1,27	1,56	2,25	3,61	5,44	9,80	16,3
5,11	1,21	1,46	2,08	3,44	5,55	11,7	23,6
6,00	1,18	1,40	1,97	3,34	5,69	13,8	32,7
8,00	1,14	1,30	1,74	2,89	5,07	14,1	44,6
10,00	1,11	1,23	1,58	2,52	4,34	12,5	39,2

**Пример 5.1.** Рассчитаем мощность дозы, создаваемой источником  $^{137}\text{Cs}$  активностью  $a = 2 \cdot 10^6$  Бк за свинцовой защитой толщиной  $d = 2$  см. Источник находится на расстоянии 10 см от защиты.

*Решение.* На основании соотношений (5.6), (3.35) и (3.37) можно записать:

$$D_{\text{щзп}} = D_0 e^{-\mu d} B_D = \frac{K_\gamma a t e^{-\mu d} B_D}{r^2}; \quad (5.7)$$

$$\dot{D}_{\text{щзп}} = \frac{K_\gamma a e^{-\mu d} B_D}{r^2}$$

По условию задачи:  $r = 12$  см;  $E_\gamma = 0,662$  МэВ.

Из табл. 3.7 для  $^{137}\text{Cs}$  находим значение  $\gamma$ -постоянной  $K_\gamma = 2,133 \cdot 10^{-17}$  Гр  $\cdot$  м<sup>2</sup>/(Бк  $\cdot$  с). Из табл. 5.1 находим значение коэффициента ослабления для свинца  $m = 1,18$  см<sup>-1</sup>. Путем

интерполяции данных из [табл. 5.2](#) находим значение дозового фактора накопления  $B_D = 1,62$  для  $m d = 2,36$  и  $E_g = 0,662$  МэВ. Подставляя численные данные в формулу (5.7), находим мощность дозы за защитой:

$$\dot{D}_{\text{щзр}} = \frac{2,133 \cdot 10^{-17} \cdot 2 \cdot 10^6 \cdot e^{-2,36} \cdot 1,62}{0,12^2} = 4,53 \cdot 10^{-10} \text{ Гр/с.}$$

При практических расчетах толщины защиты обычно исходят из заданной кратности ослабления дозы. Кратность ослабления  $k$  показывает, во сколько раз необходимо снизить дозу исходную  $D_0$ , чтобы достичь безопасного уровня облучения  $D_{\text{нд}}$ :

$$k = \frac{D_0}{D_{\text{нд}}} \quad (5.8)$$

Решать вопросы защиты быстро и с хорошей точностью позволяют универсальные таблицы, приведенные в [1, 2, 4]. В [табл. 5.3–5.6](#) приведены значения толщины защиты из различных материалов, обеспечивающей необходимую кратность ослабления широкого пучка  $\gamma$ -квантов в зависимости от энергии  $\gamma$ -излучения. Универсальные таблицы пригодны только для моноэнергетического  $\gamma$ -излучения. Для немонаэнергетического  $\gamma$ -излучения расчет толщины защиты, обеспечивающей необходимую кратность ослабления, проводят методом *конкурирующих линий* [1–4]. Метод конкурирующих линий сводит расчеты для немонаэнергетических источников к расчету защиты от моноэнергетических источников (по универсальным таблицам). Рекомендуется следующая последовательность расчетов:

1. Весь спектр  $\gamma$ -излучения делят на  $m$  энергетических групп. Энергию  $i$ -й группы обозначают  $E_i$ , вклад  $i$ -й группы в дозу —  $p_i$ . При этом выполняется следующее соотношение:

$$\sum_{i=1}^m p_i = 1 \quad (5.9)$$

2. Определяют необходимую кратность ослабления излучения источника с помощью защиты:

$$k = \frac{D_0}{D_{\text{нд}}} \quad (5.10)$$

где  $D_0$  — исходная доза;  $D_{\text{нд}}$  — предельно допустимая доза.

3. Рассчитывают парциальную кратность ослабления  $k_i$  фотонов  $i$ -й энергетической группы:

$$k_i = p_i k \quad (5.11)$$

4. Для каждой энергии фотонов  $E_i$  и кратности ослабления  $k_i$  определяют необходимую толщину защиты  $d_i$  (по универсальным таблицам). Энергию фотонов, для которой требуется наибольшая толщина защиты  $d_r$ , называют *главной линией спектра*. Энергию фотонов, для которой требуется следующая по величине после главной линии толщина защиты  $d_k$ , называют *конкурирующей линией*.

5. Окончательную толщину выбирают равной

$$d = d_r + D_{1/2}, \text{ если } d_r - d_k = 0; \quad (5.12)$$

$$d = d_k + D_{1/2}, \text{ если } 0 < (d_r - d_k) < D_{1/2}; \quad (5.13)$$

$$d = d_r, \text{ если } (d_r - d_k) > D_{1/2}, \text{ (5.14)}$$

где  $D_{1/2}$  — наибольшее значение из слоев половинного ослабления\* для главной и конкурирующей линий.

Поскольку слой половинного ослабления  $\Delta_{1/2}$  зависит не только от энергии излучения, но и от кратности ослабления (и, следовательно, от толщины защиты), его определяют в области данных значений толщины защиты  $d_r$  и  $d_k$  по универсальным таблицам.

**Пример 5.2.** В одной точке находятся два точечных изотропных источника  $^{60}\text{Co}$  ( $\overline{E} = 1,25$  МэВ) и  $^{137}\text{Cs}$  ( $E = 0,662$  МэВ). Вклад фотонов в дозу от  $^{137}\text{Cs}$  в четыре раза превышает вклад от  $^{60}\text{Co}$ . Требуется рассчитать толщину защиты из свинца, которая ослабила бы мощность дозы от этих источников в  $k$  раз ( $k = 20; 10^2; 10^3$ ).

*Решение.* На основании соотношений (5.9), (5.11) определяем значения  $\rho_i$  и  $k_i$  для  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ . По табл. 5.3 определяем  $d_i, D_{1/2}$ . Окончательная толщина защиты выбирается в соответствии с формулами (5.12)–(5.14). Результаты расчета сведены в [табл. 5.7](#).

Таблица 5.3

Толщина защиты (см) из свинца ( $\rho = 11,34 \text{ г/см}^3$ ) в зависимости от кратности ослабления  $k$  и энергии  $\gamma$  – излучения  $E_{\text{г}}$  (широкий пучок) [4]

$k$	$E_{\text{г}}, \text{ МэВ}$																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	0,05	0,07	0,1	0,14	0,15	0,2	0,2	0,2	0,3	0,4	0,4	0,6	0,7	0,8	0,95	1,1	1,2	1,2	1,2	1,3	1,3	1,2	1,0	0,9	0,9
2	0,1	0,2	0,2	0,3	0,3	0,4	0,4	0,5	0,7	0,8	0,8	1,0	1,15	1,3	1,5	1,7	1,85	2,0	2,0	2,1	2,1	2,0	1,6	1,5	1,35
5	0,2	0,3	0,4	0,6	0,6	0,9	0,9	1,1	1,5	1,7	1,9	2,2	2,5	2,8	3,4	3,8	4,1	4,3	4,4	4,5	4,6	4,5	3,8	3,3	3,0
8	0,2	0,3	0,5	0,6	0,8	1,1	1,2	1,5	1,95	2,2	2,35	2,8	3,2	3,5	4,2	4,8	5,25	5,5	5,7	5,8	5,9	5,8	5,0	4,3	3,8
10	0,3	0,4	0,55	0,8	0,9	1,3	1,3	1,6	2,1	2,4	2,6	3,05	3,5	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	5,5	4,9	4,2
20	0,3	0,4	0,6	1,0	1,1	1,5	1,6	2,0	2,6	3,0	3,25	3,85	4,4	4,9	5,8	6,6	7,2	7,6	7,8	8,2	8,3	8,2	7,1	6,3	5,6
30	0,35	0,5	0,7	1,0	1,15	1,7	1,8	2,3	3,0	3,4	3,65	4,3	4,95	5,5	6,5	7,3	8,0	8,5	8,8	9,1	9,3	9,2	8,0	7,2	6,3
40	0,4	0,6	0,8	1,2	1,3	1,8	1,9	2,4	3,1	3,5	3,8	4,5	5,2	5,8	6,85	7,8	8,6	9,1	9,4	9,8	10,0	9,9	8,7	7,8	6,8
50	0,4	0,6	0,85	1,3	1,4	1,95	2,0	2,6	3,25	3,7	3,95	4,6	5,3	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	10,0	10,4	10,6	10,5	9,2	8,3	7,3
60	0,45	0,6	0,9	1,3	1,45	2,05	2,1	2,7	3,45	3,9	4,2	4,95	5,6	6,3	7,5	8,6	9,5	10,1	10,4	10,8	11,0	10,9	9,7	8,7	7,7
80	0,45	0,7	1,0	1,4	1,55	2,15	2,2	2,8	3,7	4,2	4,5	5,3	6,0	6,7	8,0	9,2	10,1	10,7	11,1	11,5	11,7	11,6	10,4	9,4	8,2
100	0,5	0,7	1,0	1,5	1,6	2,3	2,4	3,0	3,85	4,4	4,7	5,5	6,3	7,0	8,45	9,65	10,6	11,3	11,7	12,0	12,2	12,1	10,9	9,9	8,7
$2 \cdot 10^2$	0,6	0,8	1,25	1,8	1,9	2,6	2,7	3,4	4,4	4,9	5,3	6,3	7,2	8,0	9,65	11,1	12,2	12,9	13,4	13,8	14,0	13,8	12,6	11,4	10,2
$5 \cdot 10^2$	0,65	1,0	1,4	2,0	2,2	3,1	3,2	4,0	5,1	5,7	6,1	7,2	8,2	9,2	11,3	12,9	14,2	15,0	15,4	15,9	16,3	16,1	14,9	13,3	11,9
$10^3$	0,7	1,0	1,5	2,2	2,4	3,3	3,4	4,4	5,7	6,5	6,95	8,1	9,2	10,2	12,3	14,1	15,5	16,5	17,0	17,7	18,0	17,8	16,5	15,1	13,3
$2 \cdot 10^3$	0,85	1,2	1,7	2,5	2,7	3,8	3,9	5,0	6,3	7,1	7,6	8,8	10,0	11,1	13,5	15,4	16,8	17,9	18,5	19,3	19,7	19,5	18,1	16,6	14,8
$5 \cdot 10^3$	0,9	1,3	1,9	2,8	3,0	4,2	4,4	5,5	7,0	7,9	8,5	9,9	11,2	12,4	14,9	17,0	18,6	19,8	20,5	21,5	21,9	21,7	20,3	18,5	16,6

<i>k</i>	<i>E<sub>g</sub></i> , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
10 <sup>4</sup>	1,05	1,5	2,1	3,0	3,3	4,55	4,7	5,9	7,5	8,5	9,1	10,6	12,0	13,3	16,1	18,3	20,1	21,3	22,1	23,1	23,5	23,4	22,0	20,1	18,0
2 · 10 <sup>4</sup>	1,1	1,6	2,2	3,2	3,5	4,85	5,0	6,3	8,0	9,0	9,7	11,3	12,8	14,2	17,2	19,5	21,4	22,7	23,5	24,6	25,1	25,0	23,6	21,7	19,5
5 · 10 <sup>4</sup>	1,15	1,65	2,35	3,4	3,7	5,2	5,4	6,9	8,7	9,8	10,5	12,3	14,0	15,6	18,8	21,4	23,3	24,7	25,5	26,7	27,3	27,2	25,8	23,7	21,5
10 <sup>5</sup>	1,15	1,7	2,4	3,5	3,8	5,4	5,6	7,2	9,2	10,4	11,1	13,0	14,8	16,5	20,1	22,7	24,7	26,2	27,0	28,3	28,9	28,9	27,5	25,3	22,9
2 · 10 <sup>5</sup>	1,3	1,8	2,6	3,8	4,1	5,7	5,9	7,6	9,6	10,8	11,6	13,6	15,5	17,4	21,3	24,1	26,1	27,6	28,5	29,9	30,5	30,5	29,2	26,9	24,3
5 · 10 <sup>5</sup>	1,4	2,0	2,8	4,1	4,4	6,1	6,3	8,2	10,2	11,5	12,3	14,4	16,5	18,5	22,3	25,4	27,8	29,5	30,4	32,0	32,7	32,7	31,4	28,9	26,3
10 <sup>6</sup>	1,45	2,1	3,0	4,3	4,7	6,5	6,8	8,7	10,9	12,2	13,1	15,3	17,5	19,5	23,5	26,8	29,2	31,0	32,0	33,6	34,3	34,4	33,0	30,4	27,7
2 · 10 <sup>6</sup>	1,55	2,2	3,2	4,6	5,0	7,0	7,2	9,1	11,5	13,0	14,0	16,3	18,5	20,4	24,4	27,8	30,5	32,4	33,5	35,2	36,0	36,1	34,6	32,0	29,2
5 · 10 <sup>6</sup>	1,65	2,3	3,3	4,9	5,3	7,3	7,6	9,6	12,1	13,7	14,7	17,2	19,5	21,6	26,2	29,7	32,3	34,3	35,5	37,2	38,1	38,3	36,8	34,0	31,1
10 <sup>7</sup>	1,7	2,4	3,4	5,0	5,4	7,6	7,9	10,1	12,6	14,2	15,2	17,8	20,3	22,5	27,5	31,2	33,9	35,8	37,0	38,9	39,7	39,9	38,4	35,5	32,5

Таблица 5.4

Толщина защиты (см) из железа ( $\rho = 7,89 \text{ г/см}^3$ ) в зависимости от кратности ослабления  $k$  и энергии  $\gamma$ -излучения  $E_\gamma$  (широкий пучок) [4]

$k$	$E_\gamma$ , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	0,5	0,7	1,0	1,2	1,3	1,6	1,6	1,8	2,0	2,1	2,1	2,2	2,3	2,3	2,3	2,3	2,4	2,5	2,5	2,8	2,9	2,5	2,4	2,4	2,2
2	0,8	1,0	1,3	1,7	1,8	2,3	2,3	2,6	2,8	2,9	3,0	3,2	3,3	3,4	3,6	3,8	3,9	4,0	4,0	4,3	4,4	4,2	4,1	4,0	3,8
5	1,5	2,0	2,5	3,2	3,4	4,2	4,3	4,8	5,3	5,5	5,7	6,0	6,3	6,5	6,9	7,3	7,7	8,1	8,4	8,8	9,0	9,1	9,1	8,9	8,5
8	1,9	2,4	3,1	4,0	4,2	5,1	5,2	5,8	6,4	6,7	6,9	7,4	7,7	8,0	8,7	9,2	9,7	10,1	10,4	11,0	11,2	11,4	11,6	11,4	11,0
10	2,1	2,7	3,4	4,3	4,5	5,4	5,5	6,2	6,8	7,1	7,3	7,8	8,2	8,5	9,3	10,0	10,5	11,0	11,3	11,9	12,2	12,5	12,7	12,6	12,0
20	2,6	3,4	4,3	5,2	5,5	6,6	6,7	7,5	8,3	8,7	8,9	9,5	10,0	10,5	11,5	12,2	13,0	13,7	14,1	14,9	15,3	16,0	16,4	16,1	15,6
30	2,8	3,6	4,7	5,7	6,0	7,2	7,3	8,2	9,0	9,5	9,8	10,5	11,0	11,6	12,7	13,7	14,4	15,1	15,6	16,6	17,0	17,8	18,6	18,2	17,5
40	3,0	3,9	5,0	6,1	6,4	7,6	7,7	8,7	9,6	10,1	10,4	11,1	11,8	12,4	13,6	14,7	15,5	16,3	16,8	17,8	18,3	19,1	20,1	19,7	19,0
50	3,1	4,0	5,1	6,3	6,6	7,9	8,0	9,0	10,0	10,6	10,9	11,6	12,3	13,0	14,4	15,5	16,5	17,1	17,6	18,8	19,3	20,2	21,2	20,8	20,0
60	3,3	4,2	5,3	6,6	6,9	8,2	8,3	9,3	10,2	10,8	11,2	12,0	12,7	13,4	14,8	16,0	16,9	17,7	18,3	19,5	20,0	21,0	22,0	21,7	21,0
80	3,6	4,5	5,7	6,9	7,2	8,6	8,7	9,8	10,8	11,4	11,8	12,6	13,3	14,1	15,5	16,8	17,9	18,8	19,4	20,7	21,3	22,3	23,4	23,2	22,4
100	3,8	4,7	5,9	7,2	7,5	9,0	9,1	10,2	11,2	11,8	12,2	13,1	14,0	14,7	16,3	17,6	18,8	19,7	20,4	21,7	22,3	23,4	24,6	24,4	23,6
$2 \cdot 10^2$	4,1	5,2	6,5	8,0	8,4	10,1	10,3	11,6	12,7	13,4	13,8	14,7	15,6	16,4	18,2	19,7	21,0	22,2	23,0	24,5	25,2	26,6	27,8	27,8	27,0
$5 \cdot 10^2$	4,6	5,9	7,4	9,1	9,6	11,6	11,8	13,4	14,7	15,4	15,8	16,9	17,7	18,6	20,5	22,4	24,0	25,5	26,6	28,3	29,1	30,7	32,3	32,3	31,6
$10^3$	5,0	6,4	8,0	10,0	10,5	12,7	12,9	14,7	16,2	17,0	17,5	18,6	19,5	20,4	22,5	24,6	26,4	28,0	29,1	31,0	31,9	33,7	35,6	35,6	35,2
$2 \cdot 10^3$	5,3	6,8	8,6	10,8	11,4	13,8	14,1	16,0	17,7	18,5	19,0	20,2	21,2	22,1	24,4	26,5	28,4	30,3	31,6	33,7	34,7	36,7	39,0	39,0	38,6
$5 \cdot 10^3$	6,7	8,3	10,2	12,4	13,0	15,5	15,8	17,6	19,2	20,1	20,7	22,1	23,3	24,4	27,5	29,4	31,5	33,4	34,7	37,1	38,2	40,3	43,2	43,2	42,9
$10^4$	7,4	9,1	11,1	13,4	14,0	16,6	16,9	18,8	20,7	21,6	22,2	23,6	24,9	26,2	28,9	31,4	33,7	35,8	37,2	39,8	41,0	43,2	46,5	46,6	46,4

$2 \cdot 10^4$	7,8	9,6	11,7	14,3	15,0	17,7	18,0	20,0	22,0	23,0	23,6	25,2	26,5	27,8	30,9	33,6	36,0	38,1	39,5	42,4	43,8	46,0	49,6	50,0	49,8
$5 \cdot 10^4$	8,3	10,2	12,6	15,3	16,0	19,0	19,3	21,6	23,6	24,8	25,5	27,1	28,5	30,0	33,3	36,3	39,0	41,2	42,7	45,8	47,2	49,9	53,9	54,3	54,2
$10^5$	8,5	10,6	13,1	16,1	16,9	20,0	20,3	22,7	25,0	26,2	26,9	28,6	30,3	31,8	35,1	38,2	40,9	43,5	45,1	48,5	50,0	53,0	57,2	57,8	57,7
$2 \cdot 10^5$	8,9	11,0	13,6	16,7	17,5	20,8	21,2	23,9	26,3	27,6	28,4	30,1	31,8	33,3	36,8	40,0	42,9	45,6	47,4	51,0	52,7	56,0	60,2	61,0	61,0
$5 \cdot 10^5$	9,3	11,6	14,3	17,6	18,5	22,1	22,5	25,5	27,9	29,3	30,1	32,0	33,8	35,5	39,2	42,6	45,9	48,8	50,4	54,3	56,1	60,0	64,4	65,3	65,1
$10^6$	9,9	12,4	15,4	19,0	19,9	23,6	24,0	26,7	29,2	30,6	31,5	33,5	35,4	37,1	41,0	44,6	47,8	51,0	53,0	57,0	58,8	63,0	67,5	68,5	68,3
$2 \cdot 10^6$	10,1	12,7	15,8	19,5	20,5	24,5	24,9	27,8	30,5	32,0	32,9	35,0	36,9	38,7	42,8	46,5	50,0	53,3	55,5	59,6	61,5	66,0	70,6	71,7	71,6
$5 \cdot 10^6$	10,9	13,6	16,8	20,8	21,8	25,9	26,3	29,4	32,4	33,9	34,8	37,0	39,0	40,8	45,1	49,1	52,9	56,3	58,6	63,1	65,1	70,0	75,0	76,2	76,1
$10^7$	11,6	14,3	17,7	21,7	22,8	27,0	27,4	30,5	33,5	35,1	36,1	38,4	40,5	42,4	46,9	51,5	55,0	58,6	61,2	65,7	67,8	72,8	78,0	79,4	79,3



Таблица 5.5

Толщина защиты (см) из бетона ( $\gamma = 2,3 \text{ г/см}^3$ ) в зависимости от кратности ослабления  $k$  и энергии  $E_\gamma$ -излучения  $E_\gamma$  (широкий пучок) [4]

$k$	$E_\gamma$ , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	2,6	3,5	4,7	6,0	6,3	7,5	7,6	8,2	8,2	8,2	8,2	8,3	8,3	8,5	8,6	8,7	8,7	8,8	8,9	9,2	9,4	10,0	11,7	11,7	11,7
2	4,7	5,9	7,6	9,4	9,9	11,3	11,4	12,3	12,4	12,4	12,4	12,6	12,7	12,9	13,3	13,6	13,8	14,1	14,3	15,0	15,3	16,4	18,8	18,8	18,8
5	5,6	7,9	11,0	14,6	15,5	18,8	19,1	21,1	21,8	22,1	22,3	22,6	23,0	23,5	24,6	25,8	27,0	28,2	29,4	31,8	32,9	35,2	38,7	39,3	39,9
8	7,0	9,5	12,9	16,8	17,8	22,0	22,3	24,6	25,6	26,1	26,4	27,2	27,9	28,8	30,5	32,2	33,8	35,2	36,4	38,8	39,9	43,4	48,1	48,7	49,3
10	8,2	10,9	14,6	18,6	19,7	23,7	23,9	25,8	26,8	27,3	27,6	28,4	29,1	29,9	31,9	34,0	35,9	37,6	39,0	42,0	43,4	47,5	51,6	52,8	54,0
20	8,2	11,2	15,3	20,1	21,4	25,8	26,3	29,9	31,9	32,9	33,6	35,0	36,2	37,0	39,9	42,5	44,8	47,0	48,6	52,3	54,0	58,7	64,6	65,7	69,3
30	8,5	11,8	16,4	21,5	22,8	27,8	28,3	32,9	34,8	35,8	36,4	37,8	39,2	40,5	43,7	46,5	49,3	51,6	53,5	57,9	59,9	65,7	71,6	72,8	78,1
40	8,5	12,3	17,6	22,8	24,2	29,6	30,1	34,0	36,2	37,2	37,9	39,6	41,3	42,8	45,3	49,8	52,8	55,2	57,3	61,9	64,0	69,8	77,5	79,2	84,5
50	9,9	13,2	18,8	23,8	25,1	30,8	31,3	35,0	37,6	38,8	39,4	41,2	42,8	44,6	48,5	52,1	55,2	58,1	60,1	64,8	66,9	72,8	81,6	83,9	89,8
60	11,0	14,8	20,0	24,8	26,1	31,7	32,3	36,4	38,5	39,7	40,5	42,5	44,1	45,8	50,1	54,0	57,5	60,5	62,7	67,6	69,8	74,0	85,1	88,0	93,9
80	11,5	15,2	20,4	26,2	27,7	33,6	34,2	38,7	41,1	42,3	43,0	44,8	46,5	48,1	52,4	56,4	59,9	63,4	65,7	71,4	74,0	81,0	90,4	93,9	100,4
100	11,5	15,9	21,1	27,3	28,9	35,2	35,8	39,9	43,0	44,4	45,3	47,2	48,8	50,5	54,5	58,3	62,2	65,7	68,6	74,7	77,5	84,5	95,1	98,0	105,1
$2 \cdot 10^2$	12,7	17,1	23,5	30,5	32,4	39,2	39,8	44,6	47,9	49,5	50,5	52,6	54,6	56,4	60,8	65,3	69,7	74,0	77,2	84,6	88,6	95,7	108,0	112,1	120,9
$5 \cdot 10^2$	13,8	18,3	24,6	33,0	35,2	43,9	44,7	50,5	54,5	56,2	57,3	58,8	62,5	64,6	69,8	74,8	79,8	84,5	88,5	97,1	101,0	110,4	124,4	129,7	139,7
$10^3$	15,5	20,8	28,2	36,9	39,2	48,1	48,9	55,2	59,2	61,1	62,5	65,3	67,8	70,4	76,1	81,7	87,6	92,7	97,0	106,6	110,9	120,9	137,9	143,2	155,0
$2 \cdot 10^3$	17,6	23,0	30,5	39,8	42,3	52,4	53,3	59,9	64,1	66,1	67,4	70,4	73,2	75,7	82,2	88,5	94,6	100,4	104,0	115,6	120,9	132,1	150,3	156,1	168,5
$5 \cdot 10^3$	18,8	24,8	33,1	43,0	45,6	56,4	57,6	65,7	70,0	72,4	74,0	77,0	80,2	82,8	90,2	97,4	104,2	110,9	115,5	127,3	132,7	146,8	166,7	173,8	186,7
$10^4$	18,8	25,7	35,2	45,7	48,5	60,3	61,4	69,3	74,7	77,4	79,1	82,9	86,1	89,2	97,2	104,5	111,5	118,6	124,7	137,4	143,2	156,7	179,0	187,8	201,3
$2 \cdot 10^4$	21,1	28,4	38,4	49,1	51,9	63,4	64,5	72,8	78,2	81,8	83,1	87,3	91,1	94,5	102,7	110,8	118,6	126,2	131,7	146,1	152,6	167,3	190,8	201,9	216,0
$5 \cdot 10^4$	23,3	31,3	42,3	53,4	56,4	68,6	69,7	78,1	83,4	86,6	88,7	93,4	97,9	102,1	111,5	120,4	128,4	136,2	142,0	159,1	164,9	181,4	206,6	218,4	233,6

<i>k</i>	<i>E<sub>g</sub></i> , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
10 <sup>5</sup>	30,5	38,9	50,5	61,6	64,6	75,1	76,0	82,8	88,3	91,5	93,5	98,1	102,5	106,8	116,9	126,6	135,7	144,4	150,7	166,6	173,8	191,4	218,4	231,3	248,9
2·10 <sup>5</sup>	38,3	46,0	56,7	67,9	69,8	79,4	80,3	86,9	92,4	95,8	97,7	102,8	108,0	112,7	125,7	135,6	145,1	153,8	160,2	171,9	177,3	201,9	231,3	245,4	263,0
5·10 <sup>5</sup>	44,8	51,8	61,5	71,1	73,7	83,7	84,6	91,7	98,1	101,6	103,9	109,5	114,8	119,7	133,8	142,5	152,6	162,0	169,2	187,6	196,0	214,8	247,1	261,8	281,2
10 <sup>6</sup>	49,3	56,5	66,4	77,0	79,8	89,8	90,7	97,4	103,7	107,0	109,2	114,1	119,5	124,4	140,2	149,8	160,6	171,4	178,6	193,0	205,4	225,4	260,6	274,7	295,8
2·10 <sup>6</sup>	57,6	64,1	73,1	82,1	84,5	93,3	94,2	101,0	107,4	111,2	113,6	119,7	125,6	131,5	148,4	157,8	169,2	179,6	187,2	205,4	213,7	237,1	272,4	287,6	308,8
5·10 <sup>6</sup>	59,4	67,9	79,7	88,3	91,6	100,6	101,5	108,0	114,1	117,8	120,2	126,0	127,6	133,8	154,7	165,8	178,0	189,0	197,8	218,4	227,8	250,1	287,6	302,9	327,5
10 <sup>7</sup>	64,0	72,8	84,9	93,4	95,7	104,7	105,4	110,3	117,4	121,2	123,6	130,0	136,2	142,0	160,0	170,8	183,6	194,9	203,4	225,8	236,0	259,4	299,4	314,6	340,5

Таблица 5.6

Толщина защиты (см) из воды ( $\rho = 1 \text{ г/см}^3$ ) в зависимости от кратности ослабления  $k$  и энергии  $\gamma$ -излучения  $E_\gamma$  (широкий пучок) [4]

$k$	$E_\gamma$ , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	19	21	23	23	23	22	22	21	21	20	20	20	20	20	19	19	19	20	20	21	21	22	23	25	25
2	21	24	27	28	28	28	28	28	27	27	27	27	28	28	28	28	29	30	31	33	34	35	39	41	41
5	25	30	37	42	43	45	45	46	47	47	47	48	49	50	52	54	56	59	61	65	67	71	83	89	93
8	27	33	41	47	49	52	52	54	54	54	54	56	57	58	62	66	68	72	74	79	81	89	105	113	120
10	30	36	45	50	51	54	54	57	57	57	58	60	61	62	66	70	74	78	80	85	88	97	115	124	131
20	33	40	50	58	60	64	64	68	69	70	71	72	74	76	82	87	91	96	99	107	111	125	144	159	170
30	37	44	54	63	65	70	70	73	75	76	77	79	81	83	89	94	100	105	109	118	122	139	162	178	190
40	38	46	57	66	69	74	74	77	80	81	82	84	87	89	95	101	106	112	116	126	131	149	173	192	204
50	39	48	60	69	71	77	77	80	83	84	85	88	90	93	99	106	112	118	122	133	138	156	184	204	217
60	40	49	62	71	74	79	79	83	86	87	88	91	93	96	102	109	116	123	127	139	144	162	191	213	226
80	45	53	65	74	77	83	83	87	90	92	93	96	99	102	110	116	123	130	134	147	153	171	204	225	240
100	46	55	67	77	80	86	86	89	93	95	96	100	103	105	114	120	128	134	139	153	159	180	211	235	251
$2 \cdot 10^2$	48	58	73	84	87	94	95	99	103	105	107	111	115	118	127	135	143	152	157	172	179	204	242	268	285
$5 \cdot 10^2$	52	65	83	94	97	104	105	110	115	118	120	124	129	133	145	155	164	173	180	199	207	236	278	310	330
$10^3$	58	71	89	102	105	113	114	119	125	129	131	136	141	145	157	168	178	188	195	216	225	257	305	343	336
$2 \cdot 10^3$	63	76	95	108	112	120	121	128	134	138	140	146	152	156	170	182	193	204	212	235	245	280	330	372	398
$5 \cdot 10^3$	68	82	102	117	121	131	132	140	146	150	153	160	165	171	185	199	212	224	234	259	271	308	368	413	443
$10^4$	74	89	109	125	129	139	140	148	155	159	162	169	177	183	198	213	227	241	251	278	290	330	393	444	477

<i>k</i>	<i>E<sub>g</sub></i> , МэВ																								
	0,1	0,145	0,2	0,279	0,3	0,4	0,412	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
$2 \cdot 10^4$	80	94	114	131	135	147	148	157	165	169	172	180	187	194	211	227	243	258	270	298	311	354	420	475	511
$5 \cdot 10^4$	82	98	121	139	144	157	158	168	177	182	185	193	201	208	227	244	261	277	290	320	334	383	457	516	556
$10^5$	88	104	126	145	150	164	165	176	185	190	194	203	211	220	240	259	276	294	306	339	353	404	484	547	590
$2 \cdot 10^5$	90	108	133	152	157	172	173	184	194	199	203	213	221	231	252	272	290	308	322	356	372	426	511	578	622
$5 \cdot 10^5$	97	115	140	160	166	182	184	195	205	212	216	226	236	246	268	289	310	329	343	389	397	454	543	616	665
$10^6$	102	120	146	166	172	189	191	203	213	220	224	234	245	254	279	302	324	345	360	396	417	478	571	649	701
$2 \cdot 10^6$	110	128	153	173	179	195	197	211	221	228	232	242	252	262	287	310	334	357	373	412	435	498	597	677	733
$5 \cdot 10^6$	120	136	160	181	187	205	207	221	234	242	247	258	270	281	308	333	357	379	397	440	462	528	633	719	778
$10^7$	129	145	167	187	193	212	214	229	242	250	256	269	280	292	318	345	370	393	411	458	480	549	650	748	810

Результаты расчета мощности дозы (пример 5.2)

$E_i$ , МэВ	$\rho_i$	$k = 20$		$k = 10^2$		$k = 10^3$	
		$k_i$	$d_i$ , см	$k_i$	$d_i$ , см	$k_i$	$d_i$ , см
0,662	0,8	16	2,8	80	4,2	800	6,20
1,25	0,2	4	3,0	20	5,8	200	9,65
$d_r - d_k$ , см		0,2		1,6		3,45	
$D_{1/2}$ (см) для $\bar{E} = 0,662$ МэВ		0,6		0,7		0,8	
$D_{1/2}$ (см) для $\bar{E} = 1,25$ МэВ		1,4		1,3		1,2	
$d$ , см		2,8 + 1,3 = 4,1		5,8		9,65	

#### 5.4. Защита от $\alpha$ и $\beta$ –излучений

Проходя через вещество,  $\alpha$ – и  $\beta$ –частицы расходуют свою энергию в основном на ионизацию и возбуждение атомов и молекул вещества, в котором распространяется излучение. Кроме потерь энергии на возбуждение и ионизацию, электроны теряют энергию вследствие испускания электромагнитного (тормозного) излучения, возникающего при ускорении электронов в кулоновском поле ядра.

*Пробегом  $\alpha$ –частиц* называется длина их траектории в данном веществе. Траектории  $\alpha$ –частиц прямолинейны. Это связано с тем, что масса  $\alpha$ –частиц примерно в 7000 раз больше массы электрона. Взаимодействуя с электронами среды,  $\alpha$ –частицы получают импульс, который слишком мал, чтобы отклонить их от прямолинейного пути. Пробеги  $\alpha$ –частиц с энергией 4–5 МэВ в воздухе достигают 3–5 см, а в мягкой биологической ткани — десятки мкм. Внешнее облучение  $\alpha$ –частицами исключено ввиду их малой проникающей способности.  $\alpha$ –Частицы полностью поглощаются листом писчей бумаги, одеждой или резиновыми перчатками.

$\beta$ –Частицы при взаимодействии с электронами поглощающего вещества легко рассеиваются. Длины их действительных траекторий оказываются в 1,5–4 раза больше толщины поглощающего слоя. Кроме того,  $\beta$ –частицы одного радионуклида имеют разные пробеги из-за непрерывного спектра  $\beta$ –излучения. Поэтому проникающую способность  $\beta$ –излучения характеризуют значением *максимального пробега*  $\beta$ –частиц  $R_{\max}$ . Максимальный пробег определяется как минимальная толщина поглотителя, при которой полностью задерживаются  $\beta$ –частицы с энергией, равной максимальной энергии  $\beta$ –спектра. Пробеги  $\beta$ –частиц в воздухе доходят до 10–11 м, а в мягкой биологической ткани — до 1 см.

Кривая ослабления  $\beta$ –частиц подчиняется экспоненциальному закону, однако при относительно больших толщинах поглотителя наблюдается отклонение от экспоненциальной зависимости, поскольку  $\beta$ –излучение имеет конечный пробег в веществе. При толщине поглотителя  $d \leq 0,3R_{\max}$  зависимость ослабления  $\beta$ –излучения в веществе может быть записана в виде

$$I = I_0 e^{-\mu d}, \quad (5.15)$$

где  $I$  и  $I_0$  — число частиц, измеряемое детектором в единицу времени при наличии и в отсутствие поглотителя соответственно;  $\mu$  — коэффициент ослабления;  $d$  — толщина поглотителя.

Значение коэффициента  $\mu$  зависит от максимальной энергии излучения и от свойств поглощающего материала (в первом приближении только от числа электронов  $n$  в единице объема поглотителя). Если в качестве поглотителя используются простые вещества, то число электронов в единице объема поглотителя равно

$$n = \frac{N_A \rho Z}{M}, \quad (5.16)$$

где  $N_A$  — постоянная Авогадро;  $\rho$  — плотность поглотителя;  $Z$  — атомный номер поглотителя;  $M$  — молярная масса поглотителя.

Положив, что  $\mu = kn$ , где  $k$  — коэффициент пропорциональности, получаем

$$\mu = \frac{k N_A \rho Z}{M} \quad (5.17)$$

или

$$\mu_m = \frac{k N_A Z}{M}, \quad (5.18)$$

где  $\mu_m = \frac{\mu}{\rho}$  — массовый коэффициент ослабления.

Отношение  $\frac{Z}{M}$  для различных веществ меняется в довольно узких пределах: для легких ядер  $\frac{Z}{M} \gg 0,5$ , для тяжелых — 0,4. Для одного и того же  $\beta$ -излучения, но для различных поглощающих веществ значения массовых коэффициентов ослабления оказываются близкими. Поэтому массовые коэффициенты ослабления приводятся для алюминия (табл. 3.8), а при расчетах, не нуждающихся в особой точности, этими же значениями пользуются и для других веществ.

Оценить максимальный пробег  $\beta$ -частиц в веществе можно путем измерения *слоя половинного ослабления*  $\beta$ -излучения. Слоем половинного ослабления  $\beta$ -излучения  $d_{1/2}$  называют толщину поглотителя, снижающую вдвое начальное (за вычетом фона) число частиц. Для  $\beta$ -частиц с  $E_{\max} > 0,6$  МэВ величина  $d_{1/2}$  связана с  $R_{\max}$  приближенным соотношением

$$R_{\max} = 7,2 d_{1/2}. \quad (5.19)$$

Зависимость максимального пробега в алюминии от максимальной энергии  $\beta$ -спектра хорошо изучена. Значения максимального пробега  $R_{\max}$  и массового коэффициента ослабления  $\mu_m$  в алюминии для различных энергий  $\beta$ -частиц приведены в табл. 3.8.

Для некоторых интервалов энергий  $\beta$ -частиц имеются эмпирические формулы [6, 7]:

$$R_{\max} = 0,412 E_{\max}^{(1,265-0,218 \lg E_{\max})} \quad (0,01 < E_{\max} < 2,5); \quad (5.20)$$

$$E_{\max} = 1,92 \sqrt{R_{\max}^2 + 0,22 R_{\max}} \quad (0,003 < R_{\max} < 1,5); \quad (5.21)$$

$$R_{\max} = 0,542 E_{\max} - 0,133 \quad (E_{\max} > 0,8); \quad (5.22)$$

$$E_{\max} = 1,85 R_{\max} + 0,245 \quad (R_{\max} > 0,3). \quad (5.23)$$

В формулах (5.20)–(5.23)  $E_{\max}$  выражена в МэВ,  $R_{\max}$  — в г/см<sup>2</sup>.

**Пример 5.3.** Рассчитать долю  $\beta$ -частиц с максимальной энергией  $E_{\max} = 1,5$  МэВ, проходящих через алюминиевый поглотитель толщиной 5 мг/см<sup>2</sup>.

*Решение.* Максимальный пробег в алюминии  $\beta$ -частиц с энергией 1,55 МэВ равен  $R_{\max} = 6,7 \cdot 10^{-1}$  г/см<sup>2</sup>; массовый коэффициент ослабления  $m_m = 7,1$  см<sup>2</sup>/г. По условию  $d = 5$  мг/см<sup>2</sup> =  $5 \cdot 10^{-3}$  г/см<sup>2</sup>. Так как  $d < 0,3 R_{\max}$ , то можно использовать соотношение (5.15).

Доля  $\beta$ -частиц, которая пройдет через алюминиевый поглотитель толщиной 5 мг/см<sup>2</sup>, равна

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu d} = e^{-7,1 \cdot 5 \cdot 10^{-3}} = 0,965.$$

## 5.5. Защита от тормозного излучения

Тормозное излучение, испускаемое при поглощении  $\beta$ -излучения, обладает непрерывным спектром, содержащим энергии от нулевой до максимальной  $E_{b \max}$  тормозящихся  $\beta$ -частиц. Если полученный экспериментально спектр тормозного излучения проинтегрировать по всем энергиям, можно определить полную энергию испускаемого тормозного излучения. Оценить полную энергию тормозного излучения можно по следующим формулам [4]:

- при торможении  $\beta$ -частиц, обладающих непрерывным спектром,

$$E_{\beta}^{\text{торм}} = 1,23 \cdot 10^{-4} (Z_{\text{эф}} + 3) \sum_{i=1}^m E_{\beta \max, i}^2 n_{\beta i} \quad ; \quad (5.24)$$

- при торможении моноэнергетических электронов, например электронов внутренней конверсии,

$$E_{\text{кэ}}^{\text{торм}} = c \cdot 10^{-4} Z_{\text{эф}} \sum_{i=1}^m (E_{\text{кэ}})_i^b (n_{\text{кэ}})_i \quad . \quad (5.25)$$

В формулах (5.24), (5.25) используются обозначения:  $E_{\beta}^{\text{торм}}$ ,  $E_{\text{кэ}}^{\text{торм}}$  — полная энергия тормозного излучения, МэВ/распад;  $Z_{\text{эф}}$  — эффективный атомный номер вещества, в котором происходит торможение электронов;  $E_{b \max}$  и  $E_{\text{кэ}}$  — максимальная энергия  $\beta$ -излучения и энергия моноэнергетических электронов соответственно;  $n_{\beta i}$  и  $(n_{\text{кэ}})_i$  — выход  $\beta$ -частиц и моноэнергетических электронов  $i$ -й энергетической группы на один акт распада соответственно;  $c$  и  $b$  — коэффициенты, значения которых приведены в табл. 5.8;  $m$  — число энергетических групп  $\beta$ -частиц или моноэнергетических электронов в спектре нуклида.

Для сложных химических соединений величину  $Z_{эф}$  определяют по формуле

$$Z_{эф} = \frac{\sum_{i=1}^k \alpha_i Z_i^2}{\sum_{i=1}^k \alpha_i Z_i}, \quad (5.26)$$

где  $\alpha_i$  — доля общего числа атомов соединения, имеющих атомный номер  $Z_i$ ;  $k$  — число элементов в химическом соединении.

Формулы (5.24) и (5.25) выведены в предположении полного поглощения электронов в источнике. Соотношение (5.24) справедливо для  $\beta$ -излучателей со спектром, подобным по форме  $\beta$ -спектру  $^{32}\text{P}$ . В противном случае погрешность расчета по этой формуле достигает 42%. Влияние формы  $\beta$ -спектра меньше сказывается на результатах расчета выхода тормозного излучения при полном торможении  $\beta$ -частиц, если использовать формулу

$$E_{\beta}^{торм} = 85 \cdot 10^{-4} (Z_{эф} + 3) \sum_{i=1}^m \bar{E}_{\beta i}^2 n_{\beta i}, \quad (5.27)$$

где  $E_{\beta}^{торм}$  — полная энергия тормозного излучения, МэВ/распад;  $Z_{эф}$  — эффективный атомный номер поглотителя;  $\bar{E}_{\beta i}$  — средняя энергия  $\beta$ -частиц  $i$ -й энергетической группы, МэВ;  $n_{\beta i}$  — выход  $\beta$ -частиц  $i$ -й энергетической группы на один акт распада.

Таблица 5.8

**Значения коэффициентов  $c$  и  $b$  в формуле (5.25) для материалов с различными атомными номерами  $Z$  [8]**

$Z$	4	13	26	50	79
$c$	3,5	3,5	3,3	3,2	3
$b$	2,16	2,02	1,91	2,07	1,9

Некоторые радионуклиды создают заметное тормозное излучение в собственном слое. В табл. 5.9 приведены значения полной энергии тормозного излучения некоторых радионуклидов.

Расчетные значения полной энергии тормозного излучения моноэнергетических электронов в диапазоне 0,01–1000 МэВ для 25 простых веществ и 50 соединений и смесей имеются в [9]. Мощность дозы тормозного излучения можно рассчитать по энергетическому распределению интенсивности тормозного излучения [10] (табл. 5.10).



Значения полной энергии тормозного излучения  $E_{\beta}^{\text{торм}}$  некоторых радионуклидов (МэВ/100 распадов) [4]

Радионуклид	$E_{\beta}^{\text{торм}}$	Радионуклид	$E_{\beta}^{\text{торм}}$
$^{22}\text{Na}$	0,057	$^{90}\text{Sr}$	1,140
$^{24}\text{Na}$	0,332	$^{90}\text{Y}$	0,182
$^{32}\text{P}$	0,640	$^{95}\text{Zr}$	2,455
$^{35}\text{S}$	0,006	$^{95}\text{Nb}$	0,082
$^{36}\text{Cl}$	0,125	$^{103}\text{Ru}$	0,012
$^{41}\text{Ar}$	0,385	$^{105}\text{Rh}$	0,184
$^{40}\text{K}$	0,395	$^{110m}\text{Ag}$	0,333
$^{46}\text{Sc}$	0,039	$^{115m}\text{Cd}$	1,600
$^{48}\text{V}$	0,095	$^{125}\text{Sb}$	0,078
$^{59}\text{Fe}$	0,056	$^{129}\text{I}$	0,010
$^{60}\text{Co}$	0,038	$^{131}\text{I}$	0,233
$^{74}\text{As}$	0,487	$^{134}\text{Cs}$	0,199
$^{85}\text{Kr}$	0,413	$^{137}\text{Cs}$	0,249
$^{86}\text{Rb}$	0,229	$^{140}\text{Ba}$	0,573
$^{89}\text{Sr}$	1,390		

Энергетическое распределение тормозного излучения [10]

Номер энергетической группы	Энергетический диапазон $DE_{\beta j}$ в долях $E_b$ или $E_{к.э.}$	Доля полной энергии тормозного излучения	
		для $\beta$ -частиц	для моноэнергетических электронов
1	0–0,1	0,435	0,269
2	0,1–0,2	0,258	0,205
3	0,2–0,3	0,152	0,158
4	0,3–0,4	0,083	0,121
5	0,4–0,5	0,043	0,09
6	0,5–0,6	0,02	0,065
7	0,6–0,7	$7 \cdot 10^{-3}$	0,045
8	0,7–0,8	$2 \cdot 10^{-3}$	0,028
9	0,8–0,9	$3 \cdot 10^{-4}$	0,015
10	0,9–1,0	0,00	0,004

Эффективная энергия тормозного излучения  $E_{\beta}^{\text{торм}}$  принимается равной половине максимальной энергии тормозящихся  $\beta$ -частиц при  $E_{b \text{ max}} \leq 10$  МэВ или одной трети при  $10 \text{ МэВ} < E_{b \text{ max}} \leq 30$  МэВ соответственно.

**Пример 5.4.** Определить мощность дозы тормозного излучения на расстоянии  $r = 0,5$  м от точечного изотропного источника  $^{32}\text{P}$  активностью  $a = 7 \cdot 10^{10}$  Бк, если  $\beta$ -частицы полностью поглощаются в самом источнике и на один распад испускается одна  $\beta$ -частица с максимальной энергией  $E_{b \text{ max}} = 1,7$  МэВ.

*Решение.* По формуле (5.24) определяем энергию тормозного излучения на один распад:

$$\begin{aligned}
 E_{\beta}^{\text{торм}} &= 1,23 \cdot 10^{-4} (Z_{\text{эф}} + 3) \sum_{i=1}^{\infty} E_{\beta \text{ max}, i}^2 p_i = \\
 &= 1,23 \cdot 10^{-4} \cdot 18 \cdot (1,7)^2 = 6,4 \cdot 10^{-3} \text{ МэВ/распад} = \\
 &= 1,024 \cdot 10^{-15} \text{ Дж/распад}.
 \end{aligned}$$

По формуле (3.36):

$$\dot{D} = \frac{a \sum_i p_i E_i \mu_{\text{ам}}}{4\pi r^2} = \frac{a E_{\beta}^{\text{торм}} \mu_{\text{ам}}}{4\pi r^2},$$

где  $m_{am} = 2,7 \times 10^{-3} \text{ м}^2/\text{кг}$  — массовый коэффициент поглощения  $\gamma$ -излучения в воздухе для эффективной энергии тормозного излучения;  $\frac{\Sigma_{\text{торм}}}{\rho \Phi} = r \times E b_{\text{max}} = 0,85 \text{ МэВ}$ , вычисляем мощность дозы тормозного излучения от точечного источника

$$\dot{D} = \frac{7 \cdot 10^{10} \cdot 1,024 \cdot 10^{-15} \cdot 2,7 \cdot 10^{-3}}{4 \cdot 3,14 \cdot (0,5)^2} = 6,2 \cdot 10^{-8} \text{ Гр/с.}$$

## 5.6. Защита от нейтронного излучения

При проектировании защиты от нейтронного излучения необходимо учитывать следующее:

- при упругом рассеянии средняя потеря энергии нейтронов максимальна на легких ядрах (например на водороде, углероде) и минимальна на тяжелых;
- при неупругом рассеянии вероятность потери энергии нейтроном возрастает с увеличением заряда ядра и энергии нейтрона;
- быстрые нейтроны должны быть предварительно замедлены, так как процесс поглощения эффективен только для тепловых, медленных и резонансных нейтронов;
- поглощение тепловых и медленных нейтронов обеспечивается подбором наиболее эффективных поглотителей (кадмий, бор);
- после захвата тепловых нейтронов почти всегда возникает вторичное  $\gamma$ -излучение, которое необходимо ослабить.

Таким образом, защита должна иметь в своем составе водород (вода, полиэтилен) или другое легкое вещество (графит) для замедления быстрых и промежуточных нейтронов при упругом рассеянии, тяжелые элементы (железо, свинец) для замедления быстрых нейтронов в процессе неупругого рассеяния и ослабления от захватного  $\gamma$ -излучения, элементы с высоким эффективным сечением поглощения тепловых нейтронов (кадмий, бор).

Точный расчет прохождения нейтронов через такую многокомпонентную защиту сложен, так как нейтроны могут либо захватиться, либо рассеяться ядром. Рассеяние может быть упругим и неупругим, изотропным и неизотропным. Эффективное сечение нейтронов зависит от энергии нейтронов и материала среды. В связи с этим для расчета защиты от нейтронов используют различные приближенные методы.

Ослабление узкого коллимированного пучка нейтронов тонким слоем вещества происходит по экспоненциальному закону

$$\Phi = \Phi_0 e^{-\Sigma d}, \quad (5.28)$$

где  $j$  — плотность потока нейтронов за слоем вещества;  $j_0$  — исходная плотность потока нейтронов;  $\hat{a}$  — линейный коэффициент ослабления пучка нейтронов в веществе (полное макроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с веществом);  $d$  — толщина слоя вещества.

Величина линейного коэффициента ослабления  $\hat{a}$  определяется из соотношения

$$\Sigma = \sigma n, \quad (5.29)$$

где  $\sigma$  — микроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с ядрами вещества;  
 $n = \frac{\rho N_A}{M}$  — число ядер в единице объема поглощающего вещества;  $\rho$  — плотность вещества;  $N_A$  — число Авогадро;  $M$  — молярная масса вещества.

Для сложного вещества защиты макроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с веществом определяется из соотношения

$$\Sigma = \sum_{i=1}^k \sigma_i n_i, \quad (5.30)$$

где  $\sigma_i$  — микроскопическое сечение  $i$ -го элемента, входящего в состав сложного вещества;  $n_i$  — число ядер  $i$ -го элемента в единице объема вещества;  $k$  — число элементов в сложном веществе.

Полное микроскопическое (на одно ядро) сечение взаимодействия нейтронов с ядрами представляет собой сумму сечений всех возможных видов взаимодействия:

$$\sigma = \sigma_s^{el} + \sigma_s^{in} + \sigma_c + \sigma_p + \sigma_\alpha + \dots, \quad (5.31)$$

где  $\sigma$  — полное микроскопическое сечение;  $\sigma_s^{el}$  — сечение упругого рассеяния;  $\sigma_s^{in}$  — сечение неупругого рассеяния;  $\sigma_c$  — сечение радиационного захвата;  $\sigma_p, \sigma_\alpha, \dots$  — сечения ядерных реакций с образованием протонов,  $\alpha$ -частиц и т. д.

Таблицы нейтронных сечений для различных элементов и веществ приведены в [11].

$$l = \frac{1}{\Sigma}$$

Величина  $l$  называется средней длиной свободного пробега нейтронов в веществе. Соотношение (5.28) может быть переписано в виде

$$\varphi = \varphi_0 e^{-d/l}, \quad (5.32)$$

Ослабление плотности потока нейтронов в широком пучке может быть описано соотношением (5.32), где вместо длины пробега  $l$  используется длина релаксации  $L$ , которая характеризует экспоненциальную зависимость ослабления нейтронов в среде для широких пучков нейтронов. Длина релаксации определяется для отдельных участков защиты, в пределах которых ослабление нейтронов может быть описано экспоненциальной зависимостью с постоянным значением  $L$ . В таких случаях плотность потока нейтронов можно определить по формуле

$$\varphi = \varphi_0 e^{-\sum_{i=1}^m \Delta d_i / L_i}, \quad (5.33)$$

где  $\Delta d_i$  — толщина защиты  $i$ -го участка, для которого длину релаксации можно принять постоянной;  $m$  — число участков, на которые разбита толщина защиты.

Опубликованные в литературе данные о длине релаксации для нейтронов различных энергий в различных защитных материалах собраны в [1]. Некоторые из этих данных приведены в табл. 5.11 и 5.12.

**Длина релаксации  $L$  нейтронов точечных моноэнергетических источников  
и ( $\alpha$ ,  $n$ )-источников для различных материалов [1]**

Среда	Энергия нейтронов источника, МэВ (источник)	Толщина ослабляющего слоя, (г/см <sup>2</sup> )	Длина релаксации плотности потока нейтронов различных энергий по дозе, г/см <sup>2</sup>				
			тепловые и медленные	более 2 МэВ	более 3 МэВ	более 0,33 МэВ	полной
Алюминий	4,0	135	—	38,1	—	—	—
	14,9	135	—	42,6	—	—	—
Бериллий	3	35	—	13,8	—	—	—
	15	70–85	—	18,9	—	—	—
Вода	2	60	—	—	—	4,5	—
	4	90	—	—	—	6,2	—
	6	120	—	—	—	9,3	—
	8	120	—	—	—	11,2	—
	10	120	—	—	—	12,6	—
	14	120	—	—	—	14,2	—
	14–15	125	14,2	—	—	14,5	—
	(Po— $\alpha$ —В)	120	—	—	—	—	6,3
	(Ra— $\alpha$ —Be)	120	—	—	—	—	9,8
	(Po— $\alpha$ —Be)	120	—	—	—	—	10,3
(Pu— $\alpha$ —Be)	120	—	—	—	—	10,5	
Бетон	(Po— $\alpha$ —Be)	Более 35	—	Около 35	—	—	—
Графит	4,0	118	—	19,0	—	—	—
	14,1	80–110	—	—	38,0	—	—
	14,9	185	—	32,9	—	—	—
Железо	4,0	350	—	59,5	51,0	—	—
	14,9	430	—	64,2	62,7	—	—
Плексиглас	4,0	70	—	7,32	—	—	—
	14,9	85	—	17,7	—	—	—
Полиэтилен	4,0	60	—	5,05	—	—	—
	14,9	69	—	12,8	—	—	—
Свинец	4,0	565	—	169	—	—	—
	14,9	620	—	273	—	—	—

**Длина релаксации  $L$  быстрых нейтронов реактора или нейтронов от источника спектра деления в воде, графите, свинце и железе ( $\text{г/см}^2$ ) [1]**

Среда	Область энергий детектируемых нейтронов, МэВ								Толщина ослабляющего слоя, ( $\text{г/см}^2$ )
	0,7–1,5	1,5–2,5	2,5–4	4–10	2–10	3–10	5–10	7–10	
Вода	6,7	6,8	7,3	8,9	7,6	8,1	9,6	10,1	0–30
	8,1	8,5	8,5	10,0	9,1	9,3	10,4	11,2	30–60
	9,6	9,7	9,8	11,1	10,6	10,6	11,3	12,6	60–100
	8,1	8,3	8,5	10,0	9,0	9,3	10,4	11,3	0–100
Графит	17,0	17,5	16,1	23,0	18,9	20,9	23,0	20,0	0–50
	18,4	19,7	18,7	23,4	20,0	21,7	24,0	21,7	50–100
	21,2	21,7	21,7	24,0	23,0	22,4	25,4	23,4	100–150
	24,6	26,0	25,4	26,4	26,4	26,4	27,8	25,6	150–220
	20,4	21,2	20,5	24,2	22,0	22,9	25,0	22,7	0–220
Свинец	170	144	119	107	117	107	109	109	0–840
Железо	93,6	65,5	53,9	50,0	55,4	50,7	49,2	49,2	0,510

Плотность потока нейтронов на расстоянии  $R$  от изотропного точечного источника быстрых нейтронов, прошедших слой защиты толщиной  $d$ , определяется соотношением

$$\varphi = \frac{I_0 f e^{-d/L}}{4\pi R^2}, \quad (5.34)$$

где  $I_0$  — интенсивность нейтронов, испускаемых источником;  $f$  — коэффициент (табл. 5.13), характеризующий отклонение от экспоненциальной формы кривой ослабления на близком расстоянии (2–3 длины релаксации) от источника;  $L$  — длина релаксации.

В табл. 5.14 приведены значения эффективной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических нейтронов для лиц из персонала при внешнем облучении всего тела. Значения среднегодовых допустимых плотностей потоков частиц даны для широкого диапазона энергий излучения и двух наиболее вероятных геометрий облучения: изотропного ( $2\pi$  или  $4\pi$ ) поля излучения и падения параллельного пучка излучения на тело спереди (переднезадняя геометрия).

Коэффициент отклонения от экспоненциального закона ослабления нейтронов с энергией  $E_n > 1,5$  МэВ на близком расстоянии от источника [1]

Среда	Энергия нейтронов источника, МэВ						
	2	4	6	8	10	14	14,9
Алюминий	—	3,5	—	—	—	—	2,5
Вода	—	5,4	4,6	4,2	3,3	2,9	3,0
Водород	3,5	3,5	3,5	2,8	2,8	2,8	—
Графит	—	1,4	—	—	—	—	1,3
Железо	—	4,9	—	—	—	—	2,7
Карбид бора	—	5,0	—	—	—	—	1,8
Плексиглас	—	2,1	—	—	—	—	2,1
Полиэтилен	—	2,4	—	—	—	—	2,5
Свинец	—	4,0	—	—	—	—	2,9

**Пример 5.5.** Определить толщину защиты из кадмия, необходимую для ослабления плотности потока тепловых нейтронов от точечного изотропного источника  $j_0 = 1,5 \cdot 10^{12}$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$  до предельно допустимого значения  $j_{\text{пд}}$ . Данные для кадмия:  $s = 2,55 \cdot 10^{-21} \text{ см}^2$ ;  $r = 8,64 \text{ г/см}^3$ .

*Решение.* Необходимую толщину слоя кадмия находим из соотношения

$$\varphi_{\text{пд}} = \varphi_0 e^{-\Sigma \cdot d} = \varphi_0 e^{-\sigma \rho N_A d / M} \quad (5.35)$$

$$d = \frac{M \ln \frac{\varphi_0}{\varphi_{\text{пд}}}}{\sigma \rho N_A}$$

Следовательно,

Исходные данные:  $j_{\text{пд}} = 9,9 \cdot 10^2$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$  (табл. 5.14);  $M = 112$  г/моль.

Необходимая толщина слоя кадмия равна

$$d = \frac{112 \ln \frac{1,5 \cdot 10^{12}}{9,9 \cdot 10^2}}{2,55 \cdot 10^{-21} \cdot 8,64 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}} = 0,18 \text{ см}$$

Значение эффективной дозы и среднегодовые предельно допустимые плотности потока моноэнергетических нейтронов для лиц из персонала при внешнем облучении всего тела [12]

Энергия нейтронов, МэВ	Эффективная доза на		Среднегодовая допустимая	
	ИЗО	ПЗ	ИЗО	ПЗ
Тепловые нейтроны	3.30	7.60	9.90 + 2	4.30 + 2
1.0–7	4.13	9.95	7.91 + 2	3.28 + 2
1.0–6	5.63	1.38 + 1	5.80 + 2	2.37 + 2
1.0–5	6.44	1.51 + 1	5.07 + 2	2.16 + 2
1.0–4	6.45	1.46 + 1	5.07 + 2	2.24 + 2
1.0–3	6.04	1.42 + 1	5.41 + 2	2.30 + 2
1.0–2	7.70	1.83 + 1	4.24 + 2	1.79 + 2
2.0–2	1.02 + 1	2.38 + 1	3.20 + 2	1.37 + 2
5.0–2	1.73 + 1	3.85 + 1	1.89 + 2	8.49 + 1
1.0–1	2.72 + 1	5.98 + 1	1.20 + 2	5.46 + 1
2.0–1	4.24 + 1	9.90 + 1	7.71 + 1	3.30 + 1
5.0–1	7.50 + 1	1.88 + 2	4.36 + 1	1.74 + 1
1.0	1.16 + 2	2.82 + 2	2.82 + 1	1.16 + 1
1.2	1.30 + 2	3.10 + 2	2.51 + 1	1.05 + 1
2.0	1.78 + 2	3.83 + 2	1.84 + 1	8.53
3.0	2.20 + 2	4.32 + 2	1.49 + 1	7.56
4.0	2.50 + 2	4.58 + 2	1.31 + 1	7.13
5.0	2.72 + 2	4.74 + 2	1.20 + 1	6.89
6.0	2.82 + 2	4.83 + 2	1.16 + 1	6.76
7.0	2.90 + 2	4.90 + 2	1.13 + 1	6.67
8.0	2.97 + 2	4.94 + 2	1.10 + 1	6.61
10	3.09 + 2	4.99 + 2	1.06 + 1	6.55
14	3.33 + 2	4.96 + 2	9.81	6.59
20	3.43 + 2	4.80 + 2	9.52	6.81

**Примечание.** ИЗО — изотропное ( $4\pi$ ) поле излучения; ПЗ — облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

**Пример 5.6.** Плотность потока узкого моноэнергетического пучка быстрых нейтронов ( $E_n = 14$  МэВ) равна  $j_0 = 2 \cdot 10^6$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ . Какова должна быть толщина защитного экрана из воды, чтобы ослабить плотность потока до допустимого значения?



*Решение.* Согласно соотношению (5.28),  $\Phi_{\text{пл}} = \Phi_0 e^{-\Sigma_{\text{H}_2\text{O}} d}$ . Следовательно,  $d = \frac{\ln \frac{\Phi_0}{\Phi_{\text{пл}}}}{\Sigma_{\text{H}_2\text{O}}}$ .

Исходные данные:  $j_{\text{пл}} = 6,59$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$  (табл. 5.14);  $s_{\text{H}} = 6,9 \cdot 10^{-25} \text{ см}^2$  (микроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с ядрами водорода);  $s_{\text{O}} = 1,5 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$  (микроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с ядрами кислорода);

$$\Sigma_{\text{H}_2\text{O}} = \sigma_{\text{H}} n_{\text{H}} + \sigma_{\text{O}} n_{\text{O}} = \frac{6,9 \cdot 10^{-25} \cdot 2 \cdot 1 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{18} + \frac{1,5 \cdot 10^{-24} \cdot 1 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{18} = 9,6 \cdot 10^{-2} \text{ см}$$

Толщина экрана из воды равна

$$d = \frac{\ln \frac{2 \cdot 10^6}{6,59}}{9,6 \cdot 10^{-2}} = 126,23 \text{ см}$$

**Пример 5.7.** Определить толщину водной защиты от Po—Be-источника с потоком нейтронов  $I_0 = 2 \cdot 10^7$  нейтр./с, при которой можно безопасно работать на расстоянии 1 м от источника.

*Решение.* На основании соотношения (5.34) можно записать  $\Phi_{\text{пл}} = \frac{I_0 f e^{-d/L}}{4\pi R^2}$ .

Принимаем среднюю энергию нейтронов, испускаемых Po—Be-источником, равной  $\bar{E} = 4,5$  МэВ. Находим для этой энергии предельно допустимую плотность потока нейтронов  $j_{\text{пл}} = 12,6$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$  (табл. 5.14);  $I_0 = 2 \cdot 10^7$  нейтр./с;  $f = 5$  (табл. 5.13);  $L = 10,3$  см (табл. 5.11);  $R = 100$  см.

Необходимая толщина слоя воды определяется из соотношения:

$$d = L \ln \frac{I_0 f}{4\pi R^2 \Phi_{\text{пл}}} = 10,3 \ln \frac{2 \cdot 10^7 \cdot 5}{4 \cdot 3,14 \cdot 10^4 \cdot 12,6} = 42,7 \text{ см}$$

**Пример 5.8.** Какую эффективную дозу получает персонал за 6 часов, если измеренная плотность потока нейтронов ( $E_n = 14$  МэВ) на рабочем месте составляет  $j = 5$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ ? Поле излучения изотропное.

*Решение.* Флюенс нейтронов на рабочем месте за время  $t = 6 \text{ ч} = 2,16 \cdot 10^4$  с равен  $\Phi = j t = 1,08 \cdot 10^5$  нейтр./ $\text{см}^2$ . Из табл. 5.14 находим, что эффективная доза на единичный флюенс для

изотропного поля излучения нейтронов составляет  $\frac{E}{\Phi} = 3,33 \cdot 10^{-10} \text{ Зв} \cdot \text{см}^2$ . Следовательно, в течение рабочего дня персонал получит эффективную дозу  $E = 3,33 \cdot 10^{-10} \cdot 1,08 \cdot 10^5 = 3,6 \cdot 10^{-5} \text{ Зв}$ .

Точный расчет толстостенной защиты от быстрых нейтронов требует сложных вычислений. На практике широкое распространение получил полуэмпирический метод «сечения выведения», с помощью которого можно определить ослабление быстрых нейтронов тяжелыми материалами, вводимыми в водородсодержащую защиту. Все процессы, приводящие к поглощению нейтронов,

учитываются в сечении выведения: упругое и неупругое рассеяние, а также поглощение нейтронов. Сечение выведения определяется расчетным или экспериментальным путем.

Для оценки сечения выведения  $\Sigma_{\text{выв}}$  можно воспользоваться приближенной формулой

$$\Sigma_{\text{выв}} = \Sigma_{\text{полн}} - \Sigma_{\text{расс}} \overline{\cos \theta}, \quad (5.36)$$

где  $\dot{a}_{\text{полн}}$  — полное сечение;  $\dot{a}_{\text{расс}}$  — сечение упругого рассеяния нейтронов;  $\overline{\cos \theta}$  — средний косинус угла рассеяния нейтронов.

Экспериментально найдено, что для нейтронов с энергией 8 МэВ  $\dot{a}_{\text{выв}} \approx (0,6 \div 0,7) \dot{a}_{\text{полн}}$ . При изотропном рассеянии нейтронов в среде  $\dot{a}_{\text{выв}} = \dot{a}_{\text{полн}}$ .

В зависимости от способа введения вещества в защиту различают сечения выведения для гетерогенных сред (слой вещества вводится в водородсодержащую среду вблизи источника) и сечения выведения для гомогенных сред (вещество равномерно распределяется в водородсодержащем материале). Сечения выведения, измеренные в гомогенных средах (табл. 5.15), могут быть использованы для расчета мощности дозы нейтронов в гетерогенных средах. Различие в сечениях для всех элементов не более 5–10 %.

Таблица 5.15

Сечение выведения для гомогенных сред ( $E > 1$  МэВ) [1]

Материал	$\sigma_{\text{выв}}, 10^{-24} \text{ см}^2$	Материал	$\sigma_{\text{выв}}, 10^{-24} \text{ см}^2$
Be	0,9	Ti	$1,70 \pm 0,05$
C	$0,72 \pm 0,05$	Fe	$1,90 \pm 0,10$
H	$1,00 \pm 0,05$	Zr	$2,37 \pm 0,05$
Li	$0,90 \pm 0,05$	Pb	$3,60 \pm 0,20$
O	$0,87 \pm 0,05$		

Закон ослабления мощности дозы нейтронов в гетерогенной среде можно записать следующим образом:

$$\dot{D}(R, d) = \dot{D}_{\text{H}}(R - d) e^{-\Sigma_{\text{выв}} d}, \quad (5.37)$$

где  $\dot{D}(R, d)$  — мощность дозы быстрых нейтронов на расстоянии  $R$  от источника нейтронов при наличии пластины из тяжелого материала толщиной  $d$ ;  $\dot{D}_{\text{H}}(R - d)$  — мощность дозы быстрых нейтронов в чистом водородсодержащем материале толщиной  $(R - d)$  в отсутствие пластины;  $\Sigma_{\text{выв}}$  — сечение выведения для тяжелого материала толщиной  $d$ .

Если известна плотность потока, падающего на защиту толщиной  $d$ , от плоского мононаправленного источника нейтронов  $j_0$ , то плотность потока нейтронов на расстоянии  $R$  от источника нейтронов будет равна

$$\varphi(R) = \varphi_0 e^{-\Sigma_{\text{H}_2\text{O}}(R-d)} e^{-\Sigma_{\text{выв}} d}, \quad (5.38)$$

где  $\Sigma_{\text{H}_2\text{O}}$  — макроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с водой.

Закон ослабления мощности дозы нейтронов гомогенной смесью водорода с тяжелыми компонентами при массовой доле водорода в смеси не менее 0,3 % можно записать в виде

$$\dot{D}(R) = \dot{D}_{\text{H}}(R) e^{-\sum_{i=1}^n \sigma_{\text{выб},i} n_i R}, \quad (5.39)$$

где  $\dot{D}(R)$  — мощность дозы нейтронов на расстоянии  $R$  от источника в гомогенной смеси;  $\dot{D}_{\text{H}}(R)$  — мощность дозы нейтронов на расстоянии  $R$  от источника в чистом водороде;  $\sigma_{\text{выб},i}$  — микроскопическое сечение выведения  $i$ -го компонента;  $n_i$  — число ядер  $i$ -го компонента в единице объема смеси;  $R$  — расстояние между источником нейтронов и точкой, в которой измеряется мощность дозы.

Для гомогенных сред плотность потока нейтронов на расстоянии  $R$  от плоского мононаправленного источника нейтронов равна

$$\varphi(R) = \varphi_0 e^{-(\sigma_{\text{H}_2\text{O}} n_{\text{H}_2\text{O}} + \sigma_{\text{тяжел}} n) R}, \quad (5.40)$$

где  $\sigma_{\text{H}_2\text{O}}$  и  $\sigma_{\text{тяжел}}$  — микроскопические сечения взаимодействия нейтронов с водой и тяжелым компонентом соответственно;  $n_{\text{H}_2\text{O}}$  и  $n$  — количество молекул воды и тяжелого компонента в единице объема смеси.

**Пример 5.9.** Плотность потока плоскопараллельного пучка быстрых нейтронов равна  $j_0 = 10^{12}$  нейтр./см<sup>2</sup>·с). Определить плотность потока за защитой, состоящей из 20 см стали и 160 см воды. Длина релаксации нейтронов в воде и микроскопическое сечение выведения нейтронов для стали соответственно равны:  $L_{\text{H}_2\text{O}} = 10$  см,  $\sigma_{\text{выб}}^{\text{Fe}} = 2 \times 10^{-24}$  см<sup>2</sup>.

*Решение.* Плотность потока нейтронов за защитой определяем из соотношения

$$\varphi(R) = \varphi_0 e^{-(R-d)/L_{\text{H}_2\text{O}}} e^{-\sum_{\text{сталь}}^{\text{Fe}} \cdot d}$$

Здесь  $R = 180$  см;  $d = 20$  см;  $R-d = 160$  см;

$$\sum_{\text{сталь}}^{\text{Fe}} = \frac{\sigma_{\text{выб}}^{\text{Fe}} \rho_{\text{Fe}} N_A}{M_{\text{Fe}}} = \frac{2 \cdot 10^{-24} \cdot 7,85 \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}{55,8} = 0,17 \text{ см}^{-1}.$$

Плотность потока нейтронов за защитой равна  $j(R) = 10^{12} \cdot e^{-160/10} \cdot e^{-0,17 \cdot 20} \approx 4 \cdot 10^3$  нейтр./см<sup>2</sup>·с).

**Пример 5.10.** Поток быстрых нейтронов от точечного изотропного источника равен  $I_0 = 10^{11}$  нейтр./с. Определить плотность потока нейтронов за защитой, состоящей из 15 см свинца и 100 см воды. Длина релаксации нейтронов в воде и микроскопическое сечение выведения нейтронов для свинца соответственно равны:  $L_{\text{H}_2\text{O}} = 10$  см;  $\sigma_{\text{выб}}^{\text{Pb}} = 3,54 \cdot 10^{-24}$  см<sup>2</sup>;

*Решение.* Плотность потока нейтронов за защитой на расстоянии  $R$  равна

$$\varphi(R) = \frac{I_0 e^{-(R-d)/L_{\text{H}_2\text{O}}} e^{-\sum_{\text{свинец}}^{\text{Pb}} \cdot d}}{4\pi R^2}.$$

Исходные данные:  $R = 115$  см;  $d = 15$  см;  $R - d = 100$  см;

$$\Sigma_{\text{ввв}}^{\text{Pb}} = \frac{\sigma_{\text{ввв}}^{\text{Pb}} \rho_{\text{Pb}} N_A}{M_{\text{Pb}}} = \frac{3,54 \cdot 10^{-24} \cdot 11,3 \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}{207} = 0,116 \text{ см}^{-1}.$$

Следовательно,

$$\varphi = \frac{10^{11} e^{-100/10} e^{-0,116 \cdot 15}}{4 \cdot 3,14 \cdot 115^2} = 4,8 \text{ нейтр./}(\text{см}^2 \cdot \text{с}).$$

## Литература

1. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995.
2. Гусев Н.Г. Справочник по радиоактивным излучениям и защите. М.: Медгиз, 1956.
3. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений / Под ред. Н.Г. Гусева. Т. 1. Физические основы защиты. М.: Энергоатомиздат, 1989; Т. 2. Защита от излучений ядерно-технических установок. М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: Учебник для вузов / Под ред. Е.Л. Столяровой. М.: Энергоатомиздат, 1986. 464 с.
5. Сторм Э., Исраэль Х. Сечения взаимодействия гамма-излучения (для энергий 0,001–100 МэВ и элементов с 1 по 100): Справочник. М.: Атомиздат, 1973. 256 с.
6. Кималъ Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1972. 312 с.
7. Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода: Учеб. пособие для ун-тов / В.Б. Лукьянов, С.С. Бердоносков, И.О. Богатырев и др. / Под ред. В.Б. Лукьянова. 3-е изд., перераб. и доп. М.: Высш. шк., 1985. 287 с.
8. Rester D.H., Dance W.E. // J. of Appl. Phys. 1970. V. 41, N 6. P. 2682.
9. Тормозная способность электронов и позитронов: Доклад 37 МКРЕ / Пер. с англ.; Под ред. И.Б. Кеирим-Маркуса. М.: Энергоатомиздат, 1987.
10. Wyard S.J. // Nucleonics. 1955. V. 13, № 7. P. 44.
11. Curves and tables of neutron cross sections. JAERI-M, 1990; JAERI-M, 1992.
12. Нормы радиационной безопасности (НРБ–99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1.758–99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.

## ПРИЛОЖЕНИЕ I

# Ядерно-физические и дозиметрические характеристики радионуклидов

В табл. ПI приведены основные ядерно-физические и дозиметрические константы и характеристики, по которым можно оценить степень опасности того или иного радионуклида, определить условия работы с ним, рассчитать параметры защиты.

Одной из важных характеристик, позволяющей рассчитать экспозиционную дозу от источника излучения, является  $\gamma$ -постоянная.

$\gamma$ -Постоянная  $K_\gamma$  — характеристика радионуклида — численно равна мощности экспозиционной дозы  $\dot{X}$ , создаваемой фотонами всех спектральных линий точечного изотропного  $\gamma$ -источника единичной активностью  $A$  на единичном расстоянии  $r$  без начальной фильтрации, т. е.

$$\dot{X} = K_\gamma \frac{A}{r^2}, \quad (1\text{П})$$

отсюда

$$K_\gamma = \dot{X} \frac{r^2}{A}. \quad (2\text{П})$$

В системе СИ  $\gamma$ -постоянную  $K_\gamma$  выражают в единицах  $\text{аГр} \cdot \text{м}^2/(\text{с} \cdot \text{Бк})$ , при этом, если  $E_\gamma$  берется в МэВ,  $r$  — в м, а активность — в Бк, то  $\gamma$ -постоянная — мощность поглощенной дозы в воздухе, создаваемой  $\gamma$ -излучением точечного изотропного радионуклидного источника активностью 1 Бк на расстоянии  $r = 1$  м от него:

$$\begin{aligned} K_{\gamma\text{СИ}} &= \frac{\sum_{i=1}^m E_{\gamma_i} n_i (\mu_{\text{ен}})_m}{4\pi \cdot 1} \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot 10^{18} = \\ &= 12732 \sum_{i=1}^m E_{\gamma_i} n_i (\mu_{\text{ен}})_m = \sum_{i=1}^m K_{\gamma_i}. \end{aligned} \quad (3\text{П})$$

Здесь  $1,6 \cdot 10^{-13}$  — коэффициент перевода 1 МэВ в джоули, Дж/МэВ;  $(\mu_{\text{ен}})_m$  — массовый коэффициент поглощения энергии,  $\text{м}^2/\text{кг}$ ;  $10^{18}$  — коэффициент пересчета 1 Гр в аттогреи;  $K_{\gamma_i}$  — дифференциальная  $\gamma$ -постоянная.

$\gamma$ -Постоянная во внесистемных единицах [ $\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{ч} \cdot \text{мКи})$ ] — это мощность экспозиционной дозы,  $\text{Р}/\text{ч}$ , создаваемой  $\gamma$ -излучением точечного изотропного радионуклидного источника активностью 1 мКи на расстоянии  $r = 1$  см от него фотонами, описываемая выражением

$$K_{\gamma} = \frac{3,7 \cdot 10^7 \sum_{i=1}^m E_{\gamma} n_i (\mu_{en})_m \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3600}{4\pi \cdot 87,7} =$$

$$= 193,4 \sum_{i=1}^m E_{\gamma} n_i (\mu_{en})_m = \sum_{i=1}^m K_{\gamma i}, \quad (4\Pi)$$

где  $3,7 \cdot 10^7$  — коэффициент перевода мКи в Бк;  $1,6 \cdot 10^{-6}$  — коэффициент перевода 1 МэВ в эрг, эрг/МэВ;  $(\mu_{en})_m$  — массовый коэффициент поглощения энергии,  $\text{см}^2/\text{г}$ .

Из соотношений (3\Pi) и (4\Pi) определяется связь между  $\gamma$ -постоянными:

$$K_{\gamma \text{СИ}} \left( \frac{\text{аГр} \cdot \text{М}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}} \right) = 6,555 K_{\gamma} \left( \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}} \right). \quad (5\Pi)$$

$\gamma$ -Постоянную радионуклида с известным  $\gamma$ -спектром можно рассчитать с помощью уравнения (4\Pi) и эмпирического соотношения

$$K_{\gamma i} = -0,703436 E_{\gamma i}^2 + 6,09633 E_{\gamma i} - 0,0386254 \quad (6\Pi)$$

или воспользовавшись рис. А, на котором приведена зависимость дифференциальной  $\gamma$ -постоянной от энергии  $\gamma$ -линии.

Фотоны с энергией меньше 30 кэВ незначительны для  $\gamma$ -постоянной из-за значительного поглощения излучения в материале источника.

*Пояснения к таблице П1.* В **первой** колонке приведено обозначение ядра-мишени. Изомерное (метастабильное) состояние нуклида отмечено значком *m* или  $\gamma$ , например,  $^{254m}\text{Es}$  и  $^{254}\gamma\text{Es}$ .

Во **второй** колонке используются обозначения:

$^{+b}$  — бета-плюс-распад;  $^{-b}$  — бета-минус-распад;

e — e-захват (K-захват); a — альфа-распад;

ИП — изомерный переход; СД — спонтанное деление.

В **четвертой** и **пятой** колонках даны значения энергий корпускулярного и  $\gamma$ -излучений. В круглых скобках указана абсолютная интенсивность в процентах (число частиц или  $\gamma$ -квантов на 100 распадов). При наличии одной или более компонент интенсивностью свыше 5 % компоненты с меньшей интенсивностью не указываются. В остальных случаях приводятся компоненты и меньшей интенсивности.

Для  $\beta$ -частиц дается максимальная энергия.

При e-захвате иногда  $\gamma$ -излучение отсутствует, в этом случае приводится наиболее интенсивная линия характеристического излучения, помеченная как **КХ**.

Если наблюдаются  $^{+}\beta$ -переходы, то приведена интенсивность аннигиляционного  $\gamma$ -излучения с энергией 0,511 МэВ (511±).

В шестой и седьмой колонках приведены значения минимально значимых удельной активности (МЗУА) и активности в помещении или на рабочем месте (МЗА) соответственно (Приложение П-4 [16]). В соответствии с п.1.8 ОСПОРБ–99, если удельная активность радионуклида меньше МЗУА или активность радионуклида в открытом источнике меньше МЗА, или сумма отношений активностей отдельных радионуклидов к их табличным значениям меньше 1 (а в организации: общая активность радионуклидов в открытых источниках излучения не превышает более чем в 10 раз МЗА или сумму отношений активностей разных радионуклидов к их табличным значениям), то не требуется специального разрешения (лицензии) на работу с источниками излучения.

В зависимости от минимально значимой суммарной активности МЗА радионуклиды делятся на 4 группы радиационной опасности:

А	$1 \cdot 10^3$ Бк;
Б	$1 \cdot 10^4 - 1 \cdot 10^5$ Бк;
В	$1 \cdot 10^6 - 1 \cdot 10^7$ Бк;
Г	$1 \cdot 10^8 - 1 \cdot 10^9$ Бк, а также $^{83m}\text{Kr}$ , $^{85m}\text{Kr}$ и $^{135m}\text{Xe}$ .

Значения МЗУА и МЗА, помеченные двойной звездочкой, приведены в условиях их равновесия с дочерними радионуклидами, перечень которых представлен ниже

$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ ;	$^{93}\text{Zr} - ^{93m}\text{Nb}$ ;	$^{97}\text{Zr} - ^{97}\text{Nb}$ ;
$^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$ ;	$^{137}\text{Cs} - ^{137m}\text{Ba}$ ;	$^{140}\text{Ba} - ^{140}\text{La}$ ;
$^{144}\text{Ce} - ^{144}\text{Pr}$ ;	$^{210}\text{Pb} - ^{210}\text{Bi}, ^{210}\text{Po}$ ;	
$^{212}\text{Pb} - ^{212}\text{Bi}, ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		
$^{212}\text{Bi} - ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		$^{220}\text{Rn} - ^{216}\text{Po}$ ;
$^{222}\text{Rn} - ^{218}\text{Po}, ^{214}\text{Pb}, ^{214}\text{Bi}, ^{214}\text{Po}$ ;		
$^{223}\text{Ra} - ^{219}\text{Rn}, ^{215}\text{Po}, ^{211}\text{Pb}, ^{211}\text{Bi}, ^{207}\text{Tl}$ ;		
$^{224}\text{Ra} - ^{220}\text{Rn}, ^{216}\text{Po}, ^{212}\text{Pb}, ^{212}\text{Bi}, ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		
$^{226}\text{Ra} - ^{222}\text{Rn}, ^{218}\text{Po}, ^{214}\text{Pb}, ^{214}\text{Bi}, ^{214}\text{Po}, ^{210}\text{Pb}, ^{210}\text{Bi}, ^{210}\text{Po}$ ;		
$^{228}\text{Ra} - ^{228}\text{Ac}$ ;	$^{226}\text{Th} - ^{222}\text{Ra}, ^{218}\text{Rn}, ^{214}\text{Po}$ ;	
$^{228}\text{Th} - ^{224}\text{Ra}, ^{220}\text{Rn}, ^{216}\text{Po}, ^{212}\text{Pb}, ^{212}\text{Bi}, ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		
$^{229}\text{Th} - ^{225}\text{Ra}, ^{225}\text{Ac}, ^{221}\text{Fr}, ^{217}\text{At}, ^{213}\text{Bi}, ^{213}\text{Po}, ^{209}\text{Pb}$ ;		
<b>Th-природный</b> — $^{228}\text{Ra}, ^{228}\text{Ac}, ^{228}\text{Th}, ^{224}\text{Ra}, ^{220}\text{Rn}, ^{216}\text{Po}, ^{212}\text{Pb}, ^{212}\text{Bi}, ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		
$^{234}\text{Th} - ^{234m}\text{Pa}, ^{230}\text{U} - ^{226}\text{Th}, ^{222}\text{Ra}, ^{218}\text{Rn}, ^{214}\text{Po}$ ;		
$^{232}\text{U} - ^{228}\text{Th}, ^{224}\text{Ra}, ^{220}\text{Rn}, ^{216}\text{Po}, ^{212}\text{Pb}, ^{212}\text{Bi}, ^{208}\text{Tl} (0,36), ^{212}\text{Po} (0,64)$ ;		
$^{235}\text{U} - ^{231}\text{Th}, ^{238}\text{U} - ^{234}\text{Th}, ^{234m}\text{Pa}$ ;		
<b>U-природный</b> — $^{234}\text{Th}, ^{234m}\text{Pa}, ^{234}\text{U}, ^{230}\text{Th}, ^{226}\text{Ra}, ^{222}\text{Rn}, ^{218}\text{Po}, ^{214}\text{Pb}, ^{214}\text{Bi}, ^{214}\text{Po}, ^{210}\text{Pb}, ^{210}\text{Bi}, ^{210}\text{Po}$ ;		
$^{240}\text{U} - ^{240m}\text{Np}$ ;	$^{237}\text{Np} - ^{233}\text{Pa}$ ;	$^{242m}\text{Am} - ^{242}\text{Am}$ ;
	$^{243}\text{Am} - ^{239}\text{Np}$ .	

В **восьмой** и **девятой** колонках приведены величины  $\gamma$ -постоянной  $K_\gamma$  в единицах системы СИ и во внесистемных единицах, соответственно. Величины без ссылок в колонке восемь получены с помощью соотношения (5П1).

Значения  $\gamma$ -постоянной, помеченные двойной звездочкой, приведены в условиях их равновесия с дочерними радионуклидами, список которых приводится ниже

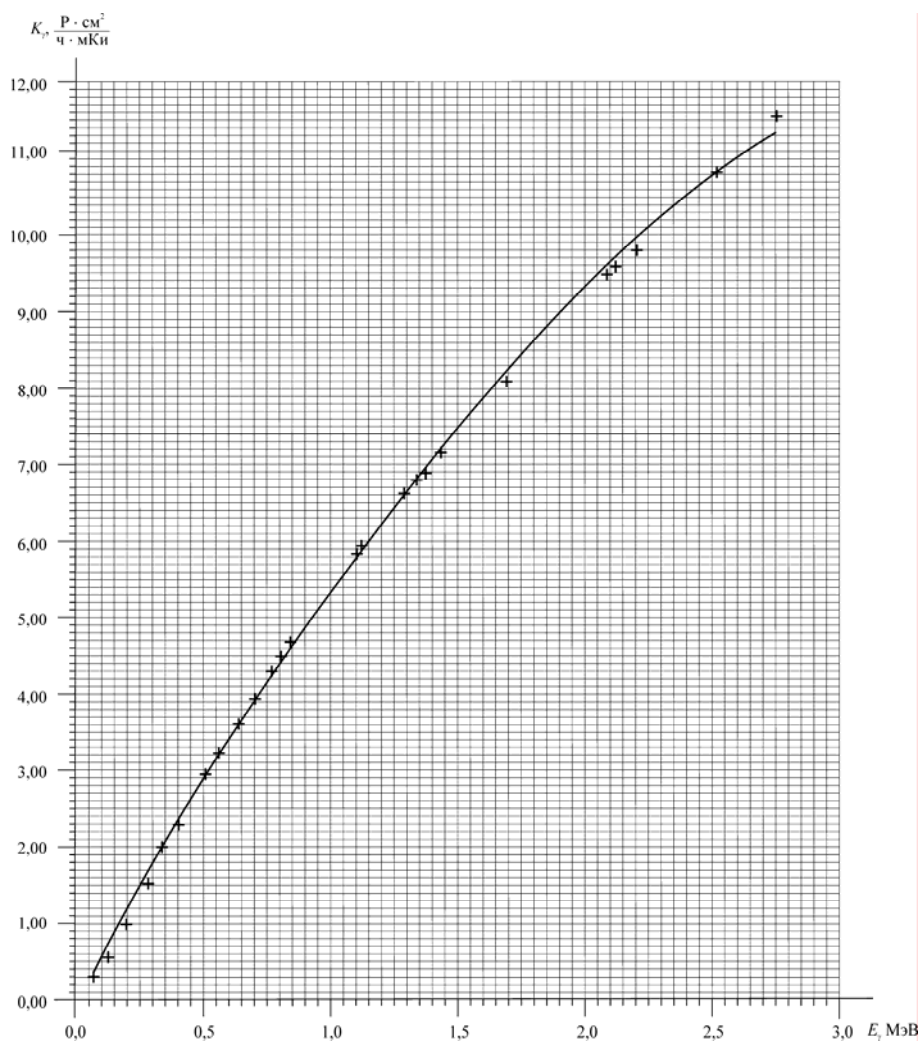
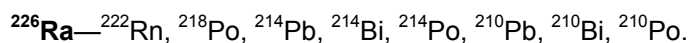
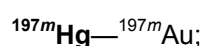
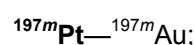
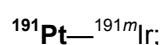
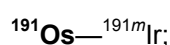
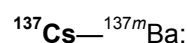
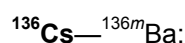
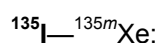
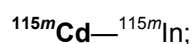
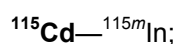
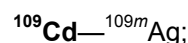
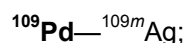
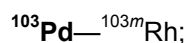
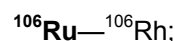
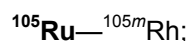
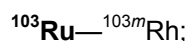
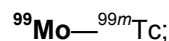
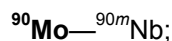
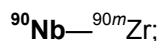
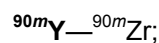
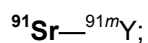
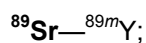
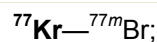
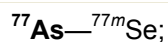
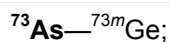


Рис. А. Зависимость  $\gamma$ -постоянной ( $K_{\gamma i}$ ) от энергии  $\gamma$ -квантов ( $E_{\gamma i}$ )



## Ядерно-физические и дозиметрические характеристики радионуклидов

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot \text{Бк}}$	$\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{МКи}}$
1	2	3	4	5	6	7	8	9
${}^3_1\text{H}$	- β	12,32 г. [15]	0,0186 (100) [15]	—	$1 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^9$	—	—
${}^7_4\text{Be}$	Е	53,22 сут.	—	0,478 (10,3) [11]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	1,861 [3]	0,284 [3]
${}^{10}_4\text{Be}$	- β	$1,51 \cdot 10^6$ лет [15]	0,556 (100) [15]	—	—	—	—	—
${}^{11}_4\text{Be}$	- β	13,81 с	11,5 (61); 5,3 (29) [10]	7,987 (1,7); 2,138 (30) [11]	—	—	35,01	5,341 [11]
${}^{14}_6\text{C}$	- β	5700 лет [15]	0,156 (100) [10, 15]	—	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	—	—
${}^{13}_7\text{N}$	Е, +β	9,965 мин [15]	1,198 (99,8) [15]	0,511± (≤199,6) [15]	—	—	38,500 [3]	5,879 [3]
${}^{16}_7\text{N}$	- β	7,13 с [15]	10,418 (28); 4,289 (66,2); 3,302 (4,8) [15]	6,128 (67); 7,15 (4,9); 2,742 (0,82) [15]	—	—	95,95 [3]	14,64 [3]
${}^{17}_7\text{N}$	- β	4,173 с [15]	7,809 (3); 4,126 (38); 3,301 (50,1); 2,741 (6,9) [15]	0,871 (3,3) [15]	—	—	1,284 [3]	0,196 [3]
${}^{15}_8\text{O}$	+β, Е (0,1)	122,23 с [15]	1,732 (99,9) [15]	0,511± (≤ 199,8) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$	38,63[3]	5,884 [3]
${}^{19}_8\text{O}$	- β	26,88 с [15]	3,265 (54,4); 4,622 (45,4) [15]	1,553 (1,39); 1,444 (2,64); 1,356 (50,4); 0,197 (95,9); 0,110 (2,5) [15]	—	—	33,68 [3]	5,14 [3]
${}^{17}_9\text{F}$	Е, +β (99,84)	64,49 с [15]	1,739 (99,85) [15]	0,511± (≤ 199,7) [15]	—	—	38,60 [3]	5,890 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход, %)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot \text{Бк}}$	$\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$
$^{18}_9\text{F}$	+β, E (3)	109,77 мин [15]	0,634 (96,73) [15]	0,511± (≤ 193,5) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	37,29 [3]	5,696 [3]
$^{22}_{11}\text{Na}$	+β, E (9)	2,6019 лет [15]	0,545 (90,5) [15]	1,274 (99,94); 0,511± (≤ 181,1) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	77,67 [3]	11,851 [3]
$^{24}_{11}\text{Na}$	- β	14,959 ч [15]	1,39 (99,94) [15]	2,754 (99,9); 1,369 (100) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	118,8 [3]	18,138 [3]
$^{27}_{12}\text{Mg}$	- β	9,458 мин [15]	1,596 (29); 1,767 (71) [15]	1,014 (28); 0,844 (71,8) [15]	—	—	32,03 [3]	4,888 [3]
$^{28}_{12}\text{Mg}$	- β	20,915 ч [15]	0,459 (95); 0,212 (5) [15]	0,0306 (66); 0,401 (36,6); 0,941 (38,3); 1,342 (52,6); 1,373 (4,7); 1,589 (4,2) [8, 15]	—	—	51,14 [3]	7,808 [3]
$^{26}_{13}\text{Al}$	+β, E	7,17*105 лет [15]	1,173 (81,7) [15]	0,511± (≤ 163,4); 1,13 (2,5); 1,809 (99,8) [8, 15]	—	—	88,05 [3]	13,436 [3]
$^{28}_{13}\text{Al}$	- β	2,241 мин [15]	2,863 (99,99) [15]	1,779 (100) [11, 15]	—	—	54,68	8,349 [11]
$^{31}_{14}\text{Si}$	- β	157,3 мин [15]	1,490 (99,93); 0,224 (0,07) [15]	1,266 (0,07) [3, 15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	0,030 [3]	4,55*10 <sup>-3</sup> [3]
$^{32}_{14}\text{Si}$	- β	132 г. [15]	0,224 (100) [15]	—	—	—	—	—
$^{32}_{15}\text{P}$	- β	14,262 сут. [2, 15]	1,710 (100) [15]	—	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>5</sup>	—	—
$^{33}_{15}\text{P}$	- β	25,34 сут. [12, 15]	0,248 (100) [8, 15]	—	1*10 <sup>5</sup>	1*10 <sup>8</sup>	—	—
$^{38}_{16}\text{S}$	- β	170,3 мин [15]	0,935 (83); 1,191 (2,37); 2,937 (13) [15]	2,751 (1,4); 1,942 (83); 1,746 (2,4) [15]	—	—	86,19 [3]	13,152 [3]
$^{36}_{17}\text{Cl}$	- β, +β, E	3,01*105 лет [12, 15]	- b : 0,709 (98,16); +b : 0,120 (1,4*10 <sup>-2</sup> ) [15]	0,511± (2,97*10 <sup>-2</sup> )	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>6</sup>	6,4*10 <sup>-4</sup>	9,72*10 <sup>-5</sup> [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход, %)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{38}_{17}Cl$	- β	37,24 мин [15]	1,106 (31,9); 2,749 (10,5); 4,916 (57,6) [15]	2,167 (42,4); 1,643 (31,9) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	44,62	6,808 [11]
$^{37}_{18}Ar$	Е	35,04 сут. [12, 15]	—	—	$1 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^8$	—	—
$^{39}_{18}Ar$	- β	269 лет [2, 15]	0,565 (100) [15]	—	—	—	—	—
$^{41}_{18}Ar$	- β	109,61 мин [15]	1,198 (99,2) [15]	1,294 (99,1) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$	48,86 [3]	6,544 [3]
$^{40}_{19}K$	- β, Е	1,265*109 лет [15]	1,311 (89,1) [15]	1,461 (10,7) [3, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	5,07 [3]	0,774 [3]
$^{42}_{19}K$	- β	12,360 ч [12, 15]	3,525 (81,9); 2,001 (17,64) [15]	1,524 (18,1) [15]; 0,313 (0,33) [3]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	8,861 [3]	1,352 [3]
$^{43}_{19}K$	- β	22,3 ч [15]	1,815 (1,5); 1,442 (0,9); 1,222 (4,1); 0,825 (90,9); 0,421 (2,6) [15]	0,618 (79,2); 0,593 (11,3); 0,397 (11,8); 0,373 (86,8); 0,221 (4,8) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	33,915 [3]	5,179 [3]
$^{45}_{20}Ca$	- β	162,61 сут. [15]	0,257 (100) [3, 15]	—	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	—	—
$^{47}_{20}Ca$	- β	4,536 сут. [15]	1,992 (19); 0,695 (81) [15]	1,297 (71); 0,808 (6,2); 0,489 (6,2) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	35,84 [3]	5,469 [3]
$^{49}_{20}Ca$	- β	8,718 мин [3, 15]	1,190 (7); 2,178 (91,5) [15]	4,072 (7); 3,08 (92,1) [15, 20]	—	—	81,11 [3]	12,37 [3]
$^{46}_{21}Sc$	- β	83,79 сут. [5, 15]	0,357 (100) [15]	1,120 (99,99); 0,889 (99,98) [5, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	70,57 [3]	10,768 [3]
$^{47}_{21}Sc$	- β	3,3492 сут. [15]	0,600 (31,6); 0,441 (68,4) [15]	0,159 (68,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	3,540	0,540 [11]
$^{48}_{21}Sc$	- β	43,67 ч [15]	0,661 (90); 0,485 (10,0) [15]	1,312 (100); 1,038 (97,6); 0,984 (100); 0,175 (7,5) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	115,6	17,643 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
<sup>44</sup> <sub>22</sub> Ti	Е	60,0 лет [15]	—	0,078 (96,4); 0,068 (93) [15]	—	—	4,253 [3]	0,649 [3]
<sup>45</sup> <sub>22</sub> Ti	+β, Е	184,4 мин [15]	1,040 (84,8) [15]	0,511± (≤ 169,66) [15]	—	—	33,30 [3]	5,082 [3]
<sup>51</sup> <sub>22</sub> Ti	- β	5,76 мин [12, 15]	1,542 (8,1); 2,150 (91,9) [15]	0,929 (6,9); 0,320 (93,1) [15]	—	—	12,98	1,980 [11]
<sup>48</sup> <sub>23</sub> V	+β (50,3), Е	15,974 сут. [15]	0,695 (49,9); 2,007 (0,4) [15]	0,511± (≤ 100,6); 1,312 (97,5); 0,984 (100); 2,240 (2,4); 0,944 (7,8) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	101,5 [3]	15,498 [3]
<sup>51</sup> <sub>24</sub> Cr	Е	27,7025 сут. [15]	—	0,320 (9,92) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	1,690 [3]	0,258 [3]
<sup>51</sup> <sub>25</sub> Mn	+β, Е	46,2 мин [15]	2,186 (96,9) [15]	0,511± (≤ 194,2); 0,749 (0,265) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	37,30	5,691 [11]
<sup>52</sup> <sub>25</sub> Mn	+β, Е	5,591 сут. [15]	0,576 (29,6) [15]	1,434 (100); 1,334 (5,1); 0,935 (94,5); 0,744 (90); 0,511± (≤ 59,2) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	117,7[3]	17,970 [3]
<sup>52m</sup> <sub>25</sub> Mn	+β (98,2), Е, ИП (1,75)	21,1 мин [15]	2,633 (98) [15]	1,434 (99,8); 0,511± (≤ 196,5); 0,378 (1,68) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	84,47	12,886 [11]
<sup>53</sup> <sub>25</sub> Mn	Е	3,74× 106 лет [12, 15]	—	—	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>9</sup>	—	—
<sup>54</sup> <sub>25</sub> Mn	Е, -β	312,12 сут. [15]	0,697 (7*10-5) [15]	0,835 (99,98) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	30,24 [3]	4,614 [3]
<sup>56</sup> <sub>25</sub> Mn	- β	2,5789 ч [12,15]	2,849 (56,3); 1,038 (27,9); 0,736 (14,6) [15]	2,113 (14,3); 1,811 (27,2); 0,847 (98,9) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	55,49 [3]	8,468 [3]
<sup>52</sup> <sub>26</sub> Fe	+β, Е	8,275 ч [15]	0,804 (55,49) [15]	0,511± (≤ 110,98); 0,169 (99) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	28,95	4,417 [11]
<sup>55</sup> <sub>26</sub> Fe	Е	2,737 г. [12]	—	KX: 0,0059 (16,6)	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>6</sup>	—	—

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
$^{59}_{26}Fe$	- β	44,495 сут. [15]	0,466 (53,1); 0,273 (45,3) [15]	1,292 (43,2); 1,099 (56,5); 0,192 (3,08) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	40,48 [3]	6,177 [3]
$^{55}_{27}Co$	+β (76), E	17,53 ч [15]	1,02 (25,6); 1,112 (4,26); 1,498 (46) [15]	0,511± (≤ 151,8); 1,408 (16,9); 1,317 (7,1); 0,931 (75); 0,477 (20,2) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	72,38 [3]	11,045 [3]
$^{56}_{27}Co$	+β (19), E	77,233 сут. [15]	1,459 (18,1) [15]	0,511± (≤ 38); 3,253 (8,1); 2,598 (17,3); 1,771 (15,5); 2,034(7,9); 1,238 (66,9); 1,037 (14,2); 0,847 (99,94) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	117,51 [3]	17,931 [3]
$^{57}_{27}Co$	E	271,74 сут. [15]	—	0,0144 (9,16); 0,136 (10,7); 0,122 (85,6) [5, 15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	6,554 [3]	1,002 [3]
$^{58}_{27}Co$	+β, E (85)	70,86 сут. [5, 15]	0,475 (14,9) [15]	0,811 (99,45); 0,511± (≤ 29,8) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	44,16 [3]	6,724 [3]
$^{58m}_{27}Co$	ИП	9,04 ч [15]	—	0,025 (100) [9]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>7</sup>	0,0033 [3]	5,04*10- 4 [3]
$^{60}_{27}Co$	- β, E	1925,28 сут. [15]	0,318 (99,9); 1,491 (0,12) [3, 15]	1,332 (99,98); 1,173 (99,85) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	84,23 [3]	12,853 [3]
$^{60m}_{27}Co$	- β, ИП (99,76)	10,467 мин [12,15]	1,549 (0,23) [15]	1,332 (0,24); 0,0586 (2,04) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	0,157	2,4*10- 2 [14]
$^{61}_{27}Co$	- β	1,650 ч [12, 15]	1,254 (95,6); 0,412 (4,4) [15]	0,067 (84,7); 0,909 (3,6) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	3,546	0,541 [11]
$^{62}_{27}Co$	- β	1,50 мин [15]	4,142 (67,8); 3,013 (25,8) [15]	2,302 (14,7); 1,173 (83,5); 1,129 (11,1) [15]	—	—	52,14	7,954 [11]
$^{62m}_{27}Co$	- β (> 99); ИП (< 1)	13,91 мин [15]	3,000 (61,6); 2,160 (19,9); 2,059 (4,8); 1,282 (10,2) [15]	2,105 (6,4); 2,004 (18,6); 1,718 (6,7); 1,173 (97,7); 1,163 (68) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	89,65	13,678 [11]
$^{56}_{28}Ni$	E, +β (7*10-4)	6,075 сут. [15]	0,144 (6*10-4) [15]	1,562 (14); 0,811 (86); 0,750 (49,5); 0,480 (36,5); 0,270 (36,5); 0,158 (98,8) [15]	—	—	61,93 [3]	9,45 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{59}_{28}Ni$	Е, + $\beta$ (1,5*10 <sup>-3</sup> )	7,60× 104 лет [15]	0,050 (1,52*10 <sup>-3</sup> ) [15]	КХ: 0,0069 (30) [8, 15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>8</sup>	—	—
$^{63}_{28}Ni$	- $\beta$	100,1 г. [15]	0,067 (100) [3, 15]	—	1*10 <sup>5</sup>	1*10 <sup>8</sup>	—	—
$^{65}_{28}Ni$	- $\beta$	2,5172 ч [15]	2,136 (60); 1,020 (10,2); 0,654 (28,4) [15]	1,482 (23,6); 1,115 (15,4); 0,366 (4,8) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	19,72 [3]	3,010 [3]
$^{64}_{29}Cu$	- $\beta$ (39), + $\beta$ , Е (43,6)	12,70 ч [15]	+b : 0,653 (17,4); -b : 0,579 (39) [15]	1,346 (0,5); 0,511± (≤ 34,8) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	7,385 [3]	1,127 [3]
$^{67}_{29}Cu$	- $\beta$	61,83 ч [15]	0,391 (57); 0,483 (22); 0,576 (20) [15]	0,185 (48,7); 0,093 (16); 0,091 (7) [15]	—	—	3,617 [3]	0,552 [3]
$^{65}_{30}Zn$	+ $\beta$ , Е (98)	244,06 сут. [5, 15]	0,329 (1,42) [15]	1,116 (50,6); 0,511± (≤ 2,84) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	20,02 [3]	3,056 [3]
$^{69}_{30}Zn$	- $\beta$	56,4 мин [15]	0,906 (100) [15]	0,318 (0,001) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>6</sup>	1,74*10 <sup>-4</sup>	2,66*10 <sup>-5</sup> [11]
$^{69m}_{30}Zn$	- $\beta$ , ИП (99,97)	13,76 ч [15]	0,771 (0,033) [15]	0,439 (94,8) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	15,81	2,412 [11]
$^{72}_{31}Ga$	- $\beta$	14,10 ч [15]	3,167 (10,3); 2,537 (8,5); 1,486 (8,9); 0,965 (27,7); 0,676 (21,7); 0,659 (15) [15]	2,508 (12,8); 2,491 (7,7); 2,202 (25,9); 1,861 (5,25); 1,051(6,9); 0,894 (9,9); 0,834 (95,6); 0,630 (24,8); 0,601 (5,54) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	90,26	13,77 [11]
$^{71}_{32}Ge$	Е	11,43 сут. [15]	—	КХ: 0,009 (39) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>8</sup>	—	—
$^{73}_{33}As$	Е	80,30 сут. [15]	—	0,0534 (10,3) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	0,295	4,14*10 <sup>-2</sup> [11] **
$^{74}_{33}As$	- $\beta$ (34), + $\beta$ , Е (37)	17,77 сут. [6, 7, 15]	-b : 1,353 (18,6); 0,718 (15,4); +b : 1,540 (3); 0,944 (26,1) [15]	0,635 (15,4); 0,596 (59); 0,511± (≤ 58,2) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	28,50 [3]	4,349 [3]
$^{76}_{33}As$	- $\beta$	1,0778 сут. [15]	2,962 (51); 2,403 (35,2) 1,746 (7,5) [15]	1,216 (3,4); 0,657 (6,2); 0,559 (45) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	16,66 [3]	2,542 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{77}_{33}As$	- β	38,83 ч [15]	0,683 (97,0) [15]	0,521 (0,56); 0,239 (1,6) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	0,261	0,0398 [11] **
$^{73}_{34}Se$	+β (65,4), E	7,15 ч [15]	1,290 (64,7) [15]	0,511± (≤ 130,8); 0,361 (97); 0,067 (70) [15]	—	—	53,36 [3]	8,143 [3]
$^{75}_{34}Se$	E	119,779 сут. [15]	—	0,401 (11,5); 0,279 (25); 0,265 (58,9); 0,136 (58,3); 0,121 (17,2) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	42,22 [3]	6,442 [3]
$^{82}_{35}Br$	- β	35,282 ч [15]	0,444 (98,5); 0,264 (1,4) [15]	1,474 (16,6); 1,317 (26,8); 1,044 (28,3); 0,828 (24); 0,777 (83,4); 0,698 (28,3); 0,619 (43,5); 0,554 (71,1) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	87,11 [3]	13,292 [3]
$^{74}_{36}Kr$	+β, E (15)	11,50 мин [15]	1,811 (34); 1,905 (26); 2,028 (10) [15]	0,511± (≤ 170); 0,063 (9,6); 0,090 (31); 0,123 (8,4); 0,140 (8,1); 0,203 (18); 0,217 (8,1); 0,296 (9,9); 0,306 (9,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$	38,03	5,802 [11]
$^{76}_{36}Kr$	E	14,8 ч [15]	—	0,452 (9,8); 0,406 (12,1); 0,316 (39); 0,270 (21); 0,252 (6,2); 0,0455 (19,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$	13,62	2,078 [11]
$^{77}_{36}Kr$	+β, E (18)	74,4 мин [7, 15]	1,911 (41,5); 1,765 (33,8) [15]	0,511± (≤ 163,1); 0,130 (81); 0,146 (37,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$	46,18	7,045 [11] **
$^{79}_{36}Kr$	+β, E (93)	35,04 ч [6, 7, 15]	0,604 (6,8) [15]	0,511± (° 14); 0,606 (8,1); 0,398 (9,3); 0,261 (12,7) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^5$	32,72	4,991 [11]
$^{81}_{36}Kr$	E	2,29*105 лет [2, 15]	—	0,276 (0,3) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	23,90	3,647 [11]
$^{83m}_{36}Kr$	ИП	1,83 ч [8,15]	—	0,0094 (5,5); 0,032 (0,062) [15]	$1 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^{12}$	4,680	0,714 [11]
$^{85}_{36}Kr$	- β	3934 сут. [15]	0,687 (99,6) [15]	0,514 (0,43) [15]	$1 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^4$	0,084 [3]	$1,29 \cdot 10^{-2}$ [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
<sup>85m</sup> <sub>36</sub> Kr	- β (78,60), ИП	4,480 ч [6, 15]	0,841 (78,3) [15]	0,305 (14); 0,151 (75) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>10</sup>	7,353 [3]	1,122 [3]
<sup>87</sup> <sub>36</sub> Kr	- β	76,3 мин [15]	3,887 (30,5); 3,484 (41); 3,042 (7,3); 1,473 (5,5); 1,332 (9,4) [15]	2,555 (9,2); 0,845 (7,3); 0,403 (50) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>9</sup>	24,38 [3]	3,720 [3]
<sup>88</sup> <sub>36</sub> Kr	- β	2,84 ч [15]	0,521 (67); 0,681 (9,1); 2,913 (14) [15]	2,392 (34,6); 2,195 (13,2); 1,530 (10,9); 0,835 (13); 0,196 (26) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>9</sup>	63,60 [3]	9,705 [3]
<sup>89</sup> <sub>36</sub> Kr	- β	3,15 мин [15]	4,986 (23); 3,292 (10,2); 2,585 (6,8); 2,388 (12,9) [15]	1,533 (5,1); 1,473 (6,9); 0,904 (7,2); 0,867 (5,9); 0,586 (16,7); 0,577 (5,7); 0,497 (6,6); 0,221 (20,1) [15]	—	—	64,50 [3]	9,842 [3]
<sup>86</sup> <sub>37</sub> Rb	- β	18,642 сут. [15]	1,774 (91,4); 0,697 (8,6) [15]	1,077 (8,6) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	3,277 [3]	0,500 [3]
<sup>87</sup> <sub>37</sub> Rb	- β	4,81*10 <sup>10</sup> лет [7]	0,283 (100) [15]	—	—	—	—	—
<sup>88</sup> <sub>37</sub> Rb	- β	17,78 мин [15]	2,582 (13,3); 5,316 (78,0) [15]	0,898 (14,0); 1,836 (21,4) [15]	—	—	20,73 [3]	3,163 [3]
<sup>89</sup> <sub>37</sub> Rb	- β	15,15 мин [15]	1,268 (35,7); 2,216 (37); 4,496 (18,8) [15]	0,658 (10,8); 0,948 (10); 1,032 (63); 1,248 (46); 2,196 (14,5); 2,570 (10,7) [15]	—	—	74,45 [3]	11,360 [3]
<sup>85</sup> <sub>38</sub> Sr	Е (100)	64,84 сут. [5, 15]	—	0,514 (96) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	19,25 [3]	2,94 [3]
<sup>85m</sup> <sub>38</sub> Sr	ИП, Е (13,4)	67,63 мин [15]	—	0,232 (84,4); 0,151 (12,9) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	10,47	1,598 [11]
<sup>87m</sup> <sub>38</sub> Sr	ИП, Е (0,3)	2,815 ч [15]	—	0,388 (82,4) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	15,11	2,306 [11]
<sup>89</sup> <sub>38</sub> Sr	- β	50,53 сут. [15]	1,495 (99,99) [15]	0,909 (0,0096) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	4,88*10 <sup>- 3</sup>	7,45*10 <sup>- 4</sup> [11] **



Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{90}_{38}Sr$	- β	28,79 г. [15]	0,546 (100) [3, 15]	—	$1 \cdot 10^2$ **	$1 \cdot 10^4$ **	—	—
$^{90m}_{38}Sr$	- β	9,63 ч [15]	2,707 (28,6); 1,402 (25,1); 1,127 (34,8) [15]	1,024 (33,5); 0,750 (23,7); 0,653 (8,0) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	39,90	6,087 [11]**
$^{92}_{38}Sr$	- β	2,71 ч [15]	0,556 (97); 1,940 (4) [15]	1,384 (90); 0,953 (3,5); 0,430(3,3); 0,242 (2,9) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	41,52 [3]	6,342 [3]
$^{88}_{39}Y$	Е, +β (0,21)	106,65 сут. [15]	0,764 (0,21) [15]	1,836 (99,2); 0,898 (93,7); 0,511± (≤ 0,42) [5, 15]	—	—	105,32 [3]	16,08 [3]
$^{89m}_{39}Y$	ИП	15,28 с [15]	—	0,909 (99,2) [15]	—	—	42,39	4,942 [11]
$^{90}_{39}Y$	- β	64,00 ч [15]	2,280 (99,99) [15]	2,186 (1,4*10 <sup>-6</sup> )	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^5$	3,04*10 <sup>-3</sup>	4,64*10 <sup>-4</sup> [11]
$^{90m}_{39}Y$	ИП, -β (0,0018)	3,19 ч [12, 15]	0,643 (1,8*10 <sup>-3</sup> ) [15]	0,202 (97,3); 0,480 (90,7) [15]	—	—		3,834 [11] **
$^{91}_{39}Y$	- β	58,51 сут. [6, 15]	1,545 (99,7) [15]	1,205 (0,26) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	0,204 [3]	3,12*10 <sup>-2</sup> [3]
$^{91m}_{39}Y$	ИП	49,71 мин [6, 15]	—	0,556 (95) [13, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	20,63	3,147 [11]
$^{92}_{39}Y$	- β	3,54 ч [6, 15]	3,639 (85,7); 2,704 (3,5); 1,299 (6,5) [15]	1,405 (4,8); 0,934 (13,9) [13, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	8,72	1,331 [11]
$^{93}_{39}Y$	- β	10,18 ч [15]	2,626 (4,8); 2,893 (89,6) [15]	0,267 (7,3); 0,947 (2,1); 1,918 (1,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	3,185 [3]	0,486 [3]
$^{90m}_{40}Zr$	ИП	0,809 с [11, 15]	—	2,319 (83); 2,186 (18,2); 0,133 (4,2) [15]	—	—		10,183 [11]
$^{93}_{40}Zr$	- β	1,53*10 <sup>6</sup> лет [8, 15]	0,061 (97,5); 0,091 (2,5) [15]	—	$1 \cdot 10^3$ **	$1 \cdot 10^7$ **	—	—

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{95}_{40}Zr$	- $\beta$	64,032 сут. [12, 15]	0,400 (44,3); 0,368 (54,5) [15]	0,757 (55); 0,724 (44) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	27,02	4,122 [11]
$^{97}_{40}Zr$	- $\beta$	16,744 ч [15]	1,915 (87,8); 0,552 (4,9) [15]	0,743 (93); 0,508 (5); 0,355 (2,1) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^5$ **	31,97	4,879 [11]
$^{90}_{41}Nb$	+ $\beta$ (51,2), E	14,6 ч [11, 15]	1,500 (51,1) [15]	2,319 (82); 2,186 (18); 1,129 (92,7); 0,511 $\pm$ ( $\leq$ 102,3); 0,141 (69,8); 0,133 (4,1) [15]	—	—		21,646 [11] **
$^{90m}_{41}Nb$	ИП	18,8 с [11, 15]	—	0,122 (65,3) [11]	—	—		1,083 [11]
$^{93m}_{41}Nb$	ИП	16,13 лет [15]	—	0,031 ( $5,7 \cdot 10^{-4}$ ); КХ: 0,016- 0,019 (11,2) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	8,00	1,221 [11]
$^{94}_{41}Nb$	- $\beta$	$2,03 \cdot 10^4$ лет [15]	0,472 (98,1) [15]	0,871 (99,9); 0,703 (97,9) [5, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	57,31	8,743 [11]
$^{95}_{41}Nb$	- $\beta$	34,991 сут. [15]	0,160 (99,97) [3, 15]	0,766 (99,8) [5, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	27,97 [3]	4,269 [3]
$^{95m}_{41}Nb$	ИП, - $\beta$ (5,7)	3,61 сут. [12, 15]	0,956 (2,4); 1,160 (3,2) [15]	0,236 (24,8); 0,204 (2,3) [15]	-	-	2,044 [3]	0,312 [3]
$^{97}_{41}Nb$	- $\beta$	72,1 мин [6, 15]	1,275 (98,4) [15]	0,658 (98,2) [13, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	24,61 [3]	3,756 [3]
$^{97m}_{41}Nb$	ИП	58,7 с [15]	—	0,743 (97,9) [15]	—	—		4,038 [11]
$^{98}_{41}Nb$	- $\beta$	2,86 с [6, 7, 15]	2,827 (10,3); 3,154 (6,6); 3,851 (20); 4,586 (57) [15]	0,971 (3,3); 1,024 (6,1); 0,787 (13) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	3,07	0,468 [11]
$^{98m}_{41}Nb$	- $\beta$ (99,9), ИП	51,3 мин [13, 15]	1,27 (4,2); 1,458 (10,4); 1,65 (7,2); 1,902 (7,7); 1,991 (29,9); 2,246 (15,9); 3,160 (4,4) [15]	0,335 (9,5); 0,645 (5,6); 0,714 (9,15); 0,723 (73,8); 0,787 (93,4); 0,792(7,8); 0,834 (10,8); 1,169 (17,8); 1,432 (5); 1,512 (4,8); 1,702 (8,9) [15]	—	—		12,20 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{90}_{42}Mo$	+β (24,9), E	5,56 ч [15]	1,085 (24,9) [15]	0,511± (≤ 49,8); 0,942 (5,5); 0,445 (6); 0,323 (6,3); 0,257 (78); 0,203 (6,4); 0,163 (6); 0,122 (64) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	45,73	6,977 [11] **
$^{93}_{42}Mo$	E	4,0*103 лет [15]	—	0,031 (5*10-4); КХ: 0,016- 0,019 (63) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>8</sup>	9,37	1,429 [11]
$^{99}_{42}Mo$	- β	65,94 ч [12,15]	1,214 (82,4); 0,437 (16,4) [15]	0,778 (4,3); 0,740 (12,1); 0,181 (6); 0,140 (4,5) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	10,97 [3] **	1,675 [3] **
$^{101}_{42}Mo$	- β	14,61 мин [15]	2,616 (12,8); 2,218 (9,3); 1,796 (7,7); 1,504 (6,6); 0,862 (15); 0,776 (20,6) [15]	2,032 (6,6); 1,532 (6,1); 1,012 (13); 0,695 (6,7); 0,590(19,2); 0,506 (11,6); 0,192 (18,2) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	57,41 [3]	8,761 [3]
$^{92}_{43}Tc$	+β (88), E	4,25 мин [15]	4,088 (86); 1,931 (1,5) [15]	0,511± (≤ 175,8); 1,509 (101); 0,773 (100); 0,329 (80); 0,244 (13,3); 0,148 (71); 0,085 (12,1) [15]	—	—	133,0 [3]	20,3 [3]
$^{96}_{43}Tc$	E	4,28 сут. [15]	—	0,812 (82); 0,850 (98); 0,778 (99); 1,127 (15,2) [9, 15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	100,7	15,369 [11]
$^{96m}_{43}Tc$	ИП, E (2,0)	51,5 мин [15]	—	0,778 (1,9) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	5,637	0,860 [11]
$^{97}_{43}Tc$	E	4,21*106 лет [15]	—	КХ: 0,017 (55) [9, 15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>8</sup>	10,35	1,579 [11]
$^{97m}_{43}Tc$	ИП	91,4 сут. [15]	—	0,0965 (0,3) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	7,335	1,119 [11]
$^{99}_{43}Tc$	- β	2,111*105 лет [15]	0,294 (100) [15]	0,090 (6,5*10-4) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>7</sup>	—	—
$^{99m}_{43}Tc$	ИП, -β (3,7*10-3)	6,015 ч [15]	0,347 (0,0026); 0,436 (0,001) [15]	0,140 (89,1) [13, 15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	5,034	0,768 [11]
$^{101}_{43}Tc$	- β	14,22 мин [13,15]	1,306 (90,3); 1,068 (6,4) [15]	0,545 (6); 0,306 (89) [15]	—	—	11,86 [3]	1,810 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}}$	$\frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$
$^{97}_{44}\text{Ru}$	Е	2,791 сут. [15]	—	0,324 (10,8); 0,216 (85,6) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	18,68	2,849 [11]
$^{103}_{44}\text{Ru}$	- β	39,26 сут. [15]	0,226 (92,2); 0,113 (6,6) [15]	0,610 (5,8); 0,497 (91) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	19,54 [3]**	2,982 [3]**
$^{105}_{44}\text{Ru}$	- β	4,44 ч [6, 7, 15]	1,192 (47,8); 1,130 (16,9); 1,110 (18,8) [15]	0,724 (47,3); 0,676 (15,7); 0,469 (18); 0,316 (11,1); 0,263 (6,6); 0,130 (5,7) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	30,58 [3]**	4,676 [3]**
$^{106}_{44}\text{Ru}$	- β	373,59 сут. [15]	0,0394 (100) [3, 15]	1,12 (0,39); 1,05 (1,48); 0,62 (9,94); 0,51 (20,6) [3]**	$1 \cdot 10^2$ **	$1 \cdot 10^5$ **	7,550 [3]**	1,152 [3]**
$^{103\text{м}}_{45}\text{Rh}$	ИП	56,114 мин [15]	—	0,0397 (0,07) [8,15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^8$	0,891	0,136 [11]
$^{105}_{45}\text{Rh}$	- β	35,36 ч [15]	0,566 (75); 0,260 (5,2); 0,247 (19,7) [15]	0,306 (5,1); 0,319 (19) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	2,896	0,442 [11]
$^{106}_{45}\text{Rh}$	- β	29,80 с [15]	3,541 (78,6); 3,029 (8,1); 2,407 (10) [15]	0,512 (20,4); 0,622 (9,9) [15]	—	—	7,550 [3]**	1,152 [3]**
$^{106\text{м}}_{45}\text{Rh}$	- β	131 мин [15]	0,728 (14,5); 0,923 (85) [15]	0,222 (6,4); 0,406 (11,6); 0,429 (13,4); 0,451 (24,2); 0,512(86); 0,616 (20,2); 0,717 (28,9); 0,748 (19,3); 0,794 (5,6); 0,805 (13);	—	—		
$^{106\text{м}}_{45}\text{Rh}$	- β	131 мин [15]	0,728 (14,5); 0,923 (85) [15]	0,808 (7,4); 0,825(13,6); 1,047 (30,4); 1,128 (13,7); 1,200 (11,4); 1,224 (8,1); 1,529 (17,5); 1,574 (6,7) [15]	—	—		
$^{103}_{46}\text{Pd}$	Е	16,991 сут. [15]	—	0,0397 (0,07); КХ: 0,020 (64) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^8$	9,852**	1,503 [11]**
$^{109}_{46}\text{Pd}$	- β	13,701 ч [13, 15]	1,028 (99,9) [8, 15]	0,088 (3,6) [8,15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	4,097**	0,625 [11]**

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{a \cdot \Gamma \cdot m^2}{c \cdot \text{Бк}}$	$\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{МКи}}$
$^{105}_{47}\text{Ag}$	Е	41,29 сут. [6, 15]	—	0,644 (11,1); 0,443 (10,5); 0,344 (41,4); 0,280 (30,2); 0,064(10,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	28,43	4,337 [11]
$^{110}_{47}\text{Ag}$	- β, Е (0,3)	24,6 с [15]	2,892 (94,9); 2,235 (4,4) [15]	0,658 (4,5) [8,15]	—	—		
$^{110\text{м}}_{47}\text{Ag}$	ИП, - β (98,64)	249,76 сут. [15]	0,083 (67,0); 0,530 (30,2) [15]	0,658 (94,3); 0,678 (10,56); 0,687 (6,44); 0,707 (16,3); 0,764(22,6); 0,818 (7,3); 0,885 (72,7); 0,937 (34,2); 1,384 (24,9); 1,505 (13,6) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	100,9 [3]	15,41 [3]
$^{111}_{47}\text{Ag}$	- β	7,45 сут. [6, 7, 15]	1,036 (92); 0,791 (1,0); 0,695 (7,1) [15]	0,342 (6,7); 0,245 (1,3) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	1,153 [3]	0,176 [3]
$^{109}_{48}\text{Cd}$	Е	461,4 сут. [15]	—	0,088 (3,7) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^6$	11,72 **	1,788 [11]**
$^{115}_{48}\text{Cd}$	- β	53,46 ч [15]	1,110 (62,6); 0,849 (1,1); 0,582 (33,1) [15]	0,528 (27,4); 0,492 (8,03); 0,336 (45,9) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	15,85 **	2,418 [11]**
$^{115\text{м}}_{48}\text{Cd}$	- β	44,56 сут. [15]	1,627 (97,0) [15]	0,933 (2,0); 1,290 (0,9) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	1,108 **	0,169 [11]**
$^{111}_{49}\text{In}$	Е	2,8047 сут. [15]	—	0,171 (90,7); 0,245 (94,1) [5, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	21,44	3,271 [11]
$^{113\text{м}}_{49}\text{In}$	ИП	99,476 мин [15]	—	0,392 (64,94) [8, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	11,59	1,768 [11]
$^{114}_{49}\text{In}$	- β (99,5), +β, Е	71,9 с [11, 15]	- b : 1,989 (99,4) +b : 0,430 (0,0035) [15]	0,511± (≤ 0,01); 1,300 (0,14); 0,558 (0,03) [15]	—	—	0,214	0,0326 [11]
$^{114\text{м}}_{49}\text{In}$	ИП, Е (3,25)	49,51 сут. [6, 7, 15]	—	0,725 (3,2); 0,558 (3,2); 0,190 (15,6) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	6,226 [3]**	0,959 [3] **
$^{115\text{м}}_{49}\text{In}$	ИП, - β (5)	4,486 ч [2, 15]	0,821 (5,0) [8, 15]	0,336 (45,8) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	5,145	0,785 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{116m}_{49}In$	- β	54,29 мин [15]	1,010 (52,1); 0,872 (33,8); 0,600 (10,2) [15]	2,112 (15,5); 1,507 (10,0); 1,293 (84,4); 1,097 (56,2); 0,819 (11,5); 0,417 (27,7) [15]	—	—	83,62 [3]	12,76 [3]
$^{113}_{50}Sn$	Е	115,09 сут. [15]	—	0,392 (64,97); 0,255 (2,1) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	6,843	1,044 [11]
$^{125}_{50}Sn$	- β	9,64 сут. [1, 15]	2,363 (81); 0,473 (6,6) [15]	1,089 (4,6); 1,067 (10); 0,822 (4,3); 0,916 (4,1); 0,332 (1,4); 0,470 (1,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	10,71	1,634 [11]
$^{122}_{51}Sb$	- β, +β, Е (2)	2,7238 сут. [15]	-b : 1,414 (66,7); 1,979 (26,1); 0,722 (4,6) +b : 0,598 (0,006) [15]	0,693 (3,85); 0,564 (70,7); 0,511± (≤ 0,01) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^4$	17,47	2,666 [11]
$^{124}_{51}Sb$	- β	60,20 сут. [6, 7, 15]	2,301 (22,3); 0,611 (51,9); 0,211 (8,9)	2,091 (5,51); 1,691 (47,8); 0,723 (10,8); 0,646 (7,5); 0,603 (98,3) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	63,05 [3]	9,621 [3]
$^{125}_{51}Sb$	- β	2,75856 г. [15]	0,622 (13,6); 0,446 (7,2); 0,303 (40,6); 0,131 (18,0); 0,124 (5,8); 0,095 (13,5) [15]	0,636 (11,3); 0,607 (5); 0,600 (17,8); 0,463 (10,6); 0,428 (29,8); 0,176 (6,9); 0,035 (4,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	19,11	2,916 [11]
$^{123m}_{52}Te$	ИП	119,5 сут. [15]	—	0,159 (84,0) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	7,630	1,164 [11]
$^{125m}_{52}Te$	ИП	57,40 сут. [15]	—	0,035 (6,7) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	8,240	1,257 [11]
$^{127}_{52}Te$	- β	9,35 ч [9, 15]	0,698 (98,8); 0,280 (1,2) [15]	0,418 (0,99); 0,360 (0,135) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	2,812	0,429 [11]
$^{127m}_{52}Te$	ИП, - β (2,4)	109,2 сут. [15]	0,729 (2,4) [15]	0,088 (0,08); 0,058 (0,5); 0,659 (0,013) [9, 15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	2,530	0,386 [11]
$^{129}_{52}Te$	- β	69,60 мин [6, 15]	1,470 (89); 1,011 (9,3) [15]	0,460 (7,7) [13, 15]; 0,028 (16,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	3,205	0,489 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
$^{129m}_{52}Te$	ИП, - β (97)	33,6 сут. [6, 7, 15]	1,603 (86); 0,908 (8) [15]	0,696 (3,1); 0,730 (0,7); 0,105 (0,14) [8, 15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	3,035	0,463 [11]
$^{131}_{52}Te$	- β	25,0 мин [18, 20]	2,083 (59,3); 1,631 (21,7); 1,086 (9,96) [15]	1,147 (4,95); 0,602 (4,2); 0,493 (4,8); 0,452 (18,2); 0,150 (68,8) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	15,62 [3]	2,384 [3]
$^{131m}_{52}Te$	ИП, - β (77,8)	30 ч [8, 15]	0,435 (37,6); 0,516 (16,9) [15]	1,207 (9,9); 1,125 (11,6); 0,852 (21); 0,822 (6,2); 0,794 (14,1); 0,782 (7,93); 0,774 (38,9); 0,665 (4,4); 0,334 (9,7); 0,241 (7,7); 0,201 (7,7); 0,150 (5,2); 0,102 (8,1); 0,081 (4,1) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	44,08	67,25 [11]
$^{132}_{52}Te$	- β	3,204 сут. [15]	0,215 (100) [15]	0,050 (15); 0,228 (88,2) [13, 15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	11,55 [3]	1,763 [3]
$^{133}_{52}Te$	- β	12,5 мин [15]	1,202 (10,4); 1,587 (13,1); 2,200 (28,3); 2,608 (20,8) [15]	1,333 (10,7); 0,787 (5,4); 0,719 (8,9); 0,408 (27,1); 0,312 (62,4) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	33,57 [3]	5,123 [3]
$^{133m}_{52}Te$	ИП, - β (84)	55,4 мин [8, 15]	0,658 (16,9); 0,698 (4,5); 0,883 (5,9); 1,263 (5,4); 1,478 (7,1) [15]	0,169 (5,3); 0,262 (7,8); 0,334 (7,2); 0,647 (19,4); 0,864 (15,6); 0,912 (55); 0,915 (10,9); 0,978 (4,9) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	34,74 [3]	5,300 [3]
$^{134}_{52}Te$	- β	41,8 мин [8, 15]	0,454 (14); 0,637 (44); 0,713 (42) [15]	0,079 (20,9); 0,181 (18,3); 0,201 (8,9); 0,210 (22,7); 0,278 (21,2); 0,435 (18,9); 0,461 (9,7); 0,566 (18,6); 0,742 (15,3); 0,767 (29,5) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	28,05 [3]	4,283 [3]
$^{123}_{53}I$	Е	13,27 ч [15]	—	0,159 (83,3); 0,529 (1,39) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	10,60 [3]	1,618 [3]
$^{125}_{53}I$	Е	59,40 сут. [15]	—	0,035 (6,68) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	9,889 [3]	1,509 [3]
$^{126}_{53}I$	- β (47,4),	12,93 сут. [15]	-b : 0,378 (3,6); 0,869 (33,4); 1,258 (10,3)	0,754 (4,5); 0,666 (32,9); 0,511± (≤ 2); 0,491 (2,9);	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	18,20	2,777 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bк}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mКи}$
	+β (1), E		+b : 0,467 (0,2); 1,133 (0,81) [15]	0,389(35,6) [15]				
$^{129}_{53}I$	- β	1,57*107 лет [15]	0,154 (100) [15]	0,040 (7,51) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	4,148 [3]	0,633 [3]
$^{130}_{53}I$	- β	12,36 ч [8, 15]	0,587 (46,7); 1,005 (48) [15]	0,418 (34,2); 0,536 (99); 0,668 (96,1); 0,740 (82); 1,157 (11,3) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	11,63	1,775 [11]
$^{131}_{53}I$	- β	8,0270 сут. [15]	0,606 (89,9); 0,334 (7,3); 0,248 (2,1) [15]	0,637 (7,2); 0,364 (81,7); 0,284 (6,1); 0,080 (2,6) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	14,13 [3]	2,156 [3]
$^{132}_{53}I$	- β	2,295 ч [15]	2,140 (19); 1,647 (12,6); 1,470 (9); 1,185 (18,8); 0,967 (8,2); 0,741 (13) [15]	1,398 (7); 0,955 (17,6); 0,812 (5,5); 0,773 (75,6); 0,668 (98,7); 0,630 (13,3); 0,523 (16) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	82,51 [3]	12,59 [3]
$^{133}_{53}I$	- β	20,8 ч [8, 15]	1,241 (83) [8, 15]	0,530 (87); 0,875 (4,5) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	22,02 [3]	3,360 [3]
$^{134}_{53}I$	- β	52,5 мин [15]	2,439 (12,5); 1,817 (11); 1,761 (6,6); 1,582 (16,2); 1,516 (6,9); 1,303 (30,4) [15]	1,807 (5,5); 1,136 (9,1); 1,073 (14,9); 0,884 (64,9); 0,857 (6,7); 0,847 (95,4); 0,677 (7,9); 0,622 (10,6); 0,595 (11,1); 0,541 (7,6); 0,405 (7,35); 0,135 (4,3) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	91,10 [3]	13,909 [3]
$^{135}_{53}I$	- β	6,57 ч [15]	0,415 (7,4); 0,680 (8); 0,857 (8,8); 0,970 (21,8); 1,083 (8); 1,190 (7,5); 1,388 (243,6) [15]	1,132 (22,5); 1,791 (7,7); 1,678 (9,6); 1,458 (8,7); 1,260 (28,7); 1,131 (22,6); 1,039 (7,9); 0,836 (6,7); 0,546 (7,2) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	55,31 [3]**	8,440 [3]**
$^{131m}_{54}Xe$	ИП	11,934 сут. [15]	—	0,164 (1,95); КХ: 0,030 (54,2) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4$	2,773	0,423 [11]
$^{133}_{54}Xe$	- β	5,243 сут. [15]	0,346 (99) [15]	0,081 (38) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^4$	3,309 [3]	0,505 [3]
$^{133m}_{54}Xe$	ИП	52,78 ч [12]	—	0,233 (10) [15]	—	-	3,218 [3]	0,491 [3]



Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
$^{135}_{54}Xe$	- β	9,14 ч [15]	0,901 (96) [15]	0,609 (2,9); 0,250 (90) [13, 15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>10</sup>	8,670 [3]	1,323 [3]
$^{135m}_{54}Xe$	ИП, - β (0,3)	15,29 мин [12]	1,678 (0,3) [15]	0,526 (80,3) [15]	—	—	16,64 [3]	2,54 [3]
$^{137}_{54}Xe$	- β	3,818 мин [15]	3,717 (30,4); 4,173 (67) [15]	0,455 (31,2) [15]	—	—	6,698 [3]	1,022 [3]
$^{138}_{54}Xe$	- β	14,08 мин [15]	2,754 (9); 2,759 (5); 2,512 (5,1); 2,358 (13,4); 2,320 (20,1); 0,743 (32,7); 0,507 (9,5) [15]	2,015 (12,3); 2,005 (5,4); 1,768 (16,7); 0,434 (20,3); 0,396 (6,3); 0,258 (31,5); 0,154 (5,95) [15]	—	—		
$^{129}_{55}Cs$	Е	32,06 ч [8, 15]	—	0,372 (30,6); 0,411 (22,3); 0,549 (3,4); 0,040 (3) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	14,84	2,264 [11]
$^{131}_{55}Cs$	Е	9,689 сут. [15]	—	КХ: 0,030 (60,2); 0,034 (13,9) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	4,136	0,631 [11]
$^{132}_{55}Cs$	- β (1,87), +β (0,43), Е	6,479 сут. [15]	-b : 0,829 (1,5); +b : 0,440 (0,43) [15]	0,668 (97,5); 0,511± (≤ 0,86) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	29,78	4,544 [11]
$^{134m}_{55}Cs$	ИП	2,903 ч [15]	—	0,127 (12,6) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>5</sup>	2,609	0,398 [11]
$^{134}_{55}Cs$	- β, Е (3*10-4)	754,5 сут. [15]	0,658 (70,2); 0,415 (2,5); 0,089 (27,3) [15]	1,365 (3); 0,802 (8,7); 0,796 (85,5); 0,605 (97,6); 0,569 (15,4); 0,563 (8,35) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>4</sup>	57,17 [3]	8,724 [3]
$^{135}_{55}Cs$	- β	2,3*10 <sup>6</sup> лет [8, 15]	0,269 (100) [15]	—	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>7</sup>	—	—
$^{136}_{55}Cs$	- β	13,16 сут. [15]	0,341 (70,3); 0,408 (10,5); 0,494 (4,7); 0,682 (13) [15]	1,235 (20); 1,048 (80); 0,818 (99,7); 0,340 (42,2); 0,273 (11,1); 0,177 (10); 0,153 (5,75); 0,086 (5,2); 0,067 (4,8) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	75,92 [3]**	11,59 [3]**
$^{137}_{55}Cs$	- β	30,07 г. [15]	1,176 (5,6); 0,514 (94,4) [15]	0,662 (85,1) [5, 15]	1*10 <sup>1</sup> **	1*10 <sup>4</sup> **	21,24 [3]**	3,242 [3]**

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, K <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bк}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mКи}$
$^{138}_{55}Cs$	- β	33,41 мин [15]	3,475 (13,7); 3,156 (13); 3,066 (7,3); 2,928 (44); 2,734 (8,8) [15]	2,639 (7,63); 2,218 (15,2); 1,436 (76,3); 1,010 (29,8); 0,872 (5,1); 0,547 (10,8); 0,463 (30,7) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>4</sup>	73,13	11,156 [11]
$^{131}_{56}Ba$	Е	11,50 сут. [15]	—	0,496 (46,8); 0,373 (14); 0,124 (29) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	22,45	3,425 [11]
$^{133}_{56}Ba$	Е	3848,9 сут. [15]	—	0,081 (34,1); 0,276 (7,2); 0,303 (18,3); 0,356 (62); 0,384 (8,9) [5, 15]	—	—	19,230 [3]	2,936 [3]
$^{137m}_{56}Ba$	ИП	2,552 мин [11,15]	—	0,662 (90,1) [15]	—	—		
$^{139}_{56}Ba$	- β	83,06 мин [15]	2,317 (70); 2,151 (29,7) [15]	0,166 (24) [15]	—	—	1,592 [3]	0,243 [3]
$^{140}_{56}Ba$	- β	12,752 сут. [15]	0,466 (23,8); 0,579 (9,3); 1,003 (38); 1,017 (24) [15]	0,537 (24,4); 0,305 (4,3); 0,163 (6,2); 0,030 (14,1) [15]	1*10 <sup>1</sup> **	1*10 <sup>5</sup> **	7,497 [3]	1,144 [3]
$^{138}_{57}La$	- β, Е (65,6)	1,05*10 <sup>11</sup> лет [15]	0,255 (34,4) [15]	0,789 (34,4); 1,436 (65,6) [15]	—	—	43,45	6,633[11]
$^{140}_{57}La$	- β	1,6781 сут. [15]	2,166 (4,8); 1,679 (19,2); 1,414 (4,9); 1,350 (44); 1,297 (5,45); 1,246 (5,7); 1,240 (10,9) [15]	1,596 (95,4); 0,925 (6,9); 0,868 (5,5); 0,816 (23,3); 0,487 (45,5); 0,329 (20,3) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>5</sup>	75,22 [3]	11,477 [3]
$^{141}_{57}La$	- β	3,92 ч [15]	2,446 (98,1) [15]	1,354 (1,6) [13, 15]	—	—	2,208 [3]	0,337 [3]
$^{139}_{58}Ce$	Е	137,641 сут. [15]	—	0,166 (79,9) [5, 15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	7,722 [3]	1,178 [11]
$^{141}_{58}Ce$	- β	32,508 сут. [15]	0,581 (30,3); 0,435 (69,7) [3, 15]	0,145 (48,3) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	2,837 [3]	0,433 [3]
$^{143}_{58}Ce$	- β	33,039 ч [15]	1,404 (35); 1,110 (48,3); 0,740 (13,2) [15]	0,722 (5,4); 0,664 (5,7); 0,351 (3,2); 0,293 (42,3); 0,057 (11,7) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	11,16 [3]	1,703 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход, %)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
<sup>144</sup> <sub>58</sub> Ce	- β	284,91 сут. [15]	0,319 (76,5); 0,239 (3,9); 0,185 (19,6) [15]	0,134 (11,1); 0,080 (1,54) [15]	1*10 <sup>2</sup> **	1*10 <sup>5</sup> **	0,845 [3]	0,129 [3]
<sup>142</sup> <sub>59</sub> Pr	- β	19,12 ч [15]	2,162 (96,3); 0,587 (3,7) [15]	1,576 (3,7) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	1,862	0,284 [11]
<sup>143</sup> <sub>59</sub> Pr	- β	13,57 сут [15]	0,934 (100) [15]	0,742 (1,2*10 <sup>-6</sup> ) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>6</sup>	3,27*10 <sup>-7</sup>	4,99*10 <sup>-8</sup> [11]
<sup>144</sup> <sub>59</sub> Pr	- β	17,28 мин [8, 15]	2,998 (97,9) [15]	0,696 (1,3); 1,489 (0,3); 2,186 (0,69) [15]	—	—		
<sup>147</sup> <sub>60</sub> Nd	- β	10,98 сут. [15]	0,805 (81); 0,364 (15,4) [15]	0,531 (13,1); 0,091 (27,9) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	5,757 [3]	0,879 [3]
<sup>149</sup> <sub>60</sub> Nd	- β	1,728 ч [15]	1,480 (24,7); 1,421 (17,5); 1,153 (21,5); 1,036 (19,1) [15]	0,655 (8); 0,540 (6,6); 0,424 (7,4); 0,326 (4,6); 0,270 (10,7); 0,268 (6); 0,211 (25,9); 0,156 (5,9); 0,114 (19,2) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	12,11	1,848 [11]
<sup>145</sup> <sub>61</sub> Pm	ε	17,72 г. [6]	—	0,072 (1,85); 0,067 (0,55) [15]	—	—	2,982 [3]	0,455 [3]
<sup>147</sup> <sub>61</sub> Pm	- β	2,6234 г. [15]	0,225 (100) [3, 15]	0,121 (0,00285) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>7</sup>	9,76*10 <sup>-5</sup> [3]	1,49*10 <sup>-5</sup> [3]
<sup>149</sup> <sub>61</sub> Pm	- β	53,08 ч [6, 7, 15]	1,071 (95,9); 1,048 (24); 0,785 (3,4) [15]	0,286 (3,1) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	0,423	6,46*10 <sup>-2</sup> [11]
<sup>147</sup> <sub>62</sub> Sm	α	1,06*10 <sup>11</sup> лет [2, 15]	2,247 (100) [15]	—	—	—	—	—
<sup>151</sup> <sub>62</sub> Sm	- β	90,06 г. [6]	0,077 (99,1) [15]	0,022 (0,0314) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>8</sup>	0,0682	0,0104 [11]
<sup>153</sup> <sub>62</sub> Sm	- β	46,284 ч [15]	0,808 (17,5); 0,705 (49,6); 0,635 (32,2) [15]	0,103 (29,8); 0,070 (4,85) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,707	0,413 [11]
<sup>152</sup> <sub>63</sub> Eu	- β (27,9), +β (0,0138),	13,516 г. [15]	+b : 0,730 (0,011) - b : 0,696 (13,8); 1,474 (8,1) [15]	1,408 (21,1); 1,112 (13,7); 1,086 (10,2); 0,964 (14,6);	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	41,18 [3]	6,284 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
	Е			0,867 (4,3); 0,779 (13); 0,511± (≤ 0,03); 0,344 (26,6); 0,245 (7,6); 0,122 (28,7) [15]				
$^{152m}_{63}Eu$	- β (72), +β (0,0069), Е	9,3116 ч [15]	+b : 0,898 (0,0064) - b : 1,864 (70) [15]	0,963 (11,7); 0,842 (14,2); 0,511± (≤ 0,01); 0,122 (7) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	9,858	1,504 [11]
$^{152m}_{63}Eu$	ИП	95,99 мин [6]	—	0,090 (69,9) [15]	—	—	2,858	0,436 [11]
$^{154}_{63}Eu$	- β , Е (0,2)	8,593 г. [15]	1,845 (10); 0,841 (16,8); 0,571 (36,3); 0,249 (28,6) [15]	1,274 (35); 1,005 (17,9); 0,996 (10,5); 0,873 (12,2); 0,756 (4,5); 0,723 (20,1); 0,592 (5); 0,248 (6,9); 0,123 (40,6) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	42,84 [3]	6,537 [3]
$^{155}_{63}Eu$	- β	4,7611 г. [15]	0,252 (17,6); 0,192 (8,1); 0,166 (25); 0,147 (47) [15]	0,105 (21,2); 0,086 (30,7) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	2,583	0,394 [11]
$^{153}_{64}Gd$	Е (100)	240,4 сут. [15]	—	0,103 (21,1); 0,097 (29) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	4,352	0,664 [11]
$^{159}_{64}Gd$	- β	18,479 ч [15]	0,970 (57,8); 0,912 (29,6); 0,607 (12,2) [15]	0,364 (11,8); 0,058 (2,5) [13, 15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,130	0,325 [11]
$^{160}_{65}Tb$	- β	72,3 сут. [15]	0,869 (28); 0,786 (6,5); 0,570 (45,4); 0,476 (9,9); 0,436 (4,5) [15]	1,272 (7,4); 1,177 (14,9); 0,966 (25,1); 0,962 (9,8); 0,879 (30,1); 0,298 (26,1); 0,215 (4); 0,197 (5,2); 0,087 (13,2) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	39,60	6,041 [11]
$^{165}_{66}Dy$	- β	2,334 ч [15]	1,287 (83); 1,192 (15) [15]	0,362 (0,84); 0,279 (0,5); 0,095 (3,6) [13, 15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	0,990	0,151 [11]
$^{166}_{66}Dy$	- β	81,6 ч [15]	0,487 (5); 0,433 (5); 0,404 (92) [15]	0,082 (13,8) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	1,710	0,261 [11]
$^{166}_{67}Ho$	- β	26,83 ч [15]	1,853 (50); 1,773 (48,7) [15]	1,379 (0,93); 0,080 (6,7) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>5</sup>	0,937	0,143 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bк}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mКи}$
$^{169}_{68}Er$	- β	9,40 сут. [12, 15]	0,351 (55); 0,342 (45) [15]	0,008 (0,158); 0,110 (0,0013) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	$1,075 \cdot 10^{-4}$	$1,64 \cdot 10^{-5}$ [11]
$^{171}_{68}Er$	- β	7,516 ч [15]	1,491(2,3); 1,066(94,4); 0,578(2,2) [15]	0,308 (64); 0,296 (28,9); 0,124 (9,1); 0,111 (20,5) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	13,73	2,095 [11]
$^{170}_{69}Tm$	- β	128,6 сут. [6, 7, 15]	0,968 (81,6); 0,884 (18,3) [15]	0,084 (2,5) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	0,174 [3]	0,0266 [3]
$^{171}_{69}Tm$	- β	1,921 г. [6]	0,096 (98); 0,030 (2) [15]	0,067 (0,14) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^8$	—	—
$^{175}_{70}Yb$	- β	4,185 сут. [15]	0,469 (86,5); 0,355 (3,3); 0,072 (10,2) [15]	0,396 (6,4); 0,282 (3); 0,114 (1,9) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	1,376	0,210 [11]
$^{176}_{71}Lu$	- β	$3,73 \cdot 10^{10}$ лет [3]	0,586 (99,6) [15]	0,088 (14,5); 0,202 (78); 0,307 (93,6) [15]	—	—		
$^{177}_{71}Lu$	- β	6,647 сут. [15]	0,498 (79,4); 0,385 (9); 0,177 (11,6) [15]	0,208 (10,4); 0,113 (6,2) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	0,688	0,105 [11]
$^{181}_{72}Hf$	- β	42,39 сут. [15]	0,413 (93); 0,409 (7) [15]	0,482 (80,5); 0,346 (15,1); 0,136 (5,85); 0,133 (43,3) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	20,42 [3]	3,117 [3]
$^{182}_{73}Ta$	- β	114,43 сут. [15]	0,592 (4); 0,524 (39,7); 0,440 (20,5); 0,260 (29,3) [15]	1,231 (11,4); 1,221 (27); 1,189 (16,2); 1,121 (34,9); 0,222 (7,5); 0,152 (6,9); 0,100 (14,1); 0,068 (41,2) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	43,86 [3]	6,697 [3]
$^{183}_{73}Ta$	- β	5,1 сут. [15]	0,617 (92); 0,448 (5) [15]	0,354 (11,2); 0,246 (27); 0,244 (8,5); 0,210 (4,5); 0,162 (4,9); 0,161 (8,9); 0,108 (11); 0,099 (6,7); 0,052 (5,8); 0,046 (5,8) [15]	—	—		
$^{181}_{74}W$	ε	121,2 сут. [8, 15]	—	0,136 (0,03) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	1,409 [3]	0,215 [3]
$^{185}_{74}W$	- β	75,1 сут. [6, 15]	0,433 (99,9) [15]	0,125 (0,0192) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	—	—

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, К <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{187}_{74}W$	- β	23,72 ч [15]	1,312 (29,8); 0,627 (54,9); 0,539 (4,2) [15]	0,686 (27,3); 0,618 (6,3); 0,552 (5,1); 0,480 (21,8); 0,134 (8,8); 0,072 (11,1) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	15,95 [3]	2,434 [3]
$^{184}_{75}Re$	Е, +β (0,0012)	38 сут. [3, 15]	0,359 (0,0012) [15]	0,903 (37,9); 0,895 (15,6); 0,792 (37,5); 0,111 (17,1) [15]	—	—	31,020 [3]	4,736 [3]
$^{186}_{75}Re$	- β, Е (7,47)	3,7183 сут. [15]	1,070 (71); 0,932 (21,5) [15]	0,137 (9,5) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	0,644	0,0983 [11]
$^{188}_{75}Re$	- β	17,0040 ч [15]	2,120 (70); 1,965 (26,3) [15]	0,155 (15,6) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	2,065	0,315 [11]
$^{185}_{76}Os$	Е	93,6 сут. [6, 15]	—	0,880 (5,2); 0,874 (6,3); 0,717 (3,9); 0,646 (78) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	26,38	4,024 [11]
$^{191}_{76}Os$	- β	15,4 сут. [6, 15]	0,142 (100) [15]	0,129 (29) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	2,248	0,343 [11]**
$^{191m}_{76}Os$	ИП	13,10 ч [15]	—	0,074 (0,074) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	0,132	0,0202 [11]
$^{193}_{76}Os$	- β	30,11 ч [15]	1,140 (55); 1,068 (18); 1,002 (12,4); 0,680 (7,9) [15]	0,460 (3,95); 0,139 (4,3); 0,073 (3,2) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,347	0,358 [11]
$^{190}_{77}Ir$	Е (100)	11,78 сут. [15]	—	0,605 (39,9); 0,569 (28,5); 0,558 (30,1); 0,518 (34); 0,407 (23,9); 0,397 (6,5); 0,371 (22,8); 0,361 (13); 0,295 (6,6); 0,187 (52) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	55,94	8,534 [11]
$^{192}_{77}Ir$	- β (95,1), Е	73,827 сут. [15]	0,675 (48); 0,539 (41,4); 0,259 (5,6) [15]	0,612 (5,3); 0,604 (8,2); 0,468 (47,8); 0,316 (82,7); 0,308 (29,7); 0,296 (28,7) [15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>4</sup>	30,18 [3]	4,605 [3]
$^{194}_{77}Ir$	- β	19,28 ч [15]	2,247 (85,4); 1,918 (9,3) [15]	0,328 (13,1) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	3,310	0,505 [11]
$^{188}_{78}Pt$	Е	10,2 сут. [3, 15]	—	0,423 (4,4); 0,381 (7,5); 0,195 (18,6); 0,188 (19,4) [15]	—	—	6,248 [3]	0,954 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, K <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
<sup>191</sup> <sub>78</sub> Pt	Е	2,802 сут. [15]	—	0,539 (13,7); 0,409 (8); 0,360 (6); 0,129 (3,2); 0,096 (33); 0,082 (4,9) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	10,40	1,587 [11]**
<sup>193m</sup> <sub>78</sub> Pt	ИП	4,33 сут. [12, 15]	—	0,135 (0,1122) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>7</sup>	0,603	0,092 [11]
<sup>197</sup> <sub>78</sub> Pt	- β	19,8915 ч [15]	0,719 (11); 0,641 (81); 0,450 (8,2) [15]	0,191 (3,7); 0,077 (17) [15]	1*10 <sup>3</sup>	1*10 <sup>6</sup>	1,101	0,168[11]
<sup>197m</sup> <sub>78</sub> Pt	- β , ИП (96,7)	95,41 мин [15]	0,710 (3,3) [15]	0,279 (2,4); 0,346 (11,1) [5, 15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,851	0,435 [11]**
<sup>198</sup> <sub>79</sub> Au	- β	2,69517 сут. [15]	0,961 (99) [15]	0,412 (95,6) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	15,10	2,305 [3]
<sup>199</sup> <sub>79</sub> Au	- β	3,139 сут. [6, 15]	0,453 (6,5); 0,294 (72); 0,244 (21,5) [15]	0,208 (8,7); 0,158 (40) [8, 15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	3,091	0,464 [3]
<sup>197</sup> <sub>80</sub> Hg	Е (100)	64,14 ч [15]	—	0,077 (18,7) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>7</sup>	2,208	0,337 [3]
<sup>197m</sup> <sub>80</sub> Hg	Е , ИП (91,4)	23,8 ч [15]	—	0,279 (6,1); 0,134 (33,5) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,786	0,425 [11]**
<sup>203</sup> <sub>80</sub> Hg	- β	46,612 сут. [15]	0,213 (100) [15]	0,279 (81,5) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>5</sup>	8,467	1,292 [3]
<sup>200</sup> <sub>81</sub> Tl	Е ,+β (0,353)	26,1 ч [15]	1,066 (0,298); 1,434 (0,055) [15]	1,206 (29,9); 0,828 (10,8); 0,579 (13,8); 0,511± (≤ 0,7); 0,368 (87,2) [8, 15]	1*10 <sup>1</sup>	1*10 <sup>6</sup>	43,20	6,591 [11]
<sup>201</sup> <sub>81</sub> Tl	Е (100)	72,912 ч [15]	—	0,167 (10); 0,135 (2,6) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	2,628	0,401 [11]
<sup>202</sup> <sub>81</sub> Tl	Е , +β (9*10-6)	12,23 сут. [15]	0,343 (9*10-6) [15]	0,440 (91,4); 0,511± (≤ 1,8*10-5) [15]	1*10 <sup>2</sup>	1*10 <sup>6</sup>	17,18	2,622 [3]
<sup>204</sup> <sub>81</sub> Tl	- β , Е (2,9)	3,78 г. [15]	0,763 (97,1) [15]	KX: 0,07 (1,3); 0,080 (0,36) [15]	1*10 <sup>4</sup>	1*10 <sup>4</sup>	0,033	5,04*10- 3 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{208}_{81}Tl$	- β	3,053 мин [15]	1,796 (48,7); 1,519 (21,8); 1,286 (24,5); 1,033 (3,1) [15]	0,277 (6,3); 0,511 (22,6); 0,583 (84,5); 0,860 (12,4); 2,614 (99,2) [15]	—	—		
$^{203}_{82}Pb$	E (100)	51,873 ч [6,15]	—	0,401 (3,4); 0,279 (80,8) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	10,90	1,663 [11]
$^{210}_{82}Pb$ (RaD)	- β	22,20 г. [15]	0,064 (16); 0,017 (84) [15]	0,046 (4,25); КХ: 0,030 (60,3); 0,042 (14,3) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^4$ **	0,108	0,0165 [11]
$^{212}_{82}Pb$	- β	10,64 ч [8, 15]	0,574 (12,3); 0,335 (82,5); 0,159 (5,2) [15]	0,239 (43,3); 0,300 (3,3) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^5$ **	5,178	0,790 [11]
$^{214}_{82}Pb$ (RaB)	- β	26,8 мин [3, 15]	0,671 (48,9); 0,728 (42,2); 1,023 (6,3) [15]	0,352 (37,6); 0,295 (19,3); 0,242 (7,4); 0,053 (1,2) [15]	—	—	8,847 [3]	1,35 [3]
$^{206}_{83}Bi$	E, +β (0,00043)	6,243 сут. [8, 15]	0,738 (0,00043) [15]	0,184 (15,8); 0,343 (23,4); 0,398 (10,7); 0,497 (15,3); 0,511± (≤ 8,6*10-4); 0,516 (40,7); 0,537 (30,5); 0,620 (5,8); 0,803 (98,9); 0,881 (66,2); 0,895 (15,7); 1,018 (7,6); 1,098 (13,5); 1,595 (5); 1,719 (31,8) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	116,07	17,707 [11]
$^{207}_{83}Bi$	E, +β (0,0120)	32,9 лет [15]	0,806 (0,0120) [15]	0,511± (≤ 0,02); 0,570 (97,8); 1,064 (74,6); 1,77 (6,9) [8, 15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	54,84	8,367 [11]**
$^{210}_{83}Bi$	- β, α (1,3*10-4)	5,012 сут. [15]	1,162 (100) [8, 15]	—	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^5$	$1,05 \cdot 10^{-5}$	$1,60 \cdot 10^{-6}$ [11]
$^{212}_{83}Bi$	- β (64,06), α	60,55 мин [15]	-b : 1,521 (4,4); 2,248 (55,5) [15] a : 6,051 (25,1); 6,090 (9,75) [15]	1,620 (1,5); 0,727 (6,6); 0,040 (1,06) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^6$ **	3,920	0,598 [11]
$^{214}_{83}Bi$ (RaC)	- β, α (0,02)	19,9 мин [15]	3,272 (18,2); 1,894 (7,4); 1,542 (17,8); 1,507 (17); 1,425 (8,2); 1,153 (4,2); 1,068 (5,8) [15]	2,204 (5,1); 1,764 (15,4); 1,238 (5,8); 1,120 (15,1); 0,768 (4,9); 0,609 (46,1) [15]	—	—	56,23 [3]	8,581 [3]



Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{203}_{84}Po$	E, + $\beta$ (7,1), $\alpha$ (0,11)	36,7 ч [15]	a : 5,383 (0,11); +b : 2,127 (1,7); 2,309 (3,5) [15]	0,215 (14,3); 0,511 $\pm$ ( $\leq$ 14,2); 0,894 (18,7); 0,908 (55); 1,091 (19,2) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	43,67	69,967 [11]
$^{205}_{84}Po$	$\alpha$ (0,04), E, + $\beta$ (2,33)	1,66 ч [15]	a : 5,220 (0,04); b : 1,506 (1,4); 1,657(0,66) [15]	0,212 (3,6); 0,261 (4); 0,511 $\pm$ ( $\leq$ 4,65); 0,837 (19,2); 0,850 (25,5); 0,872 (37); 1,000(28,8); 1,239 (4,6) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	51,856 [3]	7,917 [3]
$^{207}_{84}Po$	E, + $\beta$ (0,527), $\alpha$ (0,02)	5,80 ч [15]	a : 5,115 (0,021); +b : 0,896 (0,375); 1,145 (0,152) [15]	0,511 $\pm$ ( $\leq$ 1,05); 0,406 (9,7); 0,743 (28,2); 0,912 (17); 0,992 (59,3); 1,148 (5,7); 0,222 (1,45) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	45,16	6,890 [11]
$^{210}_{84}Po$	$\alpha$	138,376 сут. [15]	5,304 (100) [15]	0,803 (1,21 $\cdot 10^{-3}$ ) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	3,506 $\cdot 10^{-4}$	5,35 $\cdot 10^{-5}$ [11]
$^{212}_{84}Po$	$\alpha$	0,299 мкс [2, 15]	8,785 (100) [15]	—	—	—	—	—
$^{214}_{84}Po$	$\alpha$	164,3 мкс [15]	7,687 (99,99) [15]	0,800 (0,010) [8, 15]	—	—	—	—
$^{215}_{84}Po$	$\alpha$	0,001781 с [2, 15]	7,386 (100) [15]	0,439 (0,040) [8, 15]	—	—	—	—
$^{216}_{84}Po$	$\alpha$	0,145 с [2, 15]	6,778 (100) [15]	0,805 (1,9 $\cdot 10^{-3}$ ) [15]	—	—	—	—
$^{218}_{84}Po$	$\alpha$	3,10 мин [15]	6,002 (99,98) [15]	—	—	—	—	—
$^{211}_{85}At$	E, $\alpha$ (41,8)	7,214 ч [8, 15]	5,870 (41,8) [15]	0,687 (0,261); KX: 0,08 (34); 0,09 (9,5) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	1,108	0,169 [11]
$^{219}_{86}Rn$	$\alpha$	3,96 с [15]	6,425 (7,5); 6,553 (12,9); 6,819 (79,4) [15]	0,402 (6,6); 0,271 (10,8) [15]	—	—	—	—
$^{220}_{86}Rn$	$\alpha$	55,6 с [2, 15]	6,288 (99,9) [8, 15]	0,550 (0,114) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^8$ **	6,122 $\cdot 10^{-3}$	9,34 $\cdot 10^{-4}$ [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{222}_{86}Rn$	α	3,8235 сут. [15]	5,490 (99,92) [15]	0,510 (0,076) [15]	$1 \cdot 10^2$ **	$1 \cdot 10^5$ **	0,0135	$2,06 \cdot 10^{-3}$ [11]
$^{223}_{88}Ra$	α	11,43 сут. [15]	5,747 (9); 5,716 (51,6); 5,607 (25,2); 5,540 (9) [15]	0,324 (4); 0,269 (13,9); 0,144 (3,3); 0,154 (5,7); 0,122 (1,2) [15]	$1 \cdot 10^{2**}$	$1 \cdot 10^5$ **	4,182	0,638 [11]
$^{224}_{88}Ra$	α	3,66 сут. [2, 15]	5,685 (94,9); 5,449 (5,06) [15]	0,241 (4,1) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^5$ **	0,326	0,0498 [11]
$^{225}_{88}Ra$	- β	14,9 сут. [15]	0,331 (69,5); 0,371 (30,5) [15]	0,040 (30) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	0,904	0,138 [11]
$^{226}_{88}Ra$	α	1600 лет [2, 15]	4,601 (5,55); 4,784 (94,45) [15]	0,186 (3,6) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^4$ **	59,18 [3]**	9,031 [3]**
$^{227}_{88}Ra$	- β	42,2 мин [6, 15]	1,298 (36); 1,280 (28); 0,996 (11); 0,972 (8) [15]	0,303 (4,3); 0,300 (4,6); 0,027 (15,7) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	6,660	1,016 [11]
$^{228}_{88}Ra$	- β	5,75 лет [15]	0,040 (10); 0,039 (40); 0,026 (20); 0,013 (30) [15]	0,014 (1,6) [15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^5$ **		
$^{228}_{89}Ac$	- β (93)	6,15 ч [15]	2,069 (8); 1,731 (11,66); 1,158 (29,9); 1,004 (5,9); 0,974 (5,1); 0,596 (8) [15]	0,969 (15,8); 0,911 (25,8); 0,795 (4,25); 0,463 (4,4); 0,338 (11,3) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	36,82	5,618 [11]
$^{226}_{90}Th$	α	30,57 мин [15]	6,234 (22,8); 6,337 (75,5) [15]	0,111 (3,3); 0,131 (0,3) [8, 15]	$1 \cdot 10^3$ **	$1 \cdot 10^7$ **	0,305	0,0466 [11]
$^{227}_{90}Th$	α	18,68 сут. [15]	6,038 (24,2); 5,978 (23,5); 5,757 (20,4); 5,713 (4,9); 5,709 (8,3) [15]	0,050 (11,4); 0,236 (17,5); 0,256 (9,5); 0,330 (4) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	3,769	0,575 [11]
$^{228}_{90}Th$	α	1,9116 г. [15]	5,423 (72,2); 5,340 (27,2) [15]	0,727 (6,7); 0,860 (4,5); 2,614 (35,9); 0,240 (43,5); 0,51 (8,2); 0,584 (30,6) [5] (*Выход γ - квантов на распад $^{228}Th$ в равновесии с его дочерними продуктами)	$1$ **	$1 \cdot 10^4$ **	42,58 [3]	6,501 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,% )	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, % )		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot \text{Бк}}$	$\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$
$^{229}_{90}\text{Th}$	$\alpha$	7340 лет [8, 15]	5,053 (6,6); 4,968 (6); 4,901 (10,2); 4,845 (56,2); 4,838 (5); 4,815 (9,3) [15]	0,402 (6,6); 0,194 (4); 0,011 (8) [15]	1**	$1 \cdot 10^3$ **	9,262	1,413 [11]
$^{230}_{90}\text{Th}$	$\alpha$	75380 лет [15]	4,687 (76,3); 4,620 (23,4) [14, 15]	0,068 (0,4) [8, 15]	1	$1 \cdot 10^4$	0,0120	$1,86 \cdot 10^{-3}$ [11]
$^{231}_{90}\text{Th}$	- $\beta$	25,52 ч [14, 15]	0,305 (33); 0,288 (40); 0,287 (12); 0,206 (12,8) [15]	0,084 (6,6); 0,0256 (14,1) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	0,480	0,0714 [11]
Th	$\alpha, -\beta, \gamma$	Th-природный (включая $^{232}\text{Th}$ )			1	$1 \cdot 10^3$	—	—
$^{232}_{90}\text{Th}$	$\alpha$	$1,405 \cdot 10^{10}$ лет [2, 15]	4,012 (78,2); 3,947 (21,7) [15]	0,0664 (0,26) [15]	—	—	$3,251 \cdot 10^{-3}$	$4,96 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{234}_{90}\text{Th}$	- $\beta$	24,10 сут. [14, 15]	0,196 (70,3); 0,104 (19,2); 0,103 (7,6) [15]	0,063 (4,8); 0,092 (2,8); 0,093 (2,8) [15]	$1 \cdot 10^3$ **	$1 \cdot 10^5$ **	0,379	0,0579 [11]
$^{230}_{91}\text{Pa}$	$\alpha (3,2 \cdot 10^{-3}), E$ , - $\beta (8,4)$	17,4 сут. [15]	a : 5,345 (0,0007); -b : 0,512 (8,2) [15]	0,952 (29,1); 0,918 (8,2); 0,899 (5,8); 0,455 (6,3); 0,444 (5,5) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	24,16	3,686 [11]
$^{231}_{91}\text{Pa}$	$\alpha$	32760 лет [15]	4,736 (8,4); 4,951 (22,8); 5,014 (25,4); 5,028 (20,0); 5,058 (11,0) [15]	0,303 (2,2); 0,300 (2,47); 0,284 (1,7); 0,027 (10,3) [15]	1	$1 \cdot 10^3$	1,599	0,244 [11]
$^{233}_{91}\text{Pa}$	- $\beta$	26,967 сут. [15]	0,572 (4); 0,260 (17); 0,232 (40); 0,174 (16,4); 0,156 (27,7) [15]	0,341 (4,5); 0,312 (38,6); 0,300 (6,6) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	6,437	0,982 [11]
$^{230}_{92}\text{U}$	$\alpha$	20,8 сут. [14, 15]	5,818 (32,0); 5,888 (67,4) [15]	0,072 (0,6); 0,154 (0,125); 0,230 (0,12) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$ **	$1 \cdot 10^5$ **	0,045	$6,82 \cdot 10^{-3}$ [11]
$^{231}_{92}\text{U}$	E (> 99), $\alpha$	4,20 сут. [14, 15]	5,456 ( $1,7 \cdot 10^{-3}$ ); 5,471 (0,0011) [15]	0,026 (14,6); 0,084 (7,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	2,950	0,450 [11]
$^{232}_{92}\text{U}$	$\alpha$	68,9 г. [14, 15]	5,264 (31,55); 5,320 (68,15) [15]	0,058 (0,2) [8, 15]	1**	$1 \cdot 10^3$ **	0,0091	0,00139 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, K <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
<sup>233</sup> <sub>92</sub> U	α	1,592·10 <sup>5</sup> лет [14, 15]	4,824 (84,4); 4,784 (13,2); 4,729 (1,6) [15]	6,097 (0,02); 0,055 (0,018) [15]	1·10 <sup>1</sup>	1·10 <sup>4</sup>	0,029	4,45·10 <sup>-3</sup> [11]
<sup>234</sup> <sub>92</sub> U	α, СД	2,455·10 <sup>5</sup> лет [15]	4,775 (71,4); 4,722 (28,4) [15]	0,053 (0,123) [15]	1·10 <sup>1</sup>	1·10 <sup>4</sup>	0,024	3,73·10 <sup>-3</sup> [11]
<sup>235</sup> <sub>92</sub> U	α, СД (7·10 <sup>-9</sup> )	7,038·10 <sup>8</sup> лет [15]	4,596 (5,0); 4,556 (4,2); 4,398 (55); 4,367 (17); 4,325 (4,4); 4,214 (5,7) [15]	0,205 (5); 0,186 (57,2); 0,163 (5,08); 0,143 (11) [15]	1·10 <sup>1</sup> **	1·10 <sup>4</sup> **	4,653 [3]	0,710 [3]
<sup>236</sup> <sub>92</sub> U	α	2,342·10 <sup>7</sup> лет [14, 15]	4,445 (26); 4,494 (74) [14, 15]	0,049 (0,078); 0,113 (0,019) [8, 15]	1·10 <sup>1</sup>	1·10 <sup>4</sup>	2,51·10 <sup>-3</sup>	3,83·10 <sup>-4</sup> [11]
<sup>237</sup> <sub>92</sub> U	-β	6,75 сут. [8, 14, 15]	0,459 (3); 0,251 (42); 0,237 (51) [15]	0,208 (21,2); 0,0595 (34,5) [15]	1·10 <sup>2</sup>	1·10 <sup>6</sup>	4,280	0,653 [11]
<sup>238</sup> <sub>92</sub> U	α, СД	4,468·10 <sup>9</sup> лет [14, 15]	4,198 (79); 4,151 (21) [15]	0,114 (0,01); 0,050 (0,064) [15]	1·10 <sup>1</sup> **	1·10 <sup>4</sup> **	—	—
U- природный		4,47·10 <sup>9</sup> лет			1	1·10 <sup>3</sup>	—	—
<sup>239</sup> <sub>92</sub> U	-β	23,45 мин [15]	1,263 (18,7); 1,232 (9,4); 1,188 (69) [15]	0,0747 (49,2); 0,0435 (4,07) [15]	1·10 <sup>2</sup>	1·10 <sup>6</sup>	2,012 [3]	0,307 [3]
<sup>240</sup> <sub>92</sub> U	-β	14,1 ч [14]			1·10 <sup>3</sup> **	1·10 <sup>7</sup> **	0,047	7,22·10 <sup>-3</sup> [11]
<sup>240</sup> <sub>92</sub> U	-β (91)	14,1 ч [14, 15]	0,390 (29); 0,346 (61) [15]	0,190 (0,24); 0,066 (0,154); 0,044 (1,05) [15]	1·10 <sup>1</sup>	1·10 <sup>6</sup>	0,047	7,22·10 <sup>-3</sup> [11]
<sup>237</sup> <sub>93</sub> Np	α	2,144·10 <sup>6</sup> лет [15]	4,788 (47); 4,771 (25); 4,766 (8); 4,639 (6,2); 4,664 (3,4); 4,817 (2,5) [15]	0,029 (15); 0,086 (12,4) [15]	1**	1·10 <sup>3</sup> **	1,678	0,256 [11]
<sup>238</sup> <sub>93</sub> Np	-β	2,117 сут. [11, 15]	1,247 (41); 0,264 (44,8); 0,222 (11,5) [15]	1,028 (18,3); 1,025 (8,7); 0,984 (25,2) [15]	—	—	19,446 [3]	2,969 [3]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
$^{239}_{93} \text{Np}$	-β	2,356 сут. [15]	0,436 (45); 0,392 (7); 0,330 (42); 0,252 (50) [15]	0,278 (14,4); 0,228 (11,1); 0,106(26,3) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	5,203	0,794 [11]
$^{240}_{93} \text{Np}$	-β	1,032 ч [14]	1,160 (4); 1,082 (8); 0,889 (75) [15]	0,099 (4,8); 0,152 (6,7); 0,175 (4,7); 0,193 (5,6); 0,271 (5,7); 0,448 (12,3); 0,566 (25,3); 0,600 (18,4); 0,867 (8,1); 0,988 (6,7); 1,167 (4,5) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^6$	43,00	6,56 [11]
$^{234}_{94} \text{Pu}$	α (6,024), E	8,8 ч [1, 8, 15]	6,151 (1,9); 6,201 (4,1) [15]	—	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$	1,940	0,296 [11]
$^{235}_{94} \text{Pu}$	α, E (> 99)	25,3 мин [15]	5,850 ( $2,2 \cdot 10^{-3}$ ) [15]	0,756 (0,5); 0,049 (2,4) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	4,562	0,696 [11]
$^{236}_{94} \text{Pu}$	α, СД ( $1,9 \cdot 10^{-7}$ )	2,858 г. [15]	5,721 (30,6); 5,768 (69,3) [1, 15]	0,048 (0,066); 0,109 (0,012) [8, 15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	$1,31 \cdot 10^{-3}$	$2,00 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{237}_{94} \text{Pu}$	α, E (> 99)	45,2 сут. [15]	5,259 ( $2,1 \cdot 10^{-3}$ ); 5,334 ( $1,8 \cdot 10^{-3}$ ) [15]	0,059 (3,28); 0,102 (0,001) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$	1,239	0,189 [11]
$^{238}_{94} \text{Pu}$	α, СД ( $3,7 \cdot 10^{-7}$ )	87,71 г. [15]	5,456 (29,0); 5,499 (70,9) [1, 15]	0,043 (0,0395) [15]	1	$1 \cdot 10^4$	$1,41 \cdot 10^{-3}$	$2,15 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{239}_{94} \text{Pu}$	α	24110 лет [15]	5,105 (11,9); 5,144 (17,1); 5,157 (70,8) [15]	0,129 (0,006); 0,099 (0,0015) [15]	1	$1 \cdot 10^4$	$2,60 \cdot 10^{-3}$	$3,97 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{240}_{94} \text{Pu}$	α, СД ( $5,7 \cdot 10^{-6}$ )	6564 лет [15]	5,124 (27,1); 5,168 (72,8) [1, 15]	0,0452 (0,045) [8, 15]	1	$1 \cdot 10^3$	$1,47 \cdot 10^{-3}$	$2,24 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{241}_{94} \text{Pu}$	α, -β (> 99)	14,290 г. [15]	<sup>-b</sup> : 0,021 (100) [15] а : 4,896 ( $2 \cdot 10^{-3}$ ); 4,853 ( $5 \cdot 10^{-4}$ ) [1]	0,149 ( $1,8 \cdot 10^{-4}$ ); 0,104 ( $1 \cdot 10^{-4}$ ); 0,027 ( $1 \cdot 10^{-4}$ ) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	$5,16 \cdot 10^{-3}$	$7,87 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{242}_{94} \text{Pu}$	α, СД ( $1,1 \cdot 10^{-3}$ )	$3,75 \cdot 10^5$ лет [15]	4,858 (23,48); 4,902 (76,5) [15]	0,045 (0,037); 0,104 ( $2,55 \cdot 10^{-3}$ ) [15]	1	$1 \cdot 10^4$	$1,14 \cdot 10^{-3}$	$1,74 \cdot 10^{-4}$ [11]
$^{244}_{94} \text{Pu}$	СД (0,12), α (99,88)	$8,00 \cdot 10^7$ лет [15]	4,546 (19,4); 4,589 (80,5) [15]	0,044 (0,023) [15]	1	$1 \cdot 10^4$	$4,20 \cdot 10^{-4}$	$6,40 \cdot 10^{-5}$ [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, K <sub>γ</sub>	
			β, α	γ			$\frac{аГр \cdot м^2}{с \cdot Бк}$	$\frac{Р \cdot см^2}{ч \cdot мКи}$
$^{241}_{95}Am$	α	432,2 г. [15]	5,486 (84,5); 5,443 (13); 5,388 (1,6) [15]	0,026 (2,4); 0,0595 (35,9) [15]	1	1·10 <sup>4</sup>	0,773	0,118 [11]
$^{242}_{95}Am$	-β (82,7), E	16,02 ч [15]	<sup>-b</sup> : 0,665 (31); 0,623 (38) [15]	0,044 (0,014); 0,042 (0,039) [15]	1·10 <sup>3</sup>	1·10 <sup>6</sup>	0,372	0,0567 [11]
$^{242m}_{95}Am$	ИП (99,55), α	141 г. [1, 15]	5,207 (0,41); 5,143 (0,0257) [15]	0,0493 (0,13) [15]	1**	1·10 <sup>4</sup> **	0,016	2,49·10 <sup>-3</sup> [11]
$^{243}_{95}Am$	α	7370 лет [15]	5,233 (11,2); 5,275 (87,1); 5,181 (1,36) [15]	0,0435 (5,9); 0,0747 (67,2) [15]	1**	1·10 <sup>3</sup> **	1,698	0,259 [11]
$^{242}_{96}Cm$	α, СД (6,2·10 <sup>-6</sup> )	162,8 сут. [15]	6,069 (25,9); 6,113 (74,08) [15]	0,044 (0,033); 0,102 (2,5·10 <sup>-3</sup> ) [8, 15]	1·10 <sup>2</sup>	1·10 <sup>5</sup>	1,18·10 <sup>-3</sup>	1,80·10 <sup>-4</sup> [11]
$^{243}_{96}Cm$	α (99,71), E	29,1 г. [15]	5,742 (11,5); 5,785 (73,0); 5,992 (5,7); 6,058 (4,7); 6,010 (1,1); 6,066 (1,5) [15]	0,210 (3,3); 0,228 (10,6); 0,278 (14) [8, 15]	1	1·10 <sup>4</sup>	3,305	0,518 [11]
$^{244}_{96}Cm$	α, СД (2,7·10 <sup>-4</sup> )	18,10 г. [15]	5,763 (23,6); 5,805 (76,4) [1, 15]	0,043 (0,024) [15]	1·10 <sup>1</sup>	1·10 <sup>4</sup>	7,54·10 <sup>-4</sup>	1,15·10 <sup>-4</sup> [11]
$^{245}_{96}Cm$	α	8500 лет [1, 15]	5,304 (5,0); 5,362 (93,2) [1, 15]	0,133 (2,8); 0,175 (9,5) [15]	1	1·10 <sup>3</sup>	3,356	0,512 [11]
$^{246}_{96}Cm$	α, СД (0,03)	4760 лет [15]	5,344 (17,8); 5,386 (82,2) [15]	0,044 (0,028) [8]	1	1·10 <sup>3</sup>	6,68·10 <sup>-4</sup>	1,02·10 <sup>-4</sup> [11]
$^{247}_{96}Cm$	α	1,56·10 <sup>7</sup> лет [1, 15]	4,820 (4,7); 4,870 (71); 5,212 (5,7); 5,267 (13,8) [1, 15]	0,278 (3,4); 0,402 (72); 0,288 (2) [1, 8, 15]	1	1·10 <sup>4</sup>	12,24	1,867 [11]
$^{248}_{96}Cm$	α (91,61), СД (8,39)	3,48·10 <sup>5</sup> лет [15]	5,035 (16,5); 5,078 (75,0) [15]	0,044 (0,02) [8]	1	1·10 <sup>3</sup>	5,44·10 <sup>-4</sup>	8,30·10 <sup>-5</sup> [11]
$^{249}_{97}Bk$	-β (100), α	330 сут. [15]	<sup>-b</sup> : 0,124 (100) [15] а : 5,417 (1,08·10 <sup>-3</sup> ), 5,390 (2,32·10 <sup>-4</sup> ) [1]	0,307 (3,2·10 <sup>-6</sup> ); 0,327 (1,7·10 <sup>-5</sup> ) [8]	1·10 <sup>3</sup>	1·10 <sup>6</sup>	4,08·10 <sup>-6</sup>	6,22·10 <sup>-7</sup> [11]

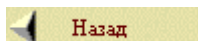
Радио- нуклид	Вид распада (выход, %)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot \text{Бк}}$	$\frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$
$^{246}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ , СД ( $2,5 \cdot 10^{-4}$ )	35,7 ч [1, 15]	6,708 (20,6); 6,750 (79,3) [15]	0,042 (0,014); 0,096 (0,012) [8, 15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	$9,24 \cdot 10^{-4}$	$1,41 \cdot 10^{-1}$ [11]
$^{248}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ , СД (0,0029)	333,5 сут. [8, 15]	6,217 (19,6); 6,258 (80,0) [1, 15]	0,099 (0,19); 0,043 (0,019) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	—	—
$^{249}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ , СД ( $5,2 \cdot 10^{-9}$ )	351 г. [1, 15]	6,194 (2,5); 5,946 (3,3); 5,903 (3,2); 5,813 (82,2); 5,760 (4,7) [15]	0,333 (14,6); 0,388 (66,0) [15]	1	$1 \cdot 10^3$	12,06	1,841 [3]
$^{250}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ , СД (0,154)	13,08 г. [1, 15]	5,989 (15); 6,030 (84,6) [15]	0,043 (0,014) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	$4,78 \cdot 10^{-4}$ [3]	$7,03 \cdot 10^{-5}$ [3]
$^{251}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$	898 лет [8, 15]	5,679 (35); 5,854 (27); 6,076 (2,7); 6,016 (11,6); 5,816 (4,2); 5,764 (3,8); 5,650 (3,5) [15]	0,177 (17,7); 0,227 (6,3); 0,285 (1,4) [15]	1	$1 \cdot 10^3$	3,153	0,481 [11]
$^{252}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ (96,91); СД	2,645 лет [1, 15]	6,076 (15,2); 6,118 (81,6) [15]	0,043 (0,015); 0,100 (0,013) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	$1,13 \cdot 10^{-3}$ [3]	$1,73 \cdot 10^{-1}$ [3]
$^{253}_{98}\text{Cf}$	$^{-\beta}$ (99,69), $\alpha$ (0,306)	17,81 сут. [1, 15]	$^{-b}$ : 0,242 (50); 0,288 (50) [15] $a$ : 5,921 (0,0155); 5,979 (0,295) [1]	0,050 ( $5,7 \cdot 10^{-4}$ ) [8]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	—	—
$^{254}_{98}\text{Cf}$	СД (99,69), $\alpha$	60,5 сут. [1, 15]	5,833 (0,26); 5,791 (0,05) [1]	0,043 ( $5 \cdot 10^{-5}$ ) [8]	1	$1 \cdot 10^3$	—	—
$^{253}_{99}\text{Es}$	$\alpha$ , СД ( $8,7 \cdot 10^{-6}$ )	20,47 сут. [1, 15]	6,590 (6,6); 6,632 (89,9) [15]	0,389 (0,0264) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^5$	0,012	$1,83 \cdot 10^{-3}$ [11]
$^{254m}_{99}\text{Es}$	$\alpha$ (0,33), $^{-\beta}$ (98), E (0,08)	39,3 ч [1, 15]	$a$ : 6,382 (0,24); 6,357 (0,027) [15] $^{-b}$ : 1,123 (26); 0,474 (72) [15]	0,649 (28); 0,688 (12); 0,694 (24) [15]	$1 \cdot 10^1$	$1 \cdot 10^4$	0,110	0,0168 [11]
$^{254g}_{99}\text{Es}$	$\alpha$	275,7 сут. [1, 15]	6,429 (93,1); 6,415 (1,8); 6,358 (2,6) [15]	0,043 (100); 0,034 (30) [15]	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^6$	17,45	2,663 [11]

Радио- нуклид	Вид распада (выход,%)	Период полу-распада	Энергия, МэВ (выход, %)		МЗУА, Бк/кг	МЗА, Бк	γ -Постоянная, $K_\gamma$	
			$\beta, \alpha$	$\gamma$			$\frac{a\Gamma \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{P \cdot cm^2}{ч \cdot mKi}$
$^{254}_{100}Fm$	$\alpha$ (94), СД (0,06)	3,240 ч [1, 15]	7,150 (14,2); 7,192 (84,9) [15]	0,043 (0,01); 0,099 (0,031) [15]	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$	$6,95 \cdot 10^{-3}$	$1,06 \cdot 10^{-3}$ [11]
$^{255}_{100}Fm$	$\alpha$	20,07 ч [1, 15]	6,963 (5,0); 7,022 (93,4) [1, 15]	0,057 (0,72); 0,081 (0,81) [15]	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^6$	0,055	$8,41 \cdot 10^{-3}$ [11]



## Литература

1. Вайгель Ф., Кац Дж., Сиборг Г. и др. Химия актиноидов: В 3 т. Т. 2 / Пер. с англ.; Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. М.: Мир, 1997. 664 с.
2. Firestone R.B., Shirley V.S., Bglin C.M. et al. Table of Isotopes Eighth edition, 1998 Update. New York: John Wiley & Sons Inc., 1998.
3. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1993. 192 с.
4. Chechev V.P., Chukreev F.E. Radiation and Decay Characteristics of Long-Lived Radionuclides Used in the National Economy and Scientific Research (Evaluated Data) / A Handbook. INDC(ССР)–338, IAEA NDS, Vienna, October 1991.
5. X-Ray and Gamma-Ray Standards for Detector Calibration. IAEA-TECDOC–619. September 1991.
6. Kanji Tasaka, Junichi Katakura, Hitishi Ihara et al. JNDS Nuclear Data Library of Fission Products. Second Version. September 1990. JARRI1320, NEANDC.
7. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Радиоактивные цепочки: Справочник. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1988. 112 с.
8. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения: Публикация 38 МКРЗ: В 2 ч. М.: Энергоатомиздат, 1987.
9. Вайгель В.М. и др. Сечения пороговых реакций, вызываемых нейтронами: Справочник / В.М. Бычков, В.Н. Манохин., А.Б. Пашенко, В.И. Пляскин. М.: Энергоиздат, 1982. 216 с.
10. Колобашкин В.М. и др. Бета-излучение продуктов деления: Справочник. / В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, В.Г. Алексанкин, П.А. Ружанский. М.: Атомиздат, 1978. С 472.
11. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: Справочник. М.: Атомиздат, 1977. С. 400.
12. Comparison of activation cross section measurements and experimental techniques for fusion reactor technology. INDC(NDS)–301, July, 1994.
13. Rudstam G. Absolute gamma branching ratios for fission products in the mass range/ 74–165. INDC(SW)–24. IAEA. November 1993.
14. Вайгель Ф., Кац Дж., Сиборг Г. и др. Химия актиноидов: В 3 т. Т. 1 / Пер. с англ.; Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. М.: Мир, 1991. 525 с.
15. National nuclear data center Broochaven National Laboratory Upton, Long Island, New York 11973. <http://www.nndc.bnl.gov>, ENSDF updated on March 17 2004.
16. Н83. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. 117 с.



## РАЗДЕЛ 6 ДЕТЕКТИРОВАНИЕ, РАДИОМЕТРИЯ И СПЕКТРОМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Автор-составитель: к.х.н., с.н.с. Е.В. Платыгина

Большинство радиоактивных нуклидов обладает своим, только им присущим энергетическим спектром корпускулярного и фотонного излучений (см. Приложение I). Это позволяет по измеренному спектру не только идентифицировать те или иные нуклиды в смеси, но и определять их количество с высокой точностью. Комплексный анализ, как правило, требует использования различных методов и методик исследования.

Например, при анализе жидких радиоактивных отходов реактора LWR используются [1]:

радиохимический метод, включающий  $\alpha$ -спектрометрию на заключительной стадии для идентификации большинства актинидов;

метод трековых детекторов для определения микроконцентраций основных делящихся материалов  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  в сумме;

нейтронный активационный анализ с последующей  $\gamma$ -спектрометрией пробы для обнаружения  $^{238}\text{U}$  и  $^{241}\text{Am}$ .

### 6.1. Детектирование ядерных излучений

Детектирование любого вида излучения сводится в итоге к детектированию заряженных частиц и основано на регистрации эффектов, вызываемых заряженной частицей при ее прохождении через вещество, проявляющихся вблизи траектории частицы и в начальный момент локализованных в области, размеры которой соизмеримы с межатомными расстояниями. Эффекты, которые можно регистрировать, разделяются на две группы: первая — это ионизация и возбуждение вещества в треке частицы, вторая — это излучения различной природы (излучение Вавилова — Черенкова, звук, тормозное излучение и т. п.), генерируемые частицей и выходящие из трека и, возможно, из объема детектора.

Выбор детектора, конструкция защиты и характер воздействия на биологические объекты обусловлены, прежде всего, механизмом взаимодействия излучения с веществом:

1. Энергия, теряемая при термализации горячих носителей заряда, а также в процессе нерадиационного девозбуждения центра свечения и при безызлучательной рекомбинации носителей заряда. Все эти потери идут на нагревание вещества, и их можно назвать тепловыми (тепловой эффект). Измерение теплового эффекта лежит в основе калориметрического метода и метода пузырьковых камер.

2. Затраты энергии, связанные с захватом носителей заряда на глубокие центры. Эти затраты энергии частично переходят в потенциальную энергию центров захвата, энергия как бы запасается и может быть использована при освобождении носителей заряда, например, при нагревании вещества. На этом основаны термолюминесцентные методы.

3. Энергия различных излучений, возникающих в веществе при прохождении через него и выходящих из вещества (излучение Вавилова — Черенкова, звук, тормозное излучение и т. п.).

Некоторая доля этих вторичных излучений поглощается в самом веществе. На регистрации этих излучений основан целый ряд методов детектирования.

4. Измерение энергии, идущей на образование свободных носителей заряда и их числа, лежит в основе ионизационного метода.

5. Энергия, идущая на образование фотонов люминесценции; измерение числа фотонов и их энергии лежит в основе сцинтилляционного метода.

6. Потенциальная энергия свободных носителей заряда.

7. Энергия, затрачиваемая на изменение структуры вещества.

### 6.1.1. Потери энергии

В первичном процессе происходят возбуждение и ионизация атомов, причем энергетическое распределение испущенных атомами электронов пропорционально  $\frac{1}{E^2}$ . Электроны с энергией  $E > 100$  эВ могут затем ионизировать атомы во вторичных столкновениях. Общее число образовавшихся ионов  $N_T$  пропорционально потере энергии  $D E$  в веществе:

$$N_T = \frac{\Delta E}{w_i}, \quad (6.1.1)$$

где  $w_i$  — потеря энергии на образование одной электрон-ионной пары.

В воздухе на образование одной пары ионов затрачивается энергия  $w \approx 34$  эВ, причем около половины этой энергии идет на возбуждение атомов и расщепление молекул на атомы без ионизации.

Средняя потеря энергии частицей на единице пути  $\left(\frac{dE}{dx}\right)^*$  с учетом квантово-механических и релятивистских эффектов зависит от заряда  $z$  частицы, ее скорости (энергии)  $v$ , плотности электронов в среде ( $nZ$ ) и среднего ионизационного потенциала среды ( $I$ ):

$$\left(\frac{dE}{dx}\right) = \frac{4\pi e^4 z^2}{mv^2} nZ \left[ \ln \frac{2m_e v^2}{I} - \frac{v^2}{c^2} - \ln \left(1 - \frac{v^2}{c^2}\right) \right], \quad (6.1.2)$$

где  $c$  — скорость света в вакууме;  $n$  — число атомов в единице объема среды;  $e$  — заряд электрона.

Средний ионизационный потенциал изменяется от 15,6 эВ для водорода до 810 эВ для урана. Для элементов с  $Z > 47$  отношение  $\frac{I}{Z} \approx 8,8 \pm 0,3$ .

Ионизационные потери энергии электронов при  $v \approx c$  пропорциональны  $Z$  и логарифму энергии:

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} \approx Z \ln E. \quad (6.1.3)$$

Электроны высоких энергий вследствие их малой массы могут терять энергию посредством испускания фотонов при торможении в электрическом поле ядра. Потери энергии на тормозное излучение пропорциональны энергии электронов ( $E$ ), ядерной плотности среды ( $n$ ) и эффективному сечению радиационных потерь  $\sigma_{\text{рад}}$  ( $\sigma_{\text{рад}} \sim Z^2 \ln E$ ):

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{торм}} = nE\sigma_{\text{рад}}, \quad (6.1.4)$$

т. е. потери энергии на излучение растут линейно с энергией и пропорциональны  $Z^2$ .

При больших энергиях электронов преобладают потери на излучение. Ниже критической

энергии, равной  $E_{\text{кр}} = \frac{800}{Z} \text{ МэВ}$ , большую роль играют ионизационные потери. Бете и Гайтлер дают приближенное соотношение между удельными радиационными и ионизационными потерями энергии:

$$\frac{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}}}{\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}} = \frac{EZ}{800}. \quad (6.1.5)$$

Здесь  $Z$  — порядковый номер элемента;  $E$  — энергия частицы, МэВ.

Для электронов с энергией больше критической изменение энергии за счет радиационных потерь в зависимости от пройденного расстояния описывается экспоненциальным законом

$$E = E_0 \exp\left(-\frac{x}{x_0}\right). \quad (6.1.6)$$

Расстояние  $x_0$ , на котором энергия электрона в результате радиационного торможения уменьшается в «е» раз, называется **радиационной длиной**.

Тормозное излучение имеет сплошной спектр: энергия фотонов  $hn$ , излучаемых в элементарном акте, лежит в пределах от нуля до  $hn_{\text{max}} = E_e$  (где  $E_e$  — кинетическая энергия электрона до столкновения). С достаточной для практических расчетов точностью можно считать, что эффективная энергия квантов тормозного излучения равна половине максимальной энергии тормозящихся  $\beta$ -частиц, если  $E_{0\text{max}} \leq 10 \text{ МэВ}$ , и одной трети максимальной энергии, если  $10 \text{ МэВ} < E_{0\text{max}} \leq 30 \text{ МэВ}$ .

При относительно низких энергиях электронов ( $E_e \propto m_e c^2$ ) интенсивность излучения имеет максимум в направлении, нормальном направлению движения электрона. Для электронов высокой энергии ( $E_e \gg m_e c^2$ ) кванты тормозного излучения испускаются в виде узкого пучка со средним

$$\text{углом } \theta = \frac{m_e c^2}{E_e}.$$

## 6.1.2. Пробег заряженных частиц в веществе

Пробег заряженной частицы в веществе удобно измерять в граммах на квадратный сантиметр. Если взять слой вещества плотностью  $\rho$  и сечением  $1 \text{ см}^2$ , то масса этого вещества пропорциональна его толщине  $R$ . Пробег, выраженный в  $\text{г/см}^2$ , практически мало зависит от природы вещества. Это обусловлено тем, что число электронов в одном грамме вещества,

определенное соотношением  $\frac{Z}{A} \approx n_e$ , изменяется незначительно (от 0,5 для гелия до 0,39 для урана).

Зная зависимость тормозной способности данного вещества от энергии частицы, можно вычислить длину пробега частицы с зарядом  $z$  и массой  $m$  в веществе с атомным номером  $Z$ , замедлившейся от начальной энергии  $E_0$  до конечной энергии  $E_1$ :

$$R_{zm} = \int_{E_1}^{E_0} \frac{dE}{(dE/dx)} = \frac{m_e}{4\pi e^4 z^2 n Z} \int_{E_1}^{E_0} \frac{v^2 dE}{B(v)}, \quad (6.1.7)$$

где 
$$B(v) = \ln \frac{2m_e v^2}{I} - \beta^2 - \ln(1 - \beta^2)$$

**Тяжелые заряженные частицы** (протоны, дейтроны,  $\alpha$ -частицы, осколки деления) отличаются большой ионизирующей способностью. Например, в воде на 1 мкм пути образуется (в зависимости от энергии  $\alpha$ -частицы) до 5000 пар ионов, тогда как для  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучений это число  $\approx 100$ .

Если скорость движения частицы с зарядом  $z$  в среде больше, чем  $v_0 z$ , где  $v_0$  — скорость электрона на первой орбите атома водорода, равная  $2,19 \times 10^8$  см/с, то частица движется в веществе, не захватывая электронов. Ее кинетическая энергия расходуется в основном на ионизацию и возбуждение вещества. При скорости частицы меньше  $v_0 z$  частица захватывает электроны среды. Заряд движущейся частицы, захватившей электроны, носит название *равновесного заряда*. Равновесный заряд частицы уменьшается по мере уменьшения ее скорости. При одной и той же скорости равновесный заряд тем меньше, чем больше  $Z$  вещества. Это приводит к тому, что потери энергии на единицу длины в веществе с большим  $Z$  оказываются меньше, чем в веществе с малым  $Z$ . Поэтому пробег иона определенной энергии в веществе с большим  $Z$  оказывается больше. Например, пробег иона  $^{124}\text{Ba}$  с энергией 58 МэВ в мишени из тантала равен  $(5,7 \pm 0,5)$  мг/см<sup>2</sup>, а в мишени из ниобия равен  $(3,9 \pm 0,3)$  мг/см<sup>2</sup>.

Пробег тяжелых заряженных частиц можно рассчитать по формуле (6.1.7), приняв во внимание, что  $dE = mv dv$  и ограничившись нерелятивистским случаем ( $\beta^2 \ll 1$ ) [2]:

$$R_{ms} = \frac{m \cdot m_e}{4\pi e^4 z^2 n Z} \int_{v_1}^{v_0} \frac{v^3 dv}{\ln \frac{2m_e v^2}{I}}. \quad (6.1.7\phi)$$

Как видно из формулы (6.1.7 $\phi$ ), длина пробега частицы является функцией ее скорости  $v$ , коэффициент пропорциональности перед которой содержит характеристики частицы  $\left(\frac{m}{z^2}\right)$  и среды ( $nZ$ ). Поэтому отношение длин пробегов разных частиц с одинаковыми начальной и конечной скоростями определяется соотношением:

$$\frac{R_1}{R_2} = \frac{m_1 z_2^2}{m_2 z_1^2}. \quad (6.1.8)$$

Приближенная формула (с погрешностью  $\pm 10\%$ ) зависимости пробега  $\alpha$ -частиц от энергии в воздухе  $E$ , МэВ, при  $15^\circ\text{C}$  и давлении 0,1 МПа для диапазона  $4 < E < 7$  МэВ имеет вид:

$$R \approx 0,309 E^{3/2} \text{ см.} \quad (6.1.9)$$

При меньших энергиях величина пробега пропорциональна  $E^{3/4}$ , при более высоких —  $E^2$ .

Эмпирическая формула, позволяющая рассчитать пробег  $\alpha$ -частицы в веществе с массовым числом  $A$ , имеет вид:

$$R_A = \frac{0,56 \cdot 10^{-3} R A^{\frac{1}{3}}}{\rho_A}, \quad (6.1.10)$$

где  $R$  — пробег  $\alpha$ -частицы в воздухе, см, при 15 °С и давлении 0,1 МПа;  $\rho_A$  — плотность среды, г/см<sup>3</sup>.

Длины пробега протонов и  $\alpha$ -частиц связаны следующим образом:

$$R_p = 1,007 R_a - 0,20, \quad (6.1.11)$$

где  $R_p$  и  $R_a$  — длина пробега (см) протона и  $\alpha$ -частицы соответственно с начальной скоростью  $v$  в воздухе при нормальном давлении.

Благодаря малой проникающей способности  $\alpha$ -частиц и осколков деления, являющейся следствием высокой эффективности взаимодействия с веществом, специальной защиты от внешнего облучения не требуется. Эти частицы поглощаются одеждой и воздушным слоем между источником и облучаемой поверхностью. Так,  $\alpha$ -частица с энергией  $\approx 6$  МэВ пробегает в воздухе 4,8 см, в стекле  $\approx 40$  мкм, в алюминии  $\approx 30$  мкм, в биологической ткани  $\approx 50$  мкм. Пробег протонов той же энергии в алюминии составляет 255 мкм (69 мг/см<sup>2</sup>).

**Электроны и  $\beta$ -частицы.** Эмпирические зависимости пробега (г/см<sup>2</sup>) от энергии (МэВ) для моноэнергетических электронов и  $\beta$ -частиц (с большей погрешностью) в алюминии:

$$R_b = 0,407 E^{1,38} \text{ для } 0,15 < E < 0,8 \text{ МэВ,}$$

$$R_b = 0,542 E - 0,133 \text{ для } 0,8 < E < 3 \text{ МэВ.}$$

Для большого диапазона энергии  $\beta$ -частиц  $0,01 \leq E \leq 2,5$  МэВ максимальный пробег (г/см<sup>2</sup>) с хорошей точностью ( $\pm 5\%$ ) можно вычислить по более сложной эмпирической формуле

$$R_b = 0,412 E^{1,265} - 0,218 \lg^E. \quad (6.1.12)$$

Подробнее о взаимодействии заряженных частиц с веществом см. в [2– 9].

Закон ослабления потоков моноэнергетических электронов и  $\beta$ -частиц в веществе различен. Ослабление  $\beta$ -излучения имеет приблизительно экспоненциальный характер:

$$\Phi_\beta \approx \Phi_0 \exp(-\alpha d) = \Phi_0 \exp \frac{-0,693 d}{\Delta}, \quad (6.1.13)$$

где  $\Phi_0$  и  $\Phi_\beta$  — соответственно поток (плотность потока)  $\beta$ -излучения падающего и прошедшего поглощающий слой толщиной  $d$ ;  $\alpha$  — линейный коэффициент ослабления  $\beta$ -излучения, численно равный величине, обратной толщине поглощающего слоя, при прохождении которого поток  $\beta$ -излучения ослабляется в «е» раз;  $\Delta$  — слой половинного ослабления потока излучения.

Кривая ослабления моноэнергетических электронов отлична от экспоненты.

Для  $\beta$ -частиц с максимальной энергией  $0,5 \text{ МэВ} < E_b < 6,0 \text{ МэВ}$  коэффициент  $\alpha$ ,  $\text{см}^{-1}$ , можно найти по эмпирической формуле

$$\alpha = \frac{22\rho}{E_b^{1,33}}, \quad (6.1.14)$$

где  $\rho$  — плотность поглощающего вещества,  $\text{г/см}^3$ ;  $E_b$  — максимальная энергия  $\beta$ -спектра, МэВ.

Эмпирическая зависимость между слоем половинного ослабления ( $\text{г/см}^2$ ) и граничной энергией  $\beta$ -частиц (МэВ) для материалов от водорода до меди имеет вид:

$$\Delta = 0,095 \frac{Z}{A} E_b^{3/2}. \quad (6.1.15)$$

Проникающая способность  $\beta$ -излучения невелика. Например, максимальный пробег электронов с энергией 0,5 МэВ в воздухе составляет 1,55 м (0,199  $\text{г/см}^2$ ), в алюминии — 0,83 мм (0,226  $\text{г/см}^2$ ), в свинце — 0,29 мм (0,291  $\text{г/см}^2$ ), в меди — 0,228 мм (0,259  $\text{г/см}^2$ ).

### 6.1.3. Взаимодействие $\gamma$ -квантов с веществом

В то время как заряженные частицы, проходя через вещество, постепенно замедляются, фотоны или поглощаются, или рассеиваются атомами и свободными электронами среды в результате фото- или комптоновского взаимодействий и эффекта образования электрон-позитронной пары. Последний процесс возможен при достаточно больших ( $\geq 2m_0c^2$ ) энергиях  $\gamma$ -квантов. При этом происходит не только ослабление излучения, но и перераспределение его в различных энергетических группах.

Степень ослабления  $\gamma$ -квантов в том или ином веществе характеризуется параметром, называемым *коэффициентом поглощения*  $\mu$ . В зависимости от единиц измерения  $\mu$  выражается или в  $\text{см}^{-1}$  — *линейный коэффициент поглощения*, или в  $\text{см}^2/\text{г}$  — *массовый коэффициент поглощения*. Коэффициент поглощения можно определить как величину, обратную толщине поглотителя, при прохождении которого интенсивность пучка  $\gamma$ -квантов уменьшается в «е» раз (это следует из экспоненциального закона ослабления параллельного пучка  $\gamma$ -квантов).

Толщина поглотителя, уменьшающая интенсивность пучка в два раза, называется *слоем*

$$d_{1/2} = \frac{0,693}{\mu}.$$

половинного поглощения  $\delta_{1/2}$ . Очевидно, что

Величина  $\lambda$ , обратная  $\mu$  называется *длиной свободного пробега*  $\gamma$ -излучения в веществе.

Полный коэффициент ослабления равен сумме парциальных коэффициентов ослабления, т. е. коэффициентов, соответствующих всем процессам взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом:

$$\mu = \mu_e + \mu_c + \mu_p \quad (6.1.16)$$

где  $\mu_e$ ,  $\mu_c$ ,  $\mu_p$  — соответственно коэффициенты поглощения за счет фото- и комптон-эффектов и при образовании пары.

Каждый из этих коэффициентов пропорционален соответствующему эффективному сечению взаимодействия, которое сложным образом зависит от энергии  $\gamma$ -квантов.

**Коэффициент фотопоглощения**  $\mu_e$  пропорционален числу атомов  $n$  в  $1 \text{ см}^3$  и сечению  $\sigma_e$ :

$$\mu_e = n\sigma_e. \quad (6.1.17)$$

В свою очередь  $\sigma_e$  зависит от атомного номера вещества  $Z$  и энергии  $\gamma$ -квантов  $E_\gamma$ , причем вид энергетической зависимости определяется соотношением между  $E_\gamma$  и энергией связи электрона на  $K$ -оболочке  $I_K$ :

$$\text{при } \frac{E_\gamma}{I_K} \gg 1 \quad \sigma_e$$

$$\sigma_e \approx Z^5 E, \quad (6.1.18)$$

$$\text{при } \frac{E_\gamma}{I_K} > 1$$

$$\sigma_e \approx \frac{\text{const } Z^5}{E^{7/2}}. \quad (6.1.19)$$

Из этих выражений видно, что вероятность фотопоглощения быстро возрастает при переходе от легких элементов к тяжелым и резко падает с увеличением энергии  $\gamma$ -квантов.

Фотоэлектроны, образованные фотонами малой энергии, испускаются в основном в направлении электрического вектора, т. е. нормально к линии распространения фотона. С ростом энергии излучения распределение электронов вытягивается вперед.

**Комптовское взаимодействие.** В случае комптоновского рассеяния фотоны не поглощаются, но они не имеют уже прежней энергии  $E_0$  и в результате выбывают из пучка частиц с энергией  $E_0$ . Комптон-эффект становится существенным при энергии  $\gamma$ -квантов много большей энергии связи электронов в атомах среды. Сечение взаимодействия не имеет такой сильной зависимости от  $Z$  среды как при фотоэффекте:

$$\sigma_c \approx \frac{\text{const } Z}{E_\gamma}. \quad (6.1.20)$$

Сопоставляя выражения (6.1.18), (6.1.19) и (6.1.20), можно сделать вывод о преобладании ослабления пучка  $\gamma$ -квантов в легких материалах за счет комптоновского взаимодействия над фотоэффектом. Это объясняется тем, что при малых  $Z$  электроны связаны с ядром относительно слабее, чем в веществах с большим  $Z$ .

**Образование пары.** Образование электрон-позитронных пар в поле ядра происходит при энергии  $\gamma$ -квантов выше  $2m_e c^2 = 1,02$  МэВ, а в кулоновском поле электрона начинается при  $E_\gamma > 4m_e c^2$ . Вероятность образования пар в поле электрона примерно в  $10^3$  раз больше, чем в поле ядра.

При очень больших энергиях именно этим процессом определяется почти полное ослабление пучка. Причем появившийся таким образом позитрон может испустить тормозной фотон с очень большой энергией, а после замедления имеет много шансов аннигилировать в веществе с испусканием двух фотонов с энергией по 0,511 МэВ каждый. Если вторичный фотон имеет энергию, превышающую  $2m_e c^2$ , то процесс повторяется снова и т. д., так что в итоге наблюдается электронный ливень, который развивается по ходу последовательных аннигиляций. Вероятность образования пары в поле ядра растет с увеличением заряда как  $Z^2$ . При энергии, незначительно превышающей порог образования пары, вероятность растет примерно пропорционально логарифму энергии фотона, т. е.



$$s_p \approx Z^2 \ln(2E_g), \quad (6.1.21)$$

при высоких энергиях ( $E_g > 5$  ГэВ) достигает насыщения и дальше не растет.

Таблица 6.1.1

**Область энергий, в которой преобладает один из процессов взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом (МэВ)**

Материал	Фотоэффект $E_g < E_1$	Комптон-эффект $E_1 < E_g < E_2$	Образование пары $E_g > E_2$
Алюминий	0,05	0,05– 15	15
Медь	0,15	0,15– 10	10
Свинец	0,5	0,5– 5	5

Из приведенного выше краткого описания процессов взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом видно, что в области малых энергий  $E_g < E_1$  основным механизмом взаимодействия является фотоэффект, в промежуточной области  $E_1 < E_g < E_2$  — эффект Комптона, а в области больших энергий  $E_g > E_2$  — процесс образования электрон-позитронных пар.

## 6.2. Детекторы излучений

Одна из основных задач детектирования излучений — это восстановление характеристик излучения по сигналам, измеренным на выходах детекторов. Для этого необходимо знать прежде всего общие характеристики детекторов как преобразователей излучения в сигналы.

Наиболее простой тип детектора — *счетчик частиц*. Счетчиком может быть любой детектор, регистрирующий отдельные частицы, независимо от природы сигнала. Важно отметить, что счетчик в принципе позволяет определить момент прохождения частицы через его объем. Форма импульса на выходе счетчика характеризует в основном процессы, происходящие в нем. Эти процессы в истинных счетчиках, таких как счетчик Гейгера — Мюллера или искровой счетчик, практически не зависят от природы частицы. Однако форма импульса может сильно зависеть от места прохождения частицы через детектор.

Сигнал на выходе пропорционального детектора пропорционален поглощенной в его объеме энергии. Любой пропорциональный детектор может работать как счетчик частиц.

При измерениях загрязнений внешней среды наибольшее распространение получили приборы с полупроводниковыми, сцинтилляционными и газоразрядными детекторами, которые обладают высокой чувствительностью и позволяют вести счет отдельных частиц и фотонов, а также измерять их энергию. Реже для оценки загрязнений внешней среды используют приборы с ионизационными камерами, имеющими меньшую чувствительность.

Одна из основных характеристик счетчика — *эффективность регистрации частиц*. Она определяется как отношение

$$\eta_p = \frac{N_p}{N}, \quad (6.2.1)$$

где  $N_p$  — число зарегистрированных частиц (квантов);  $N$  — число частиц (квантов), попавших за это же время в рабочий объем детектора.

Эффективность регистрации зависит от многих факторов. Она различна не только для различных счетчиков, но для одного и того же счетчика, поскольку зависит от вида излучения и его энергии.

### **Спектральная характеристика**

*Зависимость эффективности регистрации частиц (квантов) от энергии частицы (или энергии кванта) при прочих равных условиях называется спектральной характеристикой счетчика.*

### **Счетная характеристика**

*Счетной характеристикой (СХ) называют зависимость скорости счета, т. е. числа зарегистрированных в единицу времени импульсов, от напряжения  $U$  между электродами счетчика при неизменном числе частиц, попадающих в объем счетчика в единицу времени.*

Как правило, СХ имеет плато, т. е. участок, где скорость счета практически не зависит от напряжения между электродами.

Если число частиц (квантов), проходящих через счетчик, известно, то удобно построить зависимость эффективности регистрации частиц от напряжения между электродами. Эта нормированная счетная характеристика облегчает выбор режима работы счетчика. Очевидно, что эффективность регистрации не может быть больше единицы, поэтому измерение зависимости эффективности регистрации частиц от напряжения между электродами счетчика позволяет выявить «ложные» импульсы.

### **Эффективность регистрации энергии**

*Эффективность регистрации энергии (ЭРЭ) определяют как отношение поглощенной в объеме детектора энергии к падающей на поверхность входного окна. ЭРЭ показывает, какая доля энергии излучения, падающего на входное окно, поглощается в рабочем объеме детектора. Если поглощается вся падающая энергия излучения, то детектор в данном эксперименте является детектором полного поглощения. Его эффективность равна единице.*

Эффективность регистрации энергии всегда меньше или равна эффективности регистрации частиц (или квантов). При эффективности регистрации частиц, равной единице, ЭРЭ может отличаться от единицы на много порядков. Это обусловлено тем, что для образования сигнала на выходе детектора требуется энергия от единиц до сотен электрон-вольт, в то время как энергия регистрируемой частицы может составлять  $10^6$ – $10^{12}$  эВ. Поэтому, если каждая регистрируемая частица теряет только часть своей кинетической энергии, то эффективность регистрации энергии меньше, чем эффективность регистрации частиц.

### **Функция отклика детектора**

Наиболее общей характеристикой любого детектора является его функция отклика (ФО). Для детектора, используемого для измерения энергетического спектра частиц, *функция отклика  $G(E, V)$  есть плотность распределения вероятности того, что в результате регистрации частицы с энергией  $E$  амплитуда сигнала будет равна  $V$ .* Экспериментально ФО определяется обычно следующим образом. При фиксированных значениях энергии  $E_i$  измеряют распределение импульсов по амплитудам  $G(E_i, V)$ . В таких измерениях используют моноэнергетические источники излучения. Функцию  $G(E_i, V)$  называют формой линии детектора. На [рис. 6.2.1](#) и [6.2.2](#) приведены два распределения, существенно отличающихся друг от друга.

Очевидно, что ФО зависит от механизма регистрации. Если при регистрации  $\alpha$ -частиц полупроводниковым детектором энергия частиц напрямую преобразуется в сигнал детектора, то в аппаратном распределении импульсов ионизационной камеры ([рис. 6.2.2](#)) помимо пиков ядерной реакции  ${}^3\text{He} (n, p) {}^3\text{H}$  появляется широкая ступенька ( $\beta$ ) связанная с упругим рассеянием

нейтронов на ядрах  ${}^3\text{He}$ . В каждом из этих процессов реализуется разная доля энергии нейтронов, поэтому и функция отклика такого детектора имеет столь сложный вид.

Для многих детекторов форма линии представляет собой распределение более или менее близкое к гауссовскому (рис. 6.2.1. и рис. 6.2.2 — пики 1, 2). Важным параметром этой функции (а следовательно, и характеристикой детектора) является ширина распределения на половине высоты  $D$   $V$ . Ширину распределения обычно выражают в единицах энергии и называют *энергетическим разрешением детектора*  $D$   $E$ :

$$\Delta E = \frac{1}{f'(E)} \Delta V \quad (6.2.2)$$

На практике часто применяют также термин «*относительное энергетическое разрешение*»:

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{f(E)}{f'(E)E} \frac{\Delta V}{V} \quad (6.2.3)$$

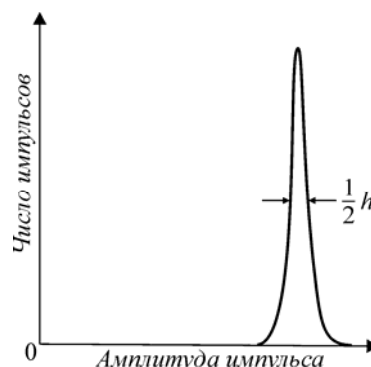
Для пропорционального детектора это выражение упрощается:

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{\Delta V}{V} \quad (6.2.4)$$

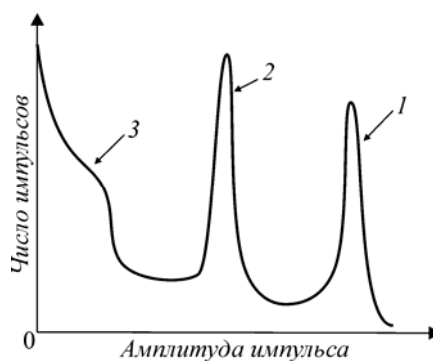
Нижний предел этой величины определяется статистическим характером взаимодействия излучения с веществом. Так, в пропорциональном детекторе амплитуда импульса пропорциональна количеству пар носителей, образованных частицей:  $V \approx N$ . Среднее количество

таких пар  $N_0 = \frac{E}{\omega}$ , дисперсия этой величины равна  $D(N) = FN_0$ , где  $F < 1$  — фактор Фано, который учитывает тот факт, что флуктуации ионизации описываются более сложным законом, чем закон Пуассона, для которого фактор Фано равен единице. Обозначив дисперсию в распределении амплитуд импульсов  $D(V)$ , можно записать:

$$\frac{\sqrt{D(V)}}{V} = \frac{\sqrt{D(N)}}{N_0} \quad (6.2.5)$$



**Рис. 6.2.1.** Функция отклика полупроводникового детектора при облучении его моноэнергетическими  $\alpha$  – частицами



**Рис. 6.2.2.** Функция отклика ионизационного детектора (сферическая ионизационная камера для измерения спектров нейтронов с помощью реакции  ${}^3\text{He} (n, p) {}^3\text{H}$ ) при облучении его моноэнергетическими нейтронами с энергией  $\approx 400$  кэВ: 1 — пик 400 кэВ нейтронов; 2 — пик тепловых нейтронов; 3 — плато рассеяния нейтронов на ядрах  ${}^3\text{He}$

Дисперсию  $D(V)$  легко выразить через энергетическое разрешение:

$$\sqrt{D(V)} = \frac{\Delta V}{2,36}$$

отсюда 
$$\frac{\Delta V}{V} = \frac{2,36\sqrt{F}}{\sqrt{N_0}} = \frac{2,36\sqrt{F}}{\sqrt{E/\omega}} \quad (6.2.6)$$

Таким образом, нижний предел относительного энергетического разрешения уменьшается с

ростом энергии по закону  $\frac{1}{\sqrt{E}}$ .

### 6.2.1. Сцинтилляционные детекторы

Сцинтилляционный метод основан на регистрации коротких вспышек света — сцинтилляций, возникающих в некоторых веществах при прохождении через них заряженных частиц. Сцинтилляции отличаются от других видов свечения тем, что они обусловлены электронными переходами внутри центра свечения (ЦС). (В зависимости от типа вещества центром свечения может быть атом, молекула, ион или более сложное образование.) В отличие от излучения Вавилова — Черенкова, переходного и тормозного излучений, сцинтилляции имеют конечную длительность свечения, определяемую в основном временем пребывания ЦС в возбужденном состоянии. От индуцированного излучения лазера сцинтилляции отличаются тем, что являются спонтанным и некогерентным излучением. Сцинтилляционный детектор состоит из сцинтиллятора и прибора, преобразующего световые вспышки в электрический сигнал (например фотоэлектронного умножителя (ФЭУ)).

Упрощенно схема такого преобразования выглядит следующим образом.

Быстрая заряженная частица, попадая в сцинтиллятор, теряет энергию  $E_p$ . Некоторая доля

$$\frac{E_\Phi}{E_\pi} = \eta_\kappa$$

этой энергии преобразуется в световую  $E_\Phi$ . Конверсионная эффективность  $\eta_\kappa$  в зависимости от типа сцинтиллятора изменяется от 0,01 до 0,3. Зная  $h\nu$  и  $E_p$ , можно определить число фотонов  $N_\Phi$ , испускаемых за время  $t$ , которое также зависит от типа сцинтиллятора и

$$N_\Phi = \frac{E_\pi \eta_\kappa}{h\nu}$$

составляет  $10^5$ – $10^9$  с,  $h\nu$ . Фотоны, число которых зависит от коэффициента светосбора ( $h\nu = 0,3, 0,8$ ), попадают на катод ФЭУ. В результате фотоэффекта с поверхности

катода в объем ФЭУ выходят фотоэлектроны. Число фотоэлектронов  $N_э$  зависит от величины  $g$ , определяемой квантовой эффективностью катода  $h_k$  и вероятностью выхода фотоэлектрона в объем ФЭУ. Обычно значение  $g$  составляет (0,1–0,15). Фотоэлектроны собираются на первом диноде в количестве  $N_{эд} = N_{фл} h_k h_e g$  (если учитывать коэффициент собирания электронов  $h_e \approx 0,7$ ). Затем в результате вторичной эмиссии число их увеличивается. После прохождения всех динодов коэффициент усиления достигает  $M = 10^4 \div 10^8$ .

Такой режим работы, т. е. когда каждый импульс на выходе ФЭУ порождается одним фотоэлектроном, называется **одноэлектронным**. Число одноэлектронных импульсов пропорционально энергии частицы, поглощенной в сцинтилляторе ( $E_p$ ). Одноэлектронный режим целесообразно использовать, если число фотонов в сцинтилляции мало ( $< 10^4$ ).

Чаще всего сцинтилляционный детектор работает в **импульсном (интегральном) режиме**. В этом случае средний интервал времени между одноэлектронными импульсами (если число фотонов в сцинтилляции порядка  $10^4 - 10^5$ , то этот интервал  $\sim 10-14$  с) меньше их длительности и как следствие — происходит наложение импульсов во времени [9]. Таким образом, форма суммарного импульса тока ФЭУ соответствует изменению интенсивности свечения сцинтиллятора

$$A = \frac{Ne}{C}$$

во времени. Зарегистрированной частице соответствует один импульс тока с амплитудой  $A$ , где  $N$  — число электронов, попавших на анод за время  $t$ ;  $C$  — емкость анодной цепи ФЭУ. Воспользовавшись вышеприведенным описанием процесса преобразования поглощенной в сцинтилляторе энергии  $E_p$  в электрический сигнал, получим

$$A = \frac{e}{C} \frac{E_p}{h\nu} \eta_k \eta_c \eta_e \gamma M \quad (6.2.7)$$

Здесь  $e = 1,6 \times 10^{-19}$  Кл — заряд электрона.

Если подставить в уравнение (6.2.7) наиболее часто встречающиеся значения величин:  $E_p = 1 \times 10^6$  эВ;  $h\nu \approx 3$  эВ;  $h_k = 0,15$  для NaI(Tl);  $h_c = 0,5$ ;  $h_e = 0,7$ ;  $g = 0,1$ ;  $M = 5 \times 10^5$ ;  $C \approx 10$  пФ, то получим на выходе ФЭУ электрический импульс с амплитудой около 15 В и длительностью  $5 \times 10^{-6}$  с [9].

При регистрации  $\gamma$ -излучения первой стадией является процесс генерации первичных электронов в результате фото- и комптон-взаимодействий и образования электрон-позитронной пары. Дальнейшее преобразование происходит так же, как описано выше.

Сцинтилляторы делят на два основных класса: неорганические (галогениды щелочных металлов) и органические (органические сцинтилляторы, сцинтиллирующие растворы).

Кроме того, все сцинтилляторы делят на спектрометрические (с высокой разрешающей способностью) и счетные (с более низкой разрешающей способностью).

#### **Достоинства сцинтилляционных детекторов:**

высокая эффективность регистрации, особенно  $\gamma$ -квантов больших энергий, в десятки раз превышающая эффективность газоразрядных счетчиков;

высокая разрешающая способность, достигающая  $10^{-9} - 10^{-10}$  с $^{-1}$ ;

возможность измерения энергии частиц;

возможность создания счетчиков различной геометрической формы и объема.

#### **Характеристики сцинтилляционных детекторов**

**1. Конверсионная эффективность** — отношение энергии, излучаемой сцинтиллятором в виде вспышки света, к поглощенной энергии частицы или кванта. Конверсионная эффективность используемых сцинтилляционных детекторов находится в пределах от долей процента до 28 % .

**2. Техническая конверсионная эффективность** (технический световой выход) — отношение световой энергии, используемой фотоэлектронным умножителем (ФЭУ), к энергии регистрируемого излучения, теряемой в сцинтилляторе (определяется в процентах от светового выхода антрацена или иодистого натрия, активированного таллием). Технический световой выход зависит не только от конверсионной эффективности сцинтиллятора, но также от прозрачности сцинтиллятора к собственному излучению и оптических свойств контейнера, в котором находится сцинтиллятор. Для сравнения одинаковых по типу и размерам сцинтилляторов используется понятие относительной эффективности, которая показывает, во сколько раз амплитуда импульсов сцинтилляционного счетчика с одним сцинтиллятором больше амплитуды импульсов того же счетчика с другим сцинтиллятором при регистрации одного и того же излучения.

**3. Свечение сцинтиллятора** (спектр свечения) — распределение световой энергии сцинтилляций по длине волн. В таблицах и справочниках часто указывается длина волны в ангстремах (Е), на которую приходится максимальное значение этого распределения (1 нм = 10 Е).

**4. Спектр поглощения собственного излучения** — диапазон длин волн (Е), в котором наблюдается максимальное поглощение собственного излучения в сцинтилляторе.

**5. Время высвечивания** — время, в течение которого интенсивность сцинтилляции уменьшается в «е» раз от максимальной.

Необходимой составляющей сцинтилляционного детектора является ФЭУ. ФЭУ преобразует световую энергию сцинтилляций в электрические сигналы.

Первым электродом является фотокатод К — тонкий полупрозрачный слой вещества, нанесенный на внутреннюю поверхность баллона (с его торца), который легко испускает фотоэлектроны под действием света. В табл. 6.2.1 приведены некоторые характеристики ряда фотокатодов.

За фотокатодом расположен фокусирующий электрод  $D_f$ , имеющий вид пластинки с отверстием. Далее следуют диоды (эмиттеры)  $D_1, D_2, D_3$  и т. д. Вся система заканчивается собирающим электродом — анодом А, который через сопротивление нагрузки  $R_h$  подключен к положительному электроду источника питания. Электрический потенциал на электродах ФЭУ возрастает в последовательности их расположения, минимальный потенциал имеет катод, а максимальный — анод. Независимо от конструкции и числа электродов принцип работы ФЭУ заключается в следующем. Под действием света, падающего на фотокатод, последний испускает фотоэлектроны. Электрическим полем фотоэлектроны направляются через фокусирующий электрод к первому диоду  $D_1$  и выбивают из него вторичные электроны, которые попадают на диод  $D_2$  и выбивают из него снова вторичные электроны, попадающие на  $D_3$ , и т. д. Число вторичных электронов  $N_2$ , выбиваемых из диодов, в несколько раз превышает число первичных электронов  $N_1$ , падающих на диод. Отношение этих чисел называют коэффициентом вторичной

электронной эмиссии  $\frac{N_2}{N_1}$ . Процесс этот продолжается до тех пор, пока умноженный всеми диодами поток электронов не достигнет последнего электрода — анода.

Характеристики материалов фотокатодов [11]

Материал	Диапазон длин волн, нм	$\lambda_{\text{макс}}$ , нм	Квантовый выход $h \nu$ для $I_{\text{макс}}$	Наименование
AgOCs	300– 1100	800	0,004	S1
BiAgOCs	170– 700	420	0,068	S10
Cs3Sb– O	160– 600	390	0,19	S11
Na2KSb– Cs	160– 800	380	0,22	S20
K <sub>2</sub> CsSb	170– 600	380	0,27	Двущелочной

При коэффициенте умножения числа электронов примерно  $10^8$  соответствующий заряд порядка  $2 \times 10^{-11}$  Кл собирается на аноде в течение примерно 5 нс, и на нагрузке 50 Ом возникает импульс напряжения 200 мВ. Время нарастания этого импульса порядка 2 нс, а полное время пробега электронов с катода до анода составляет примерно 40 нс [11].

Напряжение на электродах ФЭУ возрастает в последовательности их расположения; самый низкий потенциал имеет катод, самый высокий — анод (коллектор).

Чаще всего применяют сурьмяно-цезиевые фотокатоды, дающие большой выход фотоэлектронов.

#### Основные характеристики ФЭУ

**Квантовый выход фотокатода** (в области излучения сцинтиллятора), под которым понимают отношение числа выбитых из катода электронов к числу падающих на фотокатод световых квантов данной длины волны. В идеальном случае каждый квант света, выходящий из сцинтилляционного детектора, должен выбивать фотоэлектрон. Однако на самом деле часть квантов света, падающих на катод ФЭУ, отражается, а часть проходит через фотокатод без взаимодействия. Кроме того, не все кванты, поглощенные фотокатодом, образуют фотоэлектроны. Некоторые из них лишь возбуждают атомы вещества катода, другие, хотя и выбивают электроны, но из-за потери ими энергии при прохождении через фоточувствительный слой не попадают на первый диод ФЭУ. На вход ФЭУ поступают лишь те фотоэлектроны, которые оказываются на границе фотокатода и вакуума с энергией, достаточной для преодоления работы выхода материала фотокатода.

**Квантовый выход** показывает среднее число электронов, испускаемых фотокатодом на 100 падающих квантов света с данной длиной волны. Абсолютная величина квантового выхода у наиболее распространенного сурьмяно-цезиевого фотокатода вблизи максимума спектральной чувствительности ( $\lambda = 390$  нм) достигает 30 %.

**Интегральная чувствительность фотокатода** — отношение тока (в микроамперах) катода к световому потоку (в люменах) от стандартного источника с цветовой температурой (2850 К), мкА/лм. Для наиболее распространенных типов ФЭУ интегральная чувствительность фотокатода составляет 30–80 мкА/лм. Интегральную чувствительность фотокатода SK определяют как

отношение фототока  $i_{\Phi}$  к световому потоку  $\Phi$ :  $\frac{i_{\Phi}}{\Phi}$ , А/лм.

**«Синяя» чувствительность фотокатода** — интегральная чувствительность фотокатода при прохождении светового потока от стандартного источника через фильтр ФС-5.

**Область спектральной чувствительности фотокатода** — диапазон длин волн,  $E$ , в котором чувствительность составляет не менее 0,1 от максимума.

**Область максимальной спектральной чувствительности**,  $E$ , в которой наблюдается максимальная чувствительность фотокатода.

**Анодная чувствительность** — отношение анодного тока (в амперах) к световому потоку (в

люменах), падающему на фотокатод:  $\frac{i_A}{\Phi}$ ,  $A \times \text{лм}^{-1}$ . В зависимости от величины напряжения фотоумножители имеют анодную чувствительность 20–1000  $A \times \text{лм}^{-1}$ . Однако следует заметить, что максимально допустимый ток ФЭУ не превышает десятков и сотен микроампер. Даже при небольшом превышении максимального тока начинает сказываться явление утомления динодов и образуется пространственный заряд. Перегрузка не только нарушает работу ФЭУ, но и может вызвать его порчу. Для стабильной работы анодный ток ФЭУ должен быть минимальным. С этой целью снижают ускоряющее напряжение на последних динодах и аноде ФЭУ. Потерю чувствительности ФЭУ часто компенсируют увеличением коэффициента усиления измерительной схемы.

**Коэффициент сбора электронов** — отношение числа электронов, падающих на первый

динод  $N_d$ , к числу электронов, испускаемых фотокатодом:  $\frac{N_d}{N_\Phi}$ .

**Равномерность сбора электронов** — коэффициент сбора электронов с данного участка поверхности катода.

**Коэффициент вторичной электронной эмиссии** — отношение числа вторичных

электронов, выбитых из динода, к числу первичных электронов, падающих на динод:  $\frac{N_2}{N_1}$ .

**Коэффициент умножения электронов** — отношение числа электронов, вылетевших с фотокатода, к числу электронов на выходе ФЭУ. Этот коэффициент равен произведению коэффициента вторичной электронной эмиссии на число динодов.

**Коэффициент усиления** — отношение анодной чувствительности к интегральной чувствительности фотокатода. Коэффициент усиления всегда меньше коэффициента умножения, ибо не все электроны, испускаемые катодом, попадают на первый динод.

**Темновой ток** — ток, протекающий в анодной цепи при отсутствии освещения или какого-либо другого излучения, действующего на фотокатод.

**Энергетический эквивалент шумов  $E_{ш}$** , равный  $\frac{U_{ш} E_\gamma}{U_x}$ , где  $U_{ш}$  — уровень амплитудной дискриминации шумов, при котором скорость следования импульсов на выходе ФЭУ, защищенного от света или другого излучения, уменьшается до заданной величины (обычно 50 имп./с);  $U_x$  — максимальная амплитуда импульсов на выходе ФЭУ при облучении сцинтиллятора  $\gamma$ -лучами с энергией  $E_g$ .

**Анодная характеристика** — зависимость анодного тока от напряжения между анодом и последним динодом.

Порог линейности световой характеристики ФЭУ — наибольший ток в цепи анода, при котором отклонение световой характеристики от линейной не превышает заданной величины. В токовом режиме порог линейности определяется в миллиамперах, в импульсном режиме — в вольтах при оговоренных сопротивлении и емкости нагрузки.



**Амплитудное разрешение** — выраженный в процентах разброс амплитуд импульсов на выходе ФЭУ при освещении — вспышке одинаковой яркости. Амплитудное разрешение определяется с эталонным люминофором из иодистого натрия, активированного таллием, по излучению  $^{137}\text{Cs}$ .

**Длительность выходного импульса ФЭУ** — время, в течение которого ток или напряжение в импульсе изменяются от 0 до 0,9 его максимального значения.

**Магнитостатический параметр ФЭУ** — наименьшая напряженность магнитного поля, изменяющая анодный ток на 5 % от начального значения.

При проектировании сцинтилляционных счетчиков необходимо выполнять следующие условия:

выбирать такие сцинтилляторы и ФЭУ, у которых совпадают максимумы спектральных характеристик излучения (с учетом внутреннего поглощения собственного излучения в сцинтилляторе);

сочленение ФЭУ со сцинтиллятором производить с учетом максимальной передачи света от сцинтиллятора на катод ФЭУ;

схемы питания и стабилизации, а также уровень дискриминации шумовых импульсов выбирать так, чтобы обеспечить максимальную чувствительность и стабильность работы сцинтилляционного детектора.

Из большого числа различных люминесцирующих веществ к сцинтилляторам относятся такие люминофоры, у которых время жизни центров свечения (ЦС) и время переноса энергии к ним в сумме не превышает  $10^{-10}$ – $10^{-5}$  с. К основным характеристикам люминофора, помимо плотности вещества ( $\rho$ ) и его эффективного заряда ( $z_{\text{эф}}$ ), относят параметры, определяющие время преобразования энергии частицы в световой импульс и энергию, затрачиваемую на него. Среди них:

время высвечивания  $t$  ;

энергия, затрачиваемая на образование одной электрон-ионной пары,  $E_g$ ;

энергетический выход (или конверсионная эффективность)  $\eta_k$ , определяемый как отношение высветившейся энергии  $E_{\text{ф}}$  к поглощенной энергии  $E_{\text{п}}$ :

$$\eta_k = \frac{E_{\text{ф}}}{E_{\text{п}}} ; (6.2.7\text{з})$$

усредненная по спектру сцинтилляции энергия, идущая на образование одного фотона:

$$w_{\text{ф}} = \frac{E_{\text{п}}}{N_{\text{ф}}} = \frac{h\nu}{\eta_k}$$

Таблица 6.2.1А  
Свойства неорганических кристаллов [8, 9, 11]

Кристалл	$\rho$ , кг/м <sup>3</sup> · 10 <sup>3</sup>	$E_g$ , эВ	$Z_{эф}$	$l$ , нм	$t$ , нс	$h_{к}$ , отн. ед.	$h_{к}$ , %	$m_a/m_e$ <sup>*1</sup>	$\mu_n$ , эВ	$w_{ф}$ , эВ	$n$ <sup>*3</sup>
NaI	3,67	5,8	50		30		85		4,2	12	1,75
NaI(Tl)	3,67			410	250	1,0 (6%) <sup>*2</sup>	15,8 ± 1	0,5	3	19,6	1,85
CsI	4,51	6,0	54		700		25		3,65	14,6	1,56
CsI(Tl)	4,51			560	700	0,3	6 ± 0,4	0,5		36,6	1,79
KI	3,13	6,3	45,5						4,1		
									3,3		
							3,1 ± 3		3,0	96,7	
KI(Tl)	3,13			410	1000	0,2	10	0,6	2,8	28	1,68
Lil	4,06	6,2	28		1200						
Lil(Eu)	4,06			440	1200	0,7		1			
ZnS	4,09	4,09	23		10 <sup>4</sup>		20		2,74	13,7	
ZnS(Ag)	4,09		27	450	10 <sup>4</sup>	1 ÷ 2	28	1			
CaF <sub>2</sub>	3,18			250	0,2	0,15		1			
BaF <sub>2</sub>	4,9			225	0,6						1,56
				310	620						
Bi <sub>4</sub> Ge <sub>3</sub> O <sub>12</sub>	7,1			480	350						2,15

<sup>\*1</sup>  $m_a/m_e$  — отношение световых выходов при облучении  $\alpha$  – частицами и электронами одинаковой энергии (около 5 МэВ).

<sup>\*2</sup> В скобках дано абсолютное значение эффективности.

<sup>\*3</sup>  $n$  — показатель преломления.

### 6.2.1.1. Неорганические сцинтилляторы

Из неорганических сцинтилляторов наибольшее практическое применение получили активированные монокристаллы щелочногалогеновых металлов (ЩГК), а также кристаллы сернистого цинка и фтористого кальция. Неактивированные ЩГК являются хорошими сцинтилляторами с большим световыходом и малым временем высвечивания при температуре порядка минус 200 °С.

Для детектирования тяжелых заряженных частиц чаще всего используются сцинтилляторы CsI(Tl) и ZnS, для регистрации  $\gamma$ -квантов — NaI(Tl), CaF<sub>2</sub>, Bi<sub>4</sub>Ge<sub>3</sub>O<sub>12</sub> (табл. 6.2.1А).

Все рассмотренные кристаллы имеют кубическую кристаллическую решетку, кроме ZnS(Ag), имеющего гексагональную решетку.

**NaI(Tl) — монокристаллы иодистого натрия, активированного таллием**, прозрачны, бесцветны, иногда с желтизной, показатель преломления 1,85, конверсионная эффективность (для  $\beta$ -частиц) составляет 8 % , радиационная длина 2,59 см. Кристаллы гигроскопичны, поэтому их упаковывают в герметичные контейнеры с прозрачным окном. Кристаллы приклеивают полированной поверхностью к стеклу силиконовым клеем. Остальные поверхности матированы. Между матированными поверхностями и корпусом контейнера размещен отражатель света — уплотненный слой оксида магния толщиной до 2,5 мм. Монокристаллы выпускаются в виде стержней диаметрами 10– 200 мм и высотой 1– 200 мм. При длительном пребывании на свету кристаллы желтеют.

В зависимости от размеров кристалла меняется и его разрешающая способность. Например, у спектрометрических кристаллов размером (мм) 20 × 10, 20 × 20 разрешающая способность не более 9,5 % , для кристаллов 60 × 40, 80 × 80 — не более 15 % , а кристаллы 200 × 60, 200 × 100 имеют разрешающую способность не более 20 %.

**CsI(Tl) — монокристаллы иодистого цезия, активированного таллием**, выпускаются в виде стержней и пластин диаметрами 10–110 мм и высотой 0,1–100 мм. Тонкие кристаллы применяют при регистрации  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучений, толстые — при регистрации  $\gamma$ -квантов (радиационная длина 1,86 см). Кристаллы пластичны, негигроскопичны, поэтому их можно использовать и без контейнера; коэффициент преломления 1,79, спектр излучения — белый, постоянная времени высвечивания (0,5, 1) · 10–6 с, технический световой выход в процентах светового выхода NaI(Tl) составляет  $\approx 75$  % . Время высвечивания заметно зависит от плотности ионизации. Так, при облучении кристалла электронами  $t \approx 7 \cdot 10^{-7}$  с , тогда как при облучении  $\alpha$ -частицами  $t \approx 4 \cdot 10^{-7}$  с [2]. Кристаллы рекомендуется применять с ФЭУ, спектральная характеристика которых сдвинута в зеленую область.

**KI(Tl) — монокристаллы иодистого калия, активированного таллием**, применяются при регистрации  $\gamma$ - и рентгеновских лучей. Прозрачные, бесцветные кристаллы негигроскопичны и менее хрупки, чем кристаллы иодистого натрия; коэффициент преломления 1,68, технический световой выход в процентах светового выхода NaI(Tl) составляет  $\approx 45, 50$  % . Кристаллы выпускаются следующих размеров (мм): 30 × 2, 30 × 10, 30 × 15, 30 × 20, 30 × 30, 30 × 40, 40 × 20, 40 × 25. Присутствие в иодистом калии радиоактивного изотопа 40K ( $T_{1/2} = 1,28 \cdot 10^9$  лет;  $E_\gamma = 1,46$  МэВ (4 % );  $E_\beta = 1,35$  и 1,45 МэВ) ограничивает область применения этих кристаллов.

**LiI(Eu) — монокристаллы иодистого лития, активированного европием**, применяются при регистрации нейтронных потоков с использованием реакций  $6\text{Li} + n \rightarrow 3\text{He} + 4\text{He}$ . Прозрачные, бесцветные кристаллы, иногда с желтизной, гигроскопичны, поэтому их упаковывают в специальные герметичные контейнеры; технический световой выход в процентах светового выхода NaI(Tl) составляет около 15 % .

**ZnS(Ag) — мелкокристаллический порошок**. Кристалл имеет медленную компоненту сравнительно большой интенсивности со временем высвечивания  $10^{-5}$  с. Спектр излучения лежит в сине-зеленой области. Используется для регистрации тяжелых частиц.

Кристаллы  $\text{CaF}_2(\text{Eu})$  представляют большой интерес для регистрации  $\gamma$ -квантов на фоне нейтронов. Это связано с тем, что сечения радиационного захвата нейтронов ядрами Ca и F малы по сравнению с сечениями взаимодействия  $\gamma$ -квантов. Ядра отдачи, получающиеся при упругом рассеянии нейтронов на ядрах Ca и F, имеют сравнительно малую энергию и большую удельную ионизацию.

Кристаллы  $\text{BaF}_2$  и  $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$  негигроскопичны и могут выращиваться до размеров порядка десятков сантиметров. Показатели преломления 1,56 и 2,15 соответственно. Эти кристаллы используются для регистрации  $\gamma$ -квантов. Радиационная длина  $X_0$  2,1 и 1,12 см соответственно.

#### 6.2.1.2. Органические сцинтилляторы

Этот класс сцинтилляторов подразделяется на органические монокристаллы и прозрачные растворы (табл. 6.2.2). Органические сцинтилляторы имеют следующие особенности:

малое время высвечивания ( $10^{-8}$ – $10^{-9}$  с), приближающееся ко времени жизни отдельной молекулы в возбужденном состоянии;

световой выход органических сцинтилляторов для электронов значительно выше, чем для тяжелых частиц, например для  $\alpha$ -частиц (в 10 раз);

импульс высвечивания содержит быструю и медленную компоненты, среднее время высвечивания которых может различаться в 100 раз. Соотношение между интенсивностями быстрой и медленной компонент зависит от плотности ионизации, позволяет выделять импульсы, созданные электронами, на фоне импульсов от тяжелых заряженных частиц.

#### Органические кристаллы

Органическими монокристаллами в основном являются ароматические углеводороды (антрацен, стильбен, толан, нафталин, терфенил и т. д.). Органические кристаллы обычно не активируют. Световой выход и соотношения между интенсивностями быстрой и медленной компонент зависят от ориентации трека тяжелой заряженной частицы относительно осей кристаллической решетки. Анизотропию световых выходов характеризуют коэффициентом анизотропии  $A_m$ :

$$A_m = \frac{2(\mu_{\max} - \mu_{\min})}{\mu_{\max} + \mu_{\min}},$$

где  $m_{\max}$  и  $m_{\min}$  — максимальный и минимальный световых выходы соответственно.

Таблица 6.2.2

## Свойства некоторых органических сцинтилляторов [2]

Сцинтилляторы	Плотность, кг/м <sup>3</sup> · 10 <sup>3</sup>	Положение максимума в спектре люминесценции, нм	$\eta_{\text{к}}$ , отн. ед.	$\tau_{\text{б}}$ , нс	$\tau_{\text{м}}$ , нс	$\mu_{\alpha} / \mu_{\text{e}}$ <sup>*1</sup>	$\eta_{\text{к}} / \tau_{\text{б}}$ , отн. ед.
<b>Кристаллические:</b>							
антрацен (C <sub>14</sub> H <sub>10</sub> )	1,25	445	1 (4 %) <sup>*2</sup>	30	370	0,1	1,0
стильбен (C <sub>14</sub> H <sub>12</sub> )	1,16	410	0,4– 9,7	6,2	370	0,1	3,3
нафталин (C <sub>10</sub> H <sub>8</sub> )	1,15	345	0,2	70	—	0,1	0,1
<b>Жидкие:</b>							
<i>п</i> -терфенил—ксилол	—	400	0,5	2	—	0,1	7,5
2,5-дифенилокстазол—толуол	—	380	0,32	3	—	0,1	3,2
<b>Пластические:</b>							
тетрафенилбутадиен—полистирол	1	450	0,38	5	—	0,09	2,8
<i>п</i> -терфенил—поливинилтолуол	1	380	0,48	3	—	0,1	6,0

<sup>\*1</sup>  $\mu_{\alpha} / \mu_{\text{e}}$  — отношение световых выходов при облучении  $\alpha$ -частицами и электронами одинаковой энергии ( $\approx 5$  МэВ).

<sup>\*2</sup> В скобках дано абсолютное значение эффективности.

**Антрацен** — двоякопреломляющий бесцветный кристалл с фиолетовой опалесценцией, в проходящем свете — соломенно-желтый, имеет наибольшую среди органических сцинтилляторов конверсионную эффективность ( $\approx 4\%$ ), с понижением температуры до  $-70\text{ }^\circ\text{C}$  конверсионная эффективность достигает  $6\%$ . Гигроскопичен. Радиационная длина —  $1,52\text{ см}$ . Кристалл очень непрочен и при резких изменениях температуры растрескивается. Используется обычно для регистрации  $\beta$ -излучения.

**Стильбен** — прозрачный бесцветный кристалл с голубой опалесценцией, крайне хрупок, не допускает резких колебаний температур. Конверсионная эффективность стильбена меньше, чем у антрацена, и составляет около  $2\%$ , но он химически устойчив и может применяться без контейнера, его кристаллы выращивают больших размеров. Значительно меньше время высвечивания быстрой компоненты. Применяется для регистрации нейтронного и  $\gamma$ -излучения (радиационная длина —  $1,62\text{ см}$ ).

**Толан** — прозрачный бесцветный кристалл с голубой опалесценцией, световой выход равен половине светового выхода антрацена. Время высвечивания  $\approx 10\text{--}8\text{ с}$ . Применяется для регистрации  $\gamma$ -излучения.

**Нафталин** — кристаллы летучи, поэтому применяются только в контейнерах. Используется при регистрации  $\gamma$ -квантов (радиационная длина —  $1,58\text{ см}$ ). Для повышения световыхода в монокристалл вводятся различные активаторы. Например, сцинтилляционная эффективность нафталина, активированного этиленом (применяется для регистрации  $\alpha$ -частиц), составляет  $120\text{--}130\%$  по сравнению со стильбеном.

**Жидкие сцинтилляторы** уступают кристаллическим по световыходу и разрешению. Однако они обладают рядом неоспоримых преимуществ:

жидкие сцинтилляторы можно использовать в больших объемах, так как они сравнительно просты в изготовлении и их стоимость относительно невелика;

в жидких сцинтилляторах можно растворять вещества, содержащие стабильные и радиоактивные нуклиды.

Простейшие жидкие сцинтилляторы состоят из растворителя (толуол, ксилол) и активатора (*p*-терфенил, 2,5-дифенилоксазол и др.). Активатор и растворитель подбираются так, чтобы первый возбужденный уровень растворителя был выше первого уровня активатора. Тогда есть возможность передачи энергии возбуждения от молекул растворителя молекулам активатора. Поскольку спектр активатора не совпадает со спектром поглощения растворителя, то раствор оказывается прозрачным для спектра испускания активатора.

**Пластические сцинтилляторы** — твердые растворы некоторых органических сцинтилляторов в полистироле или поливинилтолуоле — обладают хорошими оптическими свойствами, в них можно вводить различные соединения для увеличения эффективности регистрации нейтронов и  $\gamma$ -квантов. Пластические сцинтилляторы можно помещать в вакуум, так как давление насыщенных паров у них значительно ниже, чем у органических кристаллов. В качестве активаторов ( $1\text{--}5\%$ ) используют стильбен, бифенил, нафталин, тетрафенилбутадиен, пирозолин и т. п.

### **6.2.1.3. Сцинтилляционные стекла**

Этот класс сцинтилляторов имеет световой выход (СВ) от  $1,5$  до  $14\%$  относительно СВ иодистого натрия (табл. 6.2.3). Однако высокие эксплуатационные свойства позволяют использовать сцинтилляционные стекла в установках с небольшой чувствительностью.

## 6.2.2. Ионизационные детекторы

Ионизационный метод детектирования ядерных излучений основан на измерении тока (напряжения), возникающего в результате движения под действием электрического поля свободных зарядов, образованных излучением. Благодаря простоте и точности преобразования ионизации в электрический сигнал такие приборы широко используются как в научных исследованиях, так и в промышленности для дозиметрии, радиометрии и спектрометрии всех видов заряженных частиц, фотонного излучения и нейтронов.

Существует большое число различных детекторов, рабочим веществом которых является газ или полупроводник. Детекторы различаются и по принципу действия, и по области применения.

Группа ионизационных детекторов включает в себя:

а) газонаполненные детекторы — ионизационные камеры, пропорциональные счетчики, счетчики Гейгера — Мюллера, пропорциональные камеры, искровые счетчики, многоэлектродные искровые камеры, дрейфовые счетчики, дрейфовые камеры;

б) жидкостные ионизационные детекторы;

в) твердотельные детекторы — кристаллические счетчики, однородные полупроводниковые детекторы, детекторы с  $p$ — $n$ -переходом,  $p$ — $i$ — $n$ -детекторы.

В табл. 6.2.4 приведена сводка параметров и характеристик основных типов ионизационных детекторов. Как видно из табл. 6.2.4, практически все детекторы могут регистрировать не только заряженные частицы, но и  $\gamma$ -кванты и нейтроны. Заряженная частица, проходя через вещество, теряет свою энергию на возбуждение и ионизацию среды, что приводит к образованию сигнала, характеризующего эффекты взаимодействия частицы с электрическим полем детектора. Однако при детектировании незаряженных частиц следует рассматривать процесс регистрации, по крайней мере, как двухэтапный, зависящий как от природы частицы, так и от состава рабочей среды и конструкции детектора:

незаряженная частица создает первичные носители заряда (для фотонного излучения — это фото- и комптон-электроны и электрон-позитронная пара, причем если в газовой среде вероятность этих процессов мала, то в конденсированном веществе сечения взаимодействия велики; для нейтронов — продукты ядерной реакции или ядра отдачи как результат упругого взаимодействия нейтронов с легкими ядрами);

первичные носители заряда (электрон-ионная пара, электрон—дырка) взаимодействуют с электрическим полем детектора.

Очевидно, эту особенность следует учитывать как при анализе аппаратурных данных и извлечении из них физической информации, так и при использовании того или иного детектора для конкретных измерений. Например, при работе с дозиметрической или радиометрической  $\beta$ -установкой, в которой первичным преобразователем энергии является счетчик Гейгера — Мюллера, следует учитывать возможность регистрации и  $\gamma$ -квантов, которые при взаимодействии с материалом стенок счетчика будут генерировать электроны.

Таблица 6.2.3

## Состав и световыход некоторых сцинтилляционных стекол [10]

Концентрация, моль/л							Световыход, % от величины СВ для NaI(Tl)
Na <sub>2</sub> O	Li <sub>2</sub> O	MgO	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Be <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	SiO <sub>2</sub>	Ce <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	
1,0	—	—	1,33	3,0	—	0,10	5,0
1,0	—	—	1,33	1,0	1,5	0,10	7,0
—	1,0	—	—	—	2,0	0,005	1,5
—	1,0	—	0,08	—	3,0	0,0075	3,0
—	—	0,625	1,125	3,25	—	0,10	5,0
—	0,065	0,26	0,05	—	0,50	0,005	14,0
—	0,165	0,06	0,05	—	0,50	0,005	10,0
—	0,1825	—	0,0375	—	0,55	0,005	9,0



Таблица 6.2.4

### Параметры и характеристики основных типов ионизационных детекторов

**Пояснение.** ИК — ионизационная камера;

ПГУ — пропорциональный детектор с газовым усилением;

Г–М — счетчик Гейгера — Мюллера;

ППД — полупроводниковый детектор (ПБД — поверхностно-барьерный кремниевый,  $p-i-n$ -германиевый детектор). В скобках приведена энергия частиц.

Параметр	Газонаполненные			ППД	
	ИК	ПГУ	Г–М	ПБД	$p-i-n$
Регистрируемое излучение	Заряженные частицы, $\gamma$ -кванты, нейтроны			Заряженные частицы:	
				тяжелые	длиннопробежные
					нейтроны
					$\gamma$ -кванты
Режимы работы	Импульсный, токовый		Импульсный	Импульсный, токовый	
Разрешение:					
энергетическое, кэВ	0,4 ( $E = 5\text{МэВ}$ ); 3 ( $E = 5\text{МэВ}$ ); 3 ( $E = 0,1\text{МэВ}$ )		нет	20– 100	2– 10
временное, с	$10^{-8}$ – $10^{-7}$	$10^{-7}$ – $10^{-6}$	$10^{-5}$ – $10^{-3}$	10– 8	$10^{-9}$
Тип детектора	Пропорциональный		Счетчик	Пропорциональный	
Коэффициент усиления сигнала	1	$1-10^3$	$10^4-10^6$	1	
Средняя энергия, расходуемая на создание одной пары носителей, эВ	25– 35			2,5– 3	
Область применения	Спектрометрия, радиометрия, дозиметрия		Дозиметрия, радиометрия	Спектрометрия, радиометрия, дозиметрия	

Для регистрации  $\gamma$ -квантов и рентгеновского излучения используют газонаполненные детекторы с толстыми стенками — это могут быть как ионизационные камеры, так и газоразрядные счетчики, а также полупроводниковые детекторы с большой толщиной обедненной зоны.

Медленные и тепловые нейтроны регистрируют специальными счетчиками нейтронов, в которых в результате ядерных экзоэнергетических реакций образуются заряженные частицы. Кроме борного счетчика, часто используется и гелиевый детектор, рабочим веществом которого является  $^3\text{He}$ . Образующиеся в результате взаимодействия нейтронов с гелием протоны и тритий имеют суммарную кинетическую энергию, равную энергии реакции (0,77 МэВ). Гелиевый счетчик, как и борный, может использоваться и для спектрометрии быстрых нейтронов, поскольку кинетическая энергия продуктов ядерных реакций равна сумме энергий реакции и кинетической энергии регистрируемого нейтрона. Счетчики, заполненные водородом под давлением, применяют для детектирования и спектрометрии быстрых нейтронов по протонам отдачи.

**Ионизационные детекторы (ИД)** — это по сути электрические конденсаторы с различной конструкцией электродов, межэлектродное пространство которых заполнено газом, жидкостью или полупроводником. Основное требование к свойствам среды — отсутствие захвата и рекомбинации носителей заряда при движении их в среде.

Первичным физическим процессом, используемым для регистрации частицы, измерения ее энергии и других параметров, является ионизационный эффект — генерация свободных носителей электрического заряда в веществе детектора (электронов и ионов в газах и жидкостях, электронов и дырок в кристаллических телах) под действием электрического поля частицы.

Ионизационный эффект либо измеряется непосредственно (в ионизационных камерах, твердотельных детекторах), либо используется для развития вторичных процессов — например газового разряда.

Заряженная частица, проходя через вещество, теряет свою энергию (табл. 6.2.5) в основном на возбуждение и ионизацию среды, что приводит к образованию сигнала, характеризующего эффекты взаимодействия частицы с электрическим полем детектора.

Таблица 6.2.5

**Средние значения энергии, расходуемой на образование пары ионов в газах (эВ)**

Газ	Частицы		
	$\alpha$ -частицы	протоны	электроны
Воздух	35,0	33,3	35,0
$\text{H}_2$	36,0	35,3	38,0
He	30,2	29,9	32,5
$\text{N}_2$	36,0	33,6	35,8
$\text{O}_2$	32,2	31,5	32,2
Ar	25,8	25,5	27,0
$\text{CH}_4$	29,0	—	—
$\text{C}_2\text{H}_4$	27,0	—	—

Некоторая доля энергии уходит из трека на значительное расстояние в виде излучений (тормозное излучение, излучение Вавилова — Черенкова, излучение внутриатомных переходов, излучение звуковых волн). Общая доля энергии, уносимая этими излучениями, зависит от типа

вещества и скорости частицы. Например, энергия, уносимая излучением Вавилова — Черенкова, составляет  $10^{-2}$ – $10^{-3}$  потерь на ионизацию и возбуждение вещества, в то время как потери на тормозное излучение могут превышать ионизационные потери во много раз. Образовавшиеся горячие носители заряда термализуются. В результате термализации кинетическая энергия горячих носителей передается веществу. Среднее время термализации можно оценить, воспользовавшись соотношением

$$D/2 = 1/2 vt, \quad (6.2.8)$$

где  $D/2$  — среднее смещение частицы в процессе термализации;  $v$  — скорость частицы;  $t$  — время термализации.

По формуле (6.2.8) получаем, что

$$\text{в газах} \quad t = \frac{(4,89 \cdot 10^{-3})^2}{0,6 \cdot 10^{-5} \cdot 10^7} \approx 4 \cdot 10^{-7} \text{ с,}$$

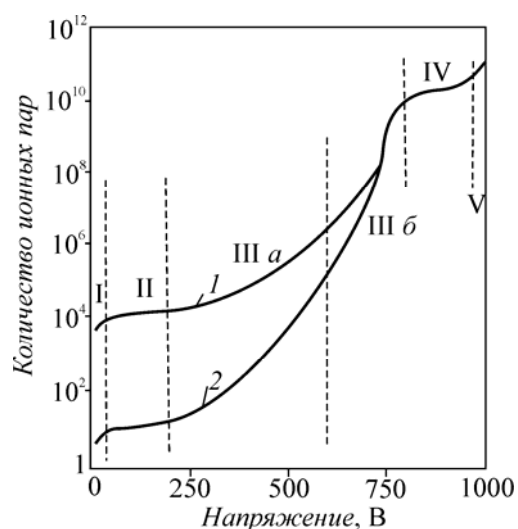
$$\text{в ковалентных кристаллах} \quad t = \frac{(10^{-5})^2}{10^{-6} \cdot 10^7} \approx 10^{-11} \text{ с,}$$

$$\text{в ионных кристаллах} \quad t = \frac{(10^{-6})^2}{10^{-7} \cdot 10^7} \approx 10^{-12} \text{ с,}$$

$$\text{в органических кристаллах} \quad t = \frac{(3 \cdot 10^{-7})^2}{3 \cdot 10^{-8} \cdot 10^7} \approx 3 \cdot 10^{-13} \text{ с.}$$

В электроположительных газах и полупроводниках носители заряда длительное время остаются свободными и могут диффундировать из трека к границам детектора, индуцируя тем самым сигнал во внешней цепи. В электроотрицательных газах электроны захватываются атомами, и хотя образовавшиеся ионы также могут перемещаться в объеме, время жизни таких носителей существенно меньше, так как они могут играть роль центров рекомбинации (при этом время жизни до рекомбинации меньше, чем время жизни электрона на центре). Скорость рекомбинации зависит от концентрации носителей заряда. В случае, когда концентрации носителей заряда равны (свободные электроны и ионы в газах), скорость рекомбинации пропорциональна квадрату концентрации. Если же концентрация носителей какого-либо знака (включая локализованные носители) может считаться постоянной, то рекомбинация пропорциональна первой степени концентрации. В случае связанных зарядов скорость рекомбинации пропорциональна числу пар и, следовательно, рекомбинация также будет подчиняться линейному закону (рис. 6.2.3, область I).

Таким образом, одним из основных требований к веществу ионизационного детектора является отсутствие захвата и рекомбинации. В этом случае все носители заряда достаточно большое время остаются свободными и могут перемещаться к границам объема.



**Рис. 6.2.3.** Зависимость коэффициента газового усиления от приложенного напряжения для  $\alpha$ -частиц и электронов в пропорциональном счетчике [11]:

- 1 — для  $\alpha$ -частиц; 2 — для электронов;
- I — область рекомбинации;
- II — область ионизационной камеры;
- III a — область пропорциональности;
- III б — область ограниченной пропорциональности;
- IV — область Гейгера — Мюллера;
- V — область разряда

Термализованные заряды диффундируют (дрейфуют) по вектору напряженности электрического поля. Такое движение зарядов приводит к возникновению наведенных (индуцированных) токов. Эти токи не зависят от природы вещества, их значение определяется только напряженностью электрического поля и скоростью движения зарядов (рис. 6.2.3, область II).

В электрическом поле носитель заряда может получить энергию, достаточную для ионизации и возбуждения среды. В этом случае число носителей возрастает в  $M$  раз (газовое усиление — рис. 6.2.3, область III a).

При большой напряженности поля в среде возникает электрический разряд (рис. 6.2.3, области IV, V). Тип разряда зависит от конфигурации электрического поля и природы среды.

#### 6.2.2.1. Газонаполненные ионизационные детекторы

Газонаполненные ионизационные детекторы представляют собой конденсаторы, в которых пространство между электродами заполнено газом.

Основные физические и электрофизические свойства газов (плотность  $\rho$ ; минимальная энергия возбуждения  $E_{\text{возб}}$ ; минимальная энергия ионизации  $E_i$ ; средний ионизационный

потенциал  $I_0 = \frac{I}{Z}$ ; энергия, идущая на образование одной электрон-ионной пары  $w_i$ ;

минимальные потери энергии  $\left(\frac{dE}{dx}\right)_0$ ; полное количество электрон-ионных пар  $nT$  и количество первичных электронных пар  $n_p$  на 1 см трека для частиц с минимальной ионизирующей способностью), используемых в ионизационных детекторах, приведены в табл. 6.2.6.

Основное отличие газовых ионизационных детекторов заключается в методах усиления ионизационного эффекта.

#### 6.2.2.2. Ионизационные камеры

Ионизационные камеры (ИК) — ионизационные детекторы без газового усиления — (рис. 6.2.3, область II). В этом случае измеряется эффект от первичной ионизации, вызванной проходящей частицей.

ИК имеют самую различную конфигурацию (плоские, цилиндрические, сферические) и объем (от долей 1 см<sup>3</sup> при измерении тепловыделения в экранах реакторов до десятков и сотен литров при исследовании распределения рассеянного излучения в воздухе).

Для ИК с плоскопараллельными электродами сигнал на выходе детектора имеет быструю составляющую, обусловленную током электронов:

$$\Delta U^- = -\frac{N(-e)}{Cd}(-v_D^-)\Delta t, \quad (6.2.9)$$

и медленную, обусловленную дрейфом в противоположном направлении положительных ионов:

$$\Delta U^+ = -\frac{Ne}{Cd}(-v_D^+)\Delta t. \quad (6.2.10)$$

Здесь  $v_D^-$  и  $v_D^+$  — скорости дрейфа электронов и положительных ионов соответственно;  $C$  — емкость катод—анод;  $d$  — межэлектродное расстояние.

Таблица 6.2.6

Свойства газов при нормальных условиях [11]

Газ	Z	A	$\rho$ , кг/м <sup>3</sup> · 10 <sup>3</sup>	$E_{\text{возб}}$	$E_i$	$I_0$	$W_i$	$(dE/dx)_0$		$n_{p,-1}$ см <sup>-1</sup>	$n_{T,-1}$ см <sup>-1</sup>
								эВ			
H <sub>2</sub>	2	2	8,38·10 <sup>-5</sup>	10,8	15,9	15,4	37	4,03	0,34	5,2	9,2
He	2	4	1,66·10 <sup>-4</sup>	19,8	24,5	24,6	41	1,94	0,32	5,9	7,8
N <sub>2</sub>	14	28	1,17·10 <sup>-3</sup>	8,1	16,7	15,5	35	1,68	1,96	(10)	56
O <sub>2</sub>	16	32	1,33·10 <sup>-3</sup>	7,9	12,8	12,2	31	1,69	2,26	22	73
Ne	10	20,2	8,39·10 <sup>-4</sup>	16,6	21,5	21,6	36	1,68	1,41	12	39
Ar	18	39,9	1,66·10 <sup>-3</sup>	11,6	15,7	15,8	26	1,47	2,44	29,4	94
Kr	36	83,8	3,49·10 <sup>-3</sup>	10,0	13,9	14,0	24	1,32	4,60	(22)	192
Xe	54	131,3	5,49·10 <sup>-3</sup>	8,4	12,1	12,1	22	1,23	6,76	44	307
CO <sub>2</sub>	22	44	1,86·10 <sup>-3</sup>	5,2	13,7	13,7	33	1,62	3,01	(34)	91
CH <sub>4</sub>	10	16	6,70·10 <sup>-4</sup>		15,2	13,1	28	2,21	1,48	16	53
C <sub>4</sub> H <sub>10</sub>	34	58	2,42·10 <sup>-3</sup>		10,6	10,8	23	1,86	4,50	(46)	195

**Импульс тока и напряжения.** Пока между электродами движутся заряды, во внешней цепи камеры течет электрический ток. Изменение силы тока во времени описывается уравнением Рамо — Шокли:

$$i(t) = eN(t) \frac{E}{U_0} v_d(t), \quad (6.2.11)$$

а зависимость напряжения на эквивалентной емкости  $C$  во времени  $U(t)$ , т. е. форма импульса, будет пропорциональна заряду  $Q(t)$  на емкости. Если считать, что емкость не разряжается за время движения электронов и ионов к электродам камеры, то

$$U(t) = \frac{Q(t)}{C} = \frac{1}{C} \int i(t) dt. \quad (6.2.12)$$

При учете не только зарядки, но и разрядки емкости через резистор  $R_n$  (рис. 6.2.4), изменение заряда (потенциала) описывается дифференциальными уравнениями:

$$\frac{dQ(t)}{dt} + \frac{Q(t)}{RC} = i(t) \quad (6.2.13)$$

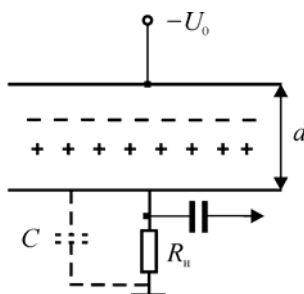
и

$$RC \frac{dU(t)}{dt} + U(t) = Ri(t) \quad (6.2.14)$$

Здесь приращение заряда за время  $dt$  равно, согласно уравнению (6.2.11),  $i(t)dt$ , утечка заряда пропорциональна мгновенному значению заряда  $Q(t)$  и постоянной  $\frac{I}{RC}$ , т. е.  $\frac{Q(t)dt}{RC}$ . Величина  $RC$  имеет размерность времени.

Если сопротивление  $R_n$  очень мало, то можно пренебречь первым членом в левой части уравнения, и оно примет вид

$$U(t) = Ri(t). \quad (6.2.15)$$



**Рис. 6.2.4.** Включение плоской ИК в импульсном режиме

Если сопротивление  $R_n$  очень велико, то можно пренебречь вторым членом в левой части уравнения, тогда получим

$$U(t) - U(0) = \frac{Q(t)}{C} \quad (6.2.16)$$

В общем случае уравнение (6.2.14) имеет решение

$$U(t) - U(0) = e^{-\frac{t}{RC}} \frac{1}{C} \int_0^t i(t') e^{\frac{t'}{RC}} dt' \quad (6.2.17)$$

или

$$U(t) - U(0) = e^{-\frac{t}{RC}} \frac{1}{C} \left\{ \int_0^t i_e(t') e^{\frac{t'}{RC}} dt' + \int_0^t i_+(t) e^{\frac{t'}{RC}} dt' \right\}, \quad (6.2.17\phi)$$

где первый и второй интегралы описывают соответственно электронную и ионную составляющие импульса тока.

Для количественного выбора параметров входной цепи необходимо решить уравнение для различных соотношений между постоянной времени ( $RC$ ) входной цепи и формой и длительностью импульса тока.

Для прямоугольного импульса тока длительностью  $T$  импульс напряжения выражается формулами

$$U(t)_{0 \rightarrow T} = \frac{Ne}{C} \frac{RC}{T} \left( 1 - e^{-\frac{t}{RC}} \right); \quad (6.2.18)$$

$$U(t)_{T \rightarrow \infty} = \frac{Ne}{C} \frac{RC}{T} \left( e^{-\frac{t-T}{RC}} - e^{-\frac{t}{RC}} \right). \quad (6.2.19)$$

Поскольку время дрейфа электронов и ионов в газовой камере различается примерно на три порядка, изменяя  $RC$ , можно существенно изменять соотношение между электронной и ионной компонентами импульса.

Для случая, когда заряженная частица проходит перпендикулярно плоскости электродов (образуя равномерно на своем пути электроны и ионы), ток изменяется по закону

$$i(t) = \frac{Ne}{T} \left( 1 - \frac{t}{T} \right), \quad (6.2.19\phi)$$

где  $T$  — время собирания электронов (ионов).

Тогда для импульса напряжения получим

$$U(t) = \frac{Ne}{C} \frac{RC}{T} \left[ \left( 1 - e^{-\frac{t}{RC}} \right) \left( 1 + \frac{RC}{T} \right) - \frac{t}{T} \right]. \quad (6.2.20)$$

Эта формула справедлива только в течение времени собирания соответствующих носителей заряда. После этого напряжение будет изменяться по экспоненте с постоянной времени  $RC$ . Очевидно, что  $V(t)$  является суммой соответствующих составляющих импульса  $U_+(t)$  и  $U_-(t)$ , т. е.

$$U(t) = U_-(t) + U_+(t).$$

Оценим величину импульса напряжения, получающегося на электродах счетчика, при облучении детектора  $\alpha$ -частицами с энергией 5 МэВ. Каждая  $\alpha$ -частица создает в рабочем объеме примерно 105 пар ионов (табл. 6.2.4). Пусть емкость анод-катод равна 10 пФ, а  $Rn$  достаточно мало ( $T^- < RS \propto T^+$ ), рекомбинацией ионов пренебрегаем, тогда можно воспользоваться соотношением (6.2.15) и, используя уравнения (6.2.11)–(6.2.16), имеем:

$$\Delta U = \frac{Ne}{Cd} (v_e t_e + v_+ t_+) = \frac{Ne}{C}$$

или

$$\Delta U = \frac{10^5 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19}}{10 \cdot 10^{-12}} \approx 1,6 \cdot 10^{-3} \text{ В}$$

Величина импульса от  $\beta$ -частицы при равных условиях на 2–3 порядка (рис. 6.2.3) меньше величины импульса, получающегося от  $\alpha$ -частиц, поскольку из-за гораздо большего пробега в рабочем объеме счетчика реализуется только часть энергии  $\beta$ -частицы.

Импульсная ионизационная камера (ИИК), предназначенная для измерения энергии короткопробежных сильноионизирующих частиц (например,  $\alpha$ -частиц или осколков деления), представляет собой замкнутый заполненный газом объем с двумя или большим числом электродов, между которыми приложено рабочее напряжение  $U_0$ .

Минимальный ток, который можно измерить в камерах, ограничен естественной радиоактивностью материалов и космическим излучением. Космическое излучение и почва создают в 1 см<sup>3</sup> объема камеры ионизацию, приводящую к току  $\approx 10^{-18}$  А. Многие материалы испускают и некоторое количество  $\alpha$ -частиц. Так, с площади 100 см<sup>2</sup> стали испускается примерно 3  $\alpha$ -частицы в 1 ч, а со 100 см<sup>2</sup> припопя — около 300  $\alpha$ -частиц в 1 ч. Одна  $\alpha$ -частица в 1 ч создает в среднем ток около 10–17 А. Помимо тока, обусловленного естественной радиоактивностью и космическим излучением, в ИК всегда имеется ток утечки, определяемый приложенным напряжением и сопротивлением изоляторов. При использовании специальных приспособлений (охранные кольца), уменьшающих ток утечки, последний может быть снижен до 10–17 А.

**Временные характеристики ИИК.** В общем случае амплитуда и форма импульса тока в ИИК зависят не только от скорости дрейфа зарядов в камере, но и от того, где в межэлектродном пространстве прошла частица. Действительно, если заряженная частица пролетела параллельно электродам камеры на расстоянии  $x$  от высоковольтного электрода (на рис. 6.2.4 — верхний), то выражения для составляющих индуцированного тока при условии, что число электронов и положительных ионов в процессе дрейфа не меняется, имеют вид

$$i_-(t) = \begin{cases} \frac{eN_e v_d^-}{d}, & 0 \leq t \leq \frac{x}{v_d^-} \\ 0, & t > \frac{x}{v_d^-} \end{cases}, \quad (6.2.21)$$

$$i_+(t) = \begin{cases} \frac{eN_+ v_d^+}{d}, & 0 \leq t \leq \frac{(d-x)}{v_d^+} \\ 0, & t > \frac{(d-x)}{v_d^+} \end{cases}. \quad (6.2.22)$$



Если частица той же энергии пролетела перпендикулярно электродам, причем пробег ее равен в точности межэлектродному расстоянию  $d$ , то число электронов и ионов в камере убывает со временем по законам

$$N_-(t) = N_0 \left( 1 - \frac{tv_-^e}{d} \right) \quad \text{для } 0 \leq t \leq \frac{d}{v_-^e}, \quad (6.2.21\epsilon)$$

$$N_+(t) = N_0 \left( 1 - \frac{tv_+^+}{d} \right) \quad \text{для } 0 \leq t \leq \frac{d-x}{v_+^+}. \quad (6.2.22\epsilon)$$

Время собирания зарядов в импульсной камере определяет ее временное разрешение, т. е. минимальный временной интервал, который должен разделять две следующие друг за другом частицы, чтобы не произошло наложения импульсов тока.

Скорость дрейфа ионов (положительных и отрицательных) в газах на 2–3 порядка меньше скорости электронов. Поэтому полное собирание зарядов составляет обычно  $10^{-2}$ – $10^{-3}$  с. Это обстоятельство накладывает ограничение на интенсивность регистрируемого потока частиц. Если в ионизационную камеру попадает в среднем  $n_0$  частиц за 1 с и временное распределение частиц описывается законом Пуассона, то для указанного выше полного времени собирания зарядов наложение импульсов тока будет составлять 1 % уже при интенсивности потока  $n_0$  порядка 10–100 с<sup>-1</sup>. Действительно, поскольку число регистрируемых событий  $n$  определяется «мертвым

временем»  $t$ ,  $n = \frac{n_0}{1} + \tau n_0$ . Тогда

$$n_0 = \frac{1 - 0,99}{0,99\tau} \quad (\tau = 10^{-2} - 10^{-3} \text{ с}),$$

и для данных интервалов собирания 99 % частиц будет зарегистрировано при загрузке 10 и 100 с<sup>-1</sup> соответственно.

Обеспечить высокое временное разрешение камеры можно путем регистрации только электронной составляющей импульса тока. Так как амплитуда импульса тока  $i_e(t)$  есть функция числа дрейфующих электронов  $N_e(t)$ , необходимо, чтобы в процессе дрейфа электроны не захватывались молекулами или атомами газа с образованием отрицательных ионов. Большого времени жизни электронов в свободном состоянии удается добиться в чистых инертных газах.

Кроме того, улучшить временное разрешение можно за счет увеличения скорости дрейфа электронов либо повышая напряженность электрического поля, либо подобрав газовую смесь, скорость дрейфа в которой в несколько раз выше, чем в чистых инертных газах. Особенно часто используют аргон с 5–10% -й примесью углекислого газа или азота. В такой смеси газов в результате неупругих соударений электронов с молекулами углекислого газа резко снижается средняя энергия электронов, увеличивается их средний пробег между соударениями и как следствие растет скорость дрейфа.

В режиме полного собирания максимальное значение заряда, индуцированного на емкости  $C$ , т. е. при  $RC \ll T^+$  ( $T^+$  — время собирания ионов), независимо от ориентации трека частицы  $h_0$ , определяется только числом зарядов  $N$  (см. уравнение (6.2.20)):

$$Q_{\max}(I^-) = eN_0 \frac{x_0}{d};$$

$$Q_{\max}(I^+) = eN_0 \frac{d - x_0}{d};$$

$$Q_{\max} = eN_0. \quad (6.2.23)$$

Аналогичным образом решение уравнения (6.2.14) для случая трека, перпендикулярного

электродам, дает  $Q_{\max} = eN_0$ . Поскольку  $N_0 = \frac{E}{\omega}$ , величина  $Q_{\max}$  представляет собой удобную характеристику энергии частицы, теряемой в камере.

В тех случаях, когда основным требованием является обеспечение высокого временного разрешения камеры, выбирают  $T^- \leq RC \ll T^+$  ( $T^-$  — время собирания электронной составляющей). Тогда

$$U(t) - U(0) = e^{-\frac{t}{RC}} \frac{1}{C} \int_0^t i_e(t') e^{\frac{t'}{RC}} dt' \quad (6.2.24)$$

Существенный недостаток ИК с электронным собиранием — зависимость максимального заряда не только от энергии частицы, но и от ориентации ее трека (индукционный эффект). Действительно, если, например, на высоковольтном отрицательном электроде расположен источник  $\alpha$ -частиц, то для частицы, трек которой проходит вдоль электрода в непосредственной близости от него, ток  $i_e(t)$  в соответствии с соотношениями (6.2.21) и (6.2.22) равен

$$i_e(t) = \frac{eN_0 v_a^e}{d},$$

а из (6.2.24) следует

$$Q_{\max} = eN_0.$$

Для трека, перпендикулярного электродам, в соответствии с соотношениями (6.2.21) и (6.2.22)

$$i_e(t) = \frac{eN_0}{d} \left(1 - \frac{tv_a^e}{d}\right) v_a^e \quad \text{и} \quad Q_{\max} = \frac{eN_0}{2}.$$

Очевидно, что для трека  $\alpha$ -частицы, располагающегося под углом  $0 < \Theta < \frac{\pi}{2}$  к электродам,  $Q_{\max}$  будет находиться в интервале  $\frac{eN_0}{2} < Q_{\max} < eN_0$ .

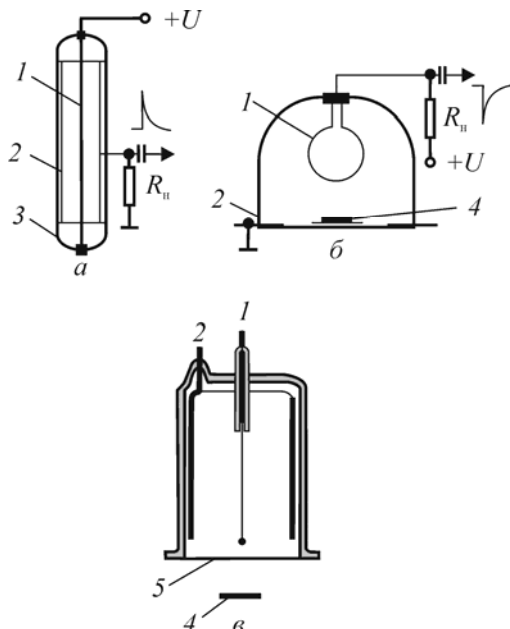
Если  $RC$  сравнимо с  $T^-$ ,  $Q_{\max}$  зависит также от соотношения  $\frac{RC}{T^-}$ .

Одним из путей устранения отмеченного эффекта, усложняющего спектрометрию ядерного излучения, является введение в камеру третьего электрода — сетки.

### 6.2.2.3. Пропорциональные детекторы

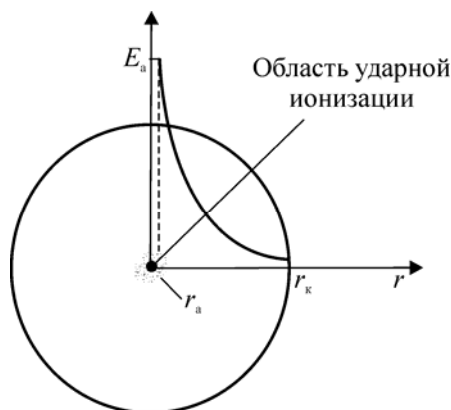
В детекторе с газовым усилением заряд  $Q$ , индуцированный во внешней цепи, пропорционален энергии  $\varepsilon$ , потерянной частицей, только в случае, если каждый первичный электрон, независимо от места его образования, создает в процессе усиления одно и то же количество пар ионов. Поскольку вероятность вторичной ионизации зависит от напряженности поля, то в полях с резким градиентом можно получить очень узкую область, в которой в основном

будет происходить ионизация. Например, средняя длина пробега электрона между соударениями в водороде при давлении 133 гПа составляет  $\approx 10\text{--}3$  см. Чтобы происходила ионизация атомов водорода, необходима энергия выше 15 эВ. Таким образом, в рассматриваемом примере для вторичной ионизации нужно электрическое поле напряженностью выше  $1,5 \cdot 10^4$  В/см. Такое поле при сравнительно невысоком приложенном напряжении можно получить в детекторах цилиндрической формы (рис. 6.2.5, а), в которых диаметр цилиндра — катода — много больше диаметра анода — металлической нити.



**Рис. 6.2.5.** Конструкция и схема подключения цилиндрического (а) и торцевого (б) детекторов и проточного 2р -счетчика (б):

1 — нить (анод); 2 — катод; 3 — корпус;  
4 — источник ионизирующих частиц; 5 — окно



**Рис. 6.2.6.** Зависимость напряженности электрического поля от расстояния до центральной оси в детекторе цилиндрической формы

Действительно, из-за резкой неоднородности электрического поля вдоль направления  $r$  (см. рис. 6.2.6) коэффициент ударной ионизации  $\alpha$  оказывается отличным от нуля лишь в очень малом объеме, прилегающем к нити (радиусом в несколько диаметров нити). Следовательно, для первичных электронов условия образования лавин одинаковы и не зависят от места прохождения частицы. Поэтому для достаточно больших значений коэффициентов газового усиления можно пренебречь индуцированным зарядом при движении электронов до области ударной ионизации. Тогда заряд  $Q$  во внешней цепи определяется числом электронов и ионов, дрейфующих из

области ударной ионизации, и, следовательно, только энергией частиц:  $Q \gg mN0 = \frac{m\varepsilon}{\omega}$ .

Петлеобразная конструкция электрода проточного счетчика обеспечивает равновероятную регистрацию частиц, вылетающих из мишени под любыми углами.

Анод в виде тонкой металлической нити обычно диаметром от 0,02 до 0,3 мм изготавливается из вольфрама или стали с хорошо отполированной поверхностью; неоднородности поверхности мешают распространению разряда вдоль нити. У торцевых счетчиков один конец нити впаян в баллон, а на другом конце на расстоянии 1–3 мм от поверхности окна укреплен бусинка из изолирующего материала. Бусинка предотвращает возникновение ложных разрядов с острия нити. Заряд  $Q$  во внешней цепи пропорционального счетчика, а также его временные характеристики зависят от сопротивления нагрузки  $R$  и эквивалентной емкости  $C$  (суммарной емкости счетчика и подключенных к нему цепей).

Время развития лавины, т. е. время, в течение которого происходит вторичная ионизация, мало. Действительно, газовое усиление осуществляется на малом расстоянии от электрода ( $\approx 0,1$  см). Скорость дрейфа электронов в этой области около  $10^7$  см/с, т. е. время развития лавины примерно  $10^{-8}$  с.

Заметим, что в пропорциональном детекторе импульс создается в основном в результате движения ионов вблизи анода, поскольку пути электронов до анода очень малы. Воспользовавшись уравнениями

$$U_+(\max) = \frac{Ne \ln \frac{r_k}{r_0}}{C \ln \frac{r_k}{r_0}} \quad (6.2.25)$$

и

$$U_-(\max) = \frac{Ne \ln \frac{r_a}{r_0}}{C \ln \frac{r_a}{r_0}}, \quad (6.2.26)$$

оценим отношение максимальных амплитуд импульсов, создаваемых ионами  $U_+(\max)$  и электронами  $U_-(\max)$ .

Если  $\frac{r_k}{r_a} = 100$ ,  $\frac{r_{ion}}{r_a} \approx 2$  (где  $r_{ion}$  — расстояние от анода, где поле достаточно для вторичной ионизации), то  $\frac{U_-(\max)}{U_+(\max)} \approx 0,15$ .

Следовательно, чтобы получить максимальное значение импульса в пропорциональном счетчике, необходимо выбирать  $RC$  больше времени движения ионов от анода к катоду. Однако на практике, как правило, нет необходимости выбирать такие большие времена. Во-первых, в силу логарифмической зависимости  $U(t)$ . Во-вторых, отношение амплитуд импульсов, созданных частицами с разными энергиями, не зависит от  $RC$ , если можно пренебречь эффектом зарядов первичной ионизации и если постоянная выбрана много больше времени движения электронов от катода к аноду. Так, в счетчиках, наполненных водородом (при

$\frac{r_k}{r_a} \approx 10^3$ ,  $r_a \approx 1$  см и  $U_a \approx 2800$  В), используемых для измерений спектров нейтронов, постоянная  $RC$  может иметь значение 5–10–6 с. В то же время очевидно, что чем меньше постоянная времени, тем меньше амплитуда импульса. В пределе, если ионизация в счетчике происходит в точке (пробеги заряженных частиц много меньше размеров счетчика),  $RC$  можно выбрать по порядку равной времени собирания электронов, образовавшихся в процессе размножения вблизи анода. Тогда амплитуда импульса будет составлять 0,1–0,15 максимальной при  $RC \approx 10$ –8 с. Если

же пробеги заряженных частиц сравнимы с размерами счетчика, то для счетного режима следует выбирать  $RC$  порядка времени движения электронов первичной ионизации от катода к аноду.

**4 $\alpha$  —  $\alpha$  —  $\beta$  — счетчик.** Конструктивно счетчик выполнен в виде двух блоков: блок детектирования (БД) и блок регистрации (БР). Первый включает в себя рабочие камеры и блок питания. Блок регистрации обеспечивает обработку и регистрацию поступающих с БД сигналов. Собственно проточный 4 $\alpha$  -счетчик состоит из двух цилиндрических рабочих камер — верхней и нижней. В центре каждой камеры расположен анод петлевого типа (рис. 6.2.6, б). Размер петли подбирается таким образом, чтобы обеспечить равную вероятность регистрации всех частиц, попавших в рабочий объем счетчика. С помощью переключателя можно включать в работу верхнюю или нижнюю камеры (2 $\alpha$  -верх или 2 $\alpha$  -низ), или обе сразу (4 $\alpha$  ).

Камеры соосно закреплены на дисках, между которыми находится храповик с тремя гнездами. Источник, помещенный в гнездо, при вращении храповика попадает сначала в предварительную камеру, через которую непрерывно протекает рабочий газ (пропан или метан) при атмосферном давлении. В этой камере происходит вытеснение воздуха из объема, окружающего источник, и замена его рабочим газом. После этого при следующих двух поворотах храповика источник попадает в рабочий объем счетчика. При таком способе введения источника не нарушается рабочий режим счетчика и можно сразу начинать измерение, не затрачивая время на продувку счетчика рабочим газом.

Скорость протекания газа контролируется с помощью барботера.

Для снижения фона рабочие камеры защищены со всех сторон слоем свинца толщиной 40 мм, армированного силумином.

#### 6.2.2.4. Гейгеровские счетчики

Ионизационные детекторы, работающие в режиме самостоятельного газового разряда, называют счетчиками Гейгера — Мюллера. В таких детекторах электронная лавина в результате фотонной ионизации вызывает развитие разряда вдоль анодной нити (самогасящиеся счетчики) или по всему объему в результате эмиссии электронов с катода (несамогасящиеся счетчики) (рис. 6.2.3, область IV).

В нессамогасящихся счетчиках применяется радиотехнический способ прерывания газового разряда. Для этого в цепь счетчика вводится высокоомное сопротивление  $R \sim 10^8, 10^9$  Ом, которое увеличивает время ( $t$ ) восстановления потенциала\*  $U_{сч}$  на электродах детектора, понизившегося в результате протекания тока  $I$  при возникновении самостоятельного газового разряда, до значения  $U_{ист}$ :  $U_{сч} = U_{ист} - IR$ ;  $t = CR$  ( $t$  — время разряда паразитной емкости счетчика через сопротивление  $R$ ). Длительность газового разряда в счетчике  $\approx 10-6$  с. После гашения газового разряда положительные ионы дрейфуют к катоду и нейтрализуются на нем, и за время  $\tau \approx 10^{-2}$  с напряжение на счетчике восстанавливается. Счетчик с таким «мертвым временем» способен регистрировать примерно 100 частиц/с.

Конструктивно счетчики могут быть цилиндрической и коробчатой формы. В последних внутри металлического корпуса, являющегося общим катодом, натягиваются тонкие нити — аноды.

Электроны и ионы, появившиеся после прохождения в счетчике заряженной частицы, движутся в направлении соответствующих электродов. Электроны достигают нити за время  $10^{-7}-10^{-8}$  с, образуя по пути новые электроны и ионы и возбужденные молекулы газа. Эти молекулы испускают коротковолновое излучение, которое в свою очередь выбивает фотоэлектроны из катода и молекул газа. Таким образом, за очень малое время разряд охватывает весь счетчик.

За время прохождения нескольких электронно-фотонных лавин рожденные положительные ионы практически остаются на месте, так как их подвижность намного меньше подвижности электронов. А поскольку вторичная ионизация происходит вблизи нити, то вокруг нити образуется чехол положительных зарядов, который снижает напряженность поля вблизи нити и тем самым практически прекращает образование новых электронно-фотонных лавин. На этом электронные процессы в счетчике не заканчиваются, т. к. положительные ионы, подходя к

катоду, вырывают с его поверхности электроны, которые под действием электрического поля устремляются к нити. Дальнейшее зависит от того, восстановится или нет потенциал нити до прежнего значения к моменту подхода к ней этих электронов.

**Разрядный ток  $I$** , протекающий в цилиндрическом счетчике при напряжении  $U_a > U_{зж}$ , определяется следующим выражением:

$$I = \frac{2v_d^+ U_a (U_a - U_{зж}) l}{r_k^2 \ln \frac{r_k}{r_a}}, \quad (6.2.27)$$

где  $l$  — длина счетчика.

Поскольку перенапряжение на счетчике  $(U_a - U_{зж})$  мало в сравнении с  $U_{зж}$ , то ток записывают в виде

$$i = (U_a - U_{зж}) R_{вн}, \quad (6.2.28)$$

вводя при этом понятие внутреннего сопротивления газового промежутка

$$R_{вн} = \frac{r_k^2 \ln \frac{r_k}{r_a}}{2lv_d^+ U_{зж}}$$

Из равенства (6.2.28) следует, что ток разряда линейно растет с перенапряжением на счетчике.

Напряжение зажигания счетчика зависит от природы наполняющего счетчик газа и его геометрии:

$$U_{зж} = U(r_{0зж}) \ln \frac{r_k}{r_a} / \ln \left( 1 + \frac{n \lambda_0}{p r_a} \right). \quad (6.2.29)$$

Здесь  $U(r_{0зж})$  — потенциал на границе области, где происходит ударная ионизация;  $n$  — число соударений, испытываемых электроном в области ударной ионизации;  $\lambda_0 = pl$  — длина свободного пробега электрона между соударениями,  $p$  — давление, гПа.

Экспериментальные значения потенциала  $U(r_{0зж})$  и пробега  $n \lambda_0$  приведены в табл. 6.2.7.

Например, напряжение зажигания при  $r_k = 50$  мм,  $r_a = 0,05$  мм и давлении 100 гПа составляет 500 В для гелия,  $\approx 800$  В для водорода и  $\approx 1200$  В для воздуха. Внутреннее сопротивление газового промежутка — 107 Ом.

Таблица 6.2.7

Значения  $U(r_{0зж})$  и  $n \lambda_0$  для некоторых газов [2]

Параметры	Водород	Гелий	Воздух
$U(r_{0зж})$ , В	370	460	800
$n \lambda_0$ , мм·гПа	40	330	120

По мере протекания тока эквивалентная емкость заряжается, что уменьшает перенапряжение на счетчике. Можно показать, что в таких условиях напряжение на внешнем сопротивлении  $R$  в зависимости от времени после начала разряда равно:

$$U(t) = (U_0 - U_{\text{зж}}) \left[ 1 - e^{-\frac{t(R+R_{\text{вн}})}{R_{\text{вн}}RC}} \right] \frac{R}{(R+R_{\text{вн}})} \quad (6.2.30)$$

Здесь  $R_{\text{вн}}$  — внутреннее сопротивление.

Если внешнее сопротивление намного меньше внутреннего, то за время движения положительных ионов к катоду  $t+$  значение  $U(t)$  становится меньше  $\frac{(U_0 - U_{\text{зж}})R}{R_{\text{вн}}}$ , и, следовательно, в момент подхода ионов к катоду разность потенциалов на счетчике превышает  $U_{\text{зж}}$ . На расстоянии от катода порядка  $10^{-7}$  см происходит нейтрализация ионов и образуются молекулы в возбужденном состоянии, излучение которых может выбивать электроны из катода или ионизировать другие молекулы. Появившиеся электроны вновь вызывают разряд в счетчике.

Из вышеизложенного следует, что когда  $R \ll R_{\text{вн}}$  и при условии образования вторичных электронов в процессе нейтрализации ионов вблизи катода (это возможно при сравнительно больших давлениях рабочего газа и напряжении, большем потенциала зажигания короны) в счетчике возникает самоподдерживающийся разряд, который называют *коронным разрядом*. Корона у нити счетчика возникает в виде тонкого слоя светящегося газа (коронирующий слой), в котором идет усиленное образование электронных лавин. Остальное пространство в таком счетчике представляет внешнюю область короны, в которой нет свободных электронов, отсутствует ударная ионизация, и носителями тока являются в основном положительные ионы.

При отсутствии облучения через счетчик протекает флуктуирующий темновой ток (ток короны порядка  $10^{-7}$  А). При прохождении любой ионизирующей частицы через коронирующий разрядный промежуток в счетчике возникает импульс тока, пропорциональный величине первичной ионизации. Импульсы, вызываемые слабоионизирующими частицами, имеют малую амплитуду, сливаются с фоном флуктуаций тока и поэтому не могут быть зарегистрированы. При прохождении сильноионизирующих частиц, таких как  $\alpha$ -частицы или протоны, ток в счетчике сильно возрастает, превышая амплитуду колебаний тока короны в 10–20 раз.

### Гашение разряда

По способу гашения разряда счетчики делятся на *самогасящиеся* и *несамогасящиеся*. Последние практически в настоящее время не используются, поскольку из-за того, что гашение в них осуществляется с помощью высокоомного сопротивления нагрузки порядка  $10^8 - 10^9$  Ом, включаемого во внешнюю цепь, их разрешающее время составляет 10–2 с. На этом сопротивлении за время развития нескольких лавин происходит такое падение напряжения, при котором счетчик выходит из режима самостоятельного газового разряда. Действительно, если  $R \ll R_{\text{вн}}$ , то, как следует из уравнения (6.2.30),

$$U(t) = (U_0 - U_{\text{зж}}) \left( 1 - e^{-\frac{t}{R_{\text{вн}}C}} \right) \quad (6.2.31)$$

и в момент подхода ионов к катоду ( $T+$ ) импульс напряжения достигает значения

$$(U_0 - U_{\text{зж}}) \left( 1 - e^{-\frac{T+}{R_{\text{вн}}C}} \right)$$

Время движения ионов  $T \approx 10^{-4}$  с и величина  $R_{внС}$  одного порядка (поскольку  $C = 10$  пФ), поэтому напряжение на счетчике в момент ( $t = T^+$ ) превышает напряжение зажигания, и появившиеся в счетчике электроны при нейтрализации ионов вновь вызывают разряд, ток которого меньше.

Другой способ гашения разряда основан на подавлении вероятности появления электронов при нейтрализации ионов вблизи катода благодаря добавлению к основному газу гасящей добавки. Такие счетчики называют *самогасящимися*.

Гасящие примеси захватывают фотоны на близком расстоянии от нити, так что они не попадают на катод. Ионизация примеси фотонами происходит вблизи нити, поэтому разряд начинает распространяться вдоль нити. Заканчивается эта стадия разряда точно так же, как и в самогасящемся счетчике, образованием положительного пространственного заряда вблизи нити. Пространственный заряд приводит к затуханию электронно-фотонных лавин. В отличие от самогасящегося счетчика, здесь до катода доходят не ионы основного газа (например аргона), а ионы гасящей добавки, в частности ионы спирта. По пути к катоду ионы аргона в результате большого числа соударений передают свой заряд молекулам спирта, поскольку потенциал ионизации последних ниже, чем потенциал ионизации аргона. Ионы молекул спирта нейтрализуются на катоде, не вызывая эмиссии электронов в объем счетчика. Поэтому независимо от величины поля вблизи нити разряд в счетчике продолжаться не может. Полная длительность процессов в счетчике определяется временем дрейфа положительных ионов, которое по порядку величины примерно равно  $10^{-4}$  с. Однако начальные стадии разряда (электронно-фотонные лавины) протекают достаточно быстро ( $10^{-7}$ – $10^{-8}$  с), поэтому с помощью счетчиков Гейгера — Мюллера можно регистрировать момент прохождения через него частицы с точностью до  $10^{-8}$  с.

#### 6.2.2.5. Галогенный счетчик

Обязательным условием при выборе гасящей смеси является превышение потенциала ионизации основного газа над потенциалом ионизации гасящей добавки.

Галогенные счетчики обычно работают на смеси неона (потенциал ионизации равен 21,5 В, потенциал возбуждения метастабильного состояния 16,6 В) и паров брома (потенциал ионизации 12,8 В). Разность потенциалов между катодом и анодом выбирают таким образом, чтобы вблизи нити напряженность электрического поля оказывалась достаточной для возбуждения атомов неона, но недостаточной для его ионизации. Возбужденные атомы неона испытывают большое число соударений, в том числе и с молекулами брома, ионизируя последние. Образовавшийся свободный электрон в свою очередь на пути к нити возбуждает атомы неона с последующей ионизацией молекул брома.

Второй процесс, приводящий к возникновению электронно-фотонных лавин, аналогичен механизму фотонного усиления в самогасящихся газовых детекторах. Отличие лишь в большей длительности процесса высвечивания. Это приводит к тому, что время нарастания электрического импульса в галогенных счетчиках на несколько порядков больше, чем в счетчиках, наполненных смесью инертного газа и пара органической жидкости.

В результате развития электронно-фотонных лавин в галогенных счетчиках (так же, как и в обычных) вблизи нити образуется пространственный заряд, препятствующий дальнейшему развитию электронно-фотонных лавин. Разряд гасится.

Ионы галогена дрейфуют к катоду и при нейтрализации не вызывают эмиссии электронов. Это так же, как в обычных самогасящихся счетчиках, обуславливает одноступенчатый характер разряда.

Малая крутизна переднего фронта и, главное, большие флуктуации времен нарастания значительно ухудшают временное разрешение галогенных счетчиков. Основное их преимущество в гораздо меньшей рабочей разности потенциалов по сравнению с обычными счетчиками.



### 6.2.3. Полупроводниковые детекторы

Полупроводниковые детекторы (ППД), являющиеся в некотором смысле аналогами ионизационных камер, обладают перед ними рядом существенных преимуществ: 1) гораздо лучшее энергетическое разрешение; 2) на два-три порядка больше масса вещества, заключенная в чувствительном объеме, что особенно существенно при регистрации фотонов и заряженных частиц высокой энергии; 3) лучшие временные характеристики сигнала (крутой передний фронт, обеспечивающий временное разрешение порядка нескольких наносекунд).

Чувствительный объем ППД может достигать сотен кубических сантиметров, что обеспечивает высокую эффективность регистрации  $\gamma$ -излучения. В то же время ППД можно изготовить с очень малым промежутком между электродами, а один или оба электрода сделать очень тонкими. Такие детекторы используют для измерения удельных потерь энергии.

Используются ППД для регистрации как заряженных частиц, так и фотонного излучения.

Таблица 6.2.8

Характеристики некоторых полупроводниковых материалов [12]

Материал	Атомный номер	Плотность, $\text{кг/м}^3 \cdot 10^3$	Ширина запрещенной зоны, эВ	Подвижность, $\text{см}^2 \times \text{В}^{-1} \times \text{с}^{-1}$		Время жизни, с	
				электрон	дырка	электрон	дырка
Si	14	2,33	1,12	1900	480	$10^{-3}$	$10^{-3}$
Ge	32	5,32	0,67	3800	1800	$10^{-3}$	$10^{-3}$
CdTe	48; 52	6,06	1,47	1050	100	$10^{-6}$	$8-10^{-7}$
Hgl <sub>2</sub>	80; 53	6,30	2,13	94	4	$10^{-6}$	$5-10^{-7}$
CdS	48; 16	4,82	2,41	300	15	$10^{-3}$	$10^{-8}$

Основными материалами для изготовления детекторов (табл. 6.2.8) являются германий и кремний. ППД на основе теллурида кадмия, сульфида кадмия и иодида ртути считаются перспективными для регистрации  $\gamma$ -излучения в изотопных приборах технологического контроля [12].

#### 6.2.3.1. Принцип работы ППД

Так же, как и в ионизационной камере, в чувствительном объеме ППД при прохождении ионизирующего излучения образуются носители заряда, которые под действием внешнего электрического поля собираются на электродах. Возникающие при этом импульсы тока или

$$\Delta U = \frac{eE}{\omega C}$$

напряжения с амплитудой используются для регистрации ионизирующих частиц, однако средняя энергия  $w$ , затрачиваемая на образование одной пары электрон—дырка, примерно в 10 раз меньше, чем в газе (см. табл. 6.2.5), и составляет в кремнии  $w = 3,6$  эВ и в германии  $w = 2,9$  эВ. В отличие от ионизационной камеры, где захват электронов приводит к образованию подвижного иона, здесь возможен захват носителей заряда в объеме детектора на неподвижные центры, что приводит к новым по сравнению с газовыми детекторами явлениям. Кроме того, в полупроводниковом детекторе заряды могут выходить из электродов и входить в них. Поэтому большое значение имеют контактные явления.

Поскольку в твердом теле наименее связанные электроны не удерживаются около определенных атомов, можно создать результирующий направленный поток электронов в веществе.

Существуют два класса ППД — однородные и неоднородные.

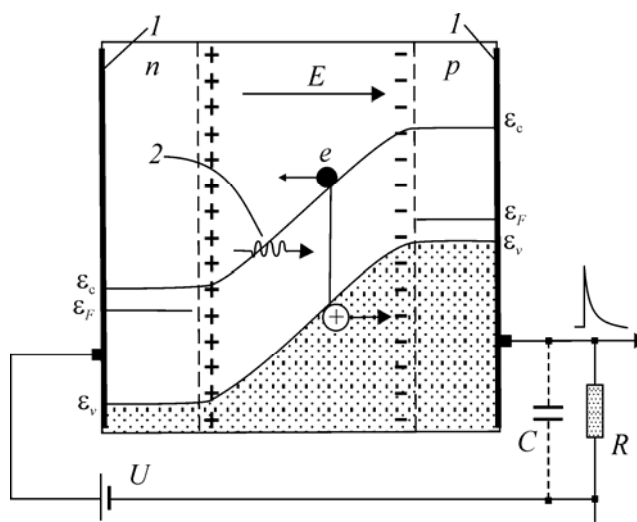
*Однородный детектор* представляет собой кристалл с одинаковым по всему объему типом проводимости (электронной или дырочной).

В *неоднородном детекторе* имеются области с различным типом проводимости — электронным ( $n$ ) и дырочным ( $p$ ). На границе этих областей возникает потенциальный барьер, препятствующий свободному прохождению носителей заряда через полупроводник. Неоднородные детекторы различаются по структуре ( $n-p$ ,  $p-i-n$ ); по способу изготовления (поверхностно-барьерные, диффузионные, детекторы с ионным легированием, диффузионно-дрейфовые, сплавные); по принципу работы (детекторы без усиления, с пропорциональным усилением, с лавинным усилением).

Переходы образуются на границе раздела полупроводника с электронной и дырочной проводимостью. Через границу раздела электроны диффундируют из  $n$ -области в  $p$ -область, а дырки — из  $p$ -области в  $n$ -область. Ионизированные атомы акцепторов\*1 и доноров\*2 закреплены в решетке и двигаться не могут. Диффузия дырок и электронов в момент возникновения контакта между  $p$ - и  $n$ -полупроводниками обуславливает ток, который прекращается после установления равновесия в результате появления на переходе скачка потенциала вследствие объемного заряда в области контакта. Скачок потенциала может достигнуть нескольких десятых долей вольта, но не может превысить ширину запрещенной зоны.

Полупроводник с  $p-n$ -переходом можно использовать для детектирования заряженных частиц даже при отсутствии внешнего источника напряжения, поскольку внутри такого полупроводника существует область, в которой напряженность электрического поля отлична от нуля. Эта область обеднена свободными носителями. Если через нее пролетает ионизирующая частица и создает свободные носители, то они, перемещаясь под действием электрического поля, создают сигнал во внешней цепи детектора. Однако ширина области объемного заряда в  $p-n$ -переходе без внешнего смещения мала ( $< 10^{-4}$  см), что приводит, во-первых, к малому чувствительному объему детектора и, во-вторых, к малому значению сигнала по сравнению с шумом, так как собственная емкость перехода велика.

*Чувствительную область* детектора, т. е. область, в которой существует электрическое поле, можно увеличить, приложив к переходу обратное смещение. Если к  $n$ -области присоединить «плюс» источника напряжения, а к  $p$ -области — «минус», то свободные заряды перемещаются в направлении от перехода. В результате чувствительный объем детектора увеличивается (рис. 6.2.7), а емкость перехода уменьшается. Темновой ток в этом случае обусловлен неосновными носителями заряда (электронами и дырками). Концентрация неосновных носителей может быть на несколько порядков меньше концентрации собственных носителей. Поэтому ток, обусловленный тепловой генерацией носителей в области  $p-n$ -перехода, оказывается на несколько порядков меньше тока той же природы в собственном полупроводнике. Почти полное отсутствие свободных носителей в обедненной области означает, что удельное сопротивление полупроводника в ней гораздо больше удельного сопротивления материала вне перехода. Ширину чувствительной области можно увеличить не только за счет приложенного обратного смещения, но и вводя между  $p$ - и  $n$ -областями полупроводник с собственной проводимостью. В этом случае образуется так называемая  $p-i-n$ -структура.



**Рис. 6.2.7.** Принцип работы и принципиальная схема подключения полупроводникового детектора ядерных излучений:

- 1 — металлические контакты;
- 2 — фотон (или заряженная частица) возбуждает электрон в зоне проводимости;  $\epsilon_v$  — потолок валентной зоны;  $\epsilon_c$  — дно зоны проводимости;  $\epsilon_F$  — энергия Ферми (энергия уровня с 50%-й вероятностью заполнения)

Взаимодействуя с атомом, высокоэнергетичный фотон или заряженная частица могут передать часть своей энергии или всю энергию на возбуждение электронов валентной зоны, которые переходят в зону проводимости, оставляя дырку в валентной зоне. Эти пары находятся в электрическом поле  $E$ , которое уводит электроны в  $n$ -область, а дырки — в  $p$ -область (рис. 6.2.7).

Во вторичных процессах электроны теряют свою энергию на образование электрон-дырочных пар (экситоны) и на возбуждение осцилляций решетки (фононы). На месте прохождения первичной заряженной частицы остается трубка плазмы вокруг трека с высокой концентрацией электронов и дырок ( $10^{15} - 10^{17} \text{ см}^{-3}$ ). Напряженность электрического поля  $E$  должна быть такой, чтобы обеспечить разделение зарядов и сбор электронов на аноде до того, как они рекомбинируют с дырками, чтобы получить заряд, достаточный для регистрации первичной частицы по энергии, затраченной на ионизацию. Например, при толщине чувствительной области  $w = 100 \text{ мкм}$  и величине обратного смещения  $U = 200 \text{ В}$  напряженность электрического поля  $E_x(0) = 4 \times 10^6 \text{ В/м}$ . Этого хватит для разделения большей части электронов и дырок и сбора электронов на анод [11].

### 6.2.3.2. Основные электрофизические характеристики ППД

**Толщина чувствительной области  $w$ .** Это ширина обедненного слоя, которая пропорциональна удельному сопротивлению исходного материала и напряжению смещения на электродах детектора. С хорошим приближением для  $p$ — $n$ -детекторов  $w$ , см, может быть определена из соотношений [12]:

$$\text{для ППД на основе } n\text{-кремния} \quad w \cong 5,3 \cdot 10^{-5} \sqrt{\rho_n U_d};$$

$$\text{для ППД на основе } p\text{-кремния} \quad w \cong 3,2 \cdot 10^{-5} \sqrt{\rho_p U_d},$$

где  $\rho_n$  и  $\rho_p$  — удельное сопротивление  $n$ - и  $p$ -кремния соответственно, Ом·см;  $U_d$  — напряжение смещения на детекторе, В.

$$C_{\pi} = \frac{\epsilon_{\pi} S}{w}$$

**Емкость перехода.** Определяется как емкость плоского конденсатора  $C_{\pi} = \frac{\epsilon_{\pi} S}{w}$ , где  $\epsilon_{\pi}$  — диэлектрическая проницаемость материала детектора,  $\Phi \times \text{м}^{-1}$ ;  $S$  — площадь перехода,  $\text{м}^2$ ;  $w$  — толщина чувствительной области,  $\text{м}$ .

Полная емкость детектора равна сумме емкостей перехода и конструкции детектора.

**Обратный ток детектора.** Состоит из нескольких составляющих:  $I_d = I_{\text{обр}} = I_{\text{ген}} + I_{\text{диф}} + I_{\text{ут}}$ , где  $I_{\text{ген}}$  и  $I_{\text{диф}}$  — генерационная и диффузионная составляющие тока перехода соответственно;  $I_{\text{ут}}$  — ток утечки перехода.  $I_{\text{ген}}$  образуется вследствие генерации свободных носителей в переходе. Ток обычно оценивают по формуле:

$$I_{\text{ген}} = \frac{q n_i(T) w S}{2 \tau_r}$$

$$n_i(T) = 1 \cdot 10^{16} T^{3/2} \exp\left(-\frac{\Delta E_{\pi}}{2kT}\right)$$

где  $n_i(T)$  — концентрация носителей в беспримесном полупроводнике,  $\text{см}^{-3}$ ;  $\tau_r$  — среднее время жизни носителей,  $\text{с}$ ;  $w$  — ширина запрещенной зоны,  $\text{эВ}$ ;  $T$  — абсолютная температура,  $\text{К}$ ;  $k$  — постоянная Больцмана, равная  $1,38 \cdot 10^{-23} \text{ Дж} \cdot \text{К}^{-1}$ .

Генерационный ток сильно зависит от температуры, увеличиваясь примерно в 2 раза на каждые  $10^{\circ}\text{C}$  [12].

**Уровень шума детектора.** Характеризуется энергетическим разрешением  $D_p$ , которое связано со среднеквадратическим значением шума детектора  $s_d$  соотношением  $D_p = 2,36 s_d$ . Шум детектора в основном обусловлен его обратным током и возрастает с увеличением этого тока.

**Длительность импульса тока детектора.** Определяется временем собирания зарядов обоих знаков на электроды детектора. Форма импульса тока зависит от соотношения между длиной трека заряженной частицы  $dp$  с энергией, равной порогу  $E_p$ , и толщиной  $w$ . При  $dp \gg w$  импульс определяется только электронной составляющей, имеет прямоугольную форму, а его

длительность равна  $\tau_{\text{сб}} = \frac{w}{\mu_n E_n}$ , где  $E_n$  — напряженность поля,  $\text{В/см}$ :  $E_n = \frac{U_{\pi}}{w}$ ;  $\mu_n$  — подвижность электронов,  $\text{см}^2 \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{В}^{-1}$ .

**«Мертвый слой» детекторов с поверхностным барьером** определяется толщиной защитного покрытия и инверсионного слоя и составляет от 0,1 до 200  $\mu\text{м}$ . В диффузионных детекторах «мертвый слой» определяется толщиной диффузионного слоя и обычно больше «мертвого слоя» поверхностно-барьерного ППД.

### 6.2.3.3. Конструкция полупроводниковых детекторов

Большое разнообразие типов полупроводниковых детекторов позволяет успешно применять их в инструментальном нейтронно-активационном, рентгено-флуоресцентном и рентгеноспектральном анализах, в исследованиях по контролю за выгоранием и герметичностью твэлов, за загрязненностью воздушного бассейна, вод и почв канцерогенами (ртутью, свинцом и т. п.). Определенный тип полупроводникового детектора выбирают не только по физическим, но и по операционным свойствам детектора, т. е. по удобству работы с ним.

По конструкции ППД представляют собой плоский или коаксиальный конденсатор, одной обкладкой которого является тонкий (не более 30  $\text{нм}$ ) слой золота, а другой — образованный тем или иным способом  $p-n$ - или  $p-i-n$ -переход (рис. 6.2.8).

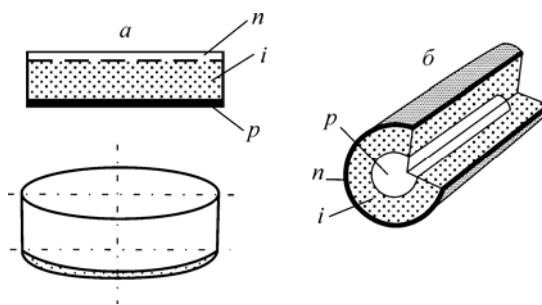


Рис. 6.2.8. Структура планарного (а) и коаксиального (б) детекторов

#### 6.2.3.4. Кремниевые полупроводниковые детекторы для детектирования тяжелых заряженных частиц

**Поверхностно-барьерные детекторы.** Поверхностно-барьерные детекторы (ПБД) используются для спектрометрии и регистрации короткопробежных частиц (осколков деления, тяжелых ионов и  $\alpha$ -частиц). В качестве одного из электродов на окисленную поверхность  $n$ -кремния напылен слой золота толщиной  $\sim 30$  нм. Между  $p$ -областью и основным объемом  $n$ -кремния естественным путем возникает  $p$ — $n$ -переход, другим электродом служит слой никеля, образующий с кремнием омический контакт. Толщина чувствительной области  $p$ — $n$ -перехода составляет (при рабочем напряжении смещения 25–40 В)  $\sim 40$  мкм; разрешение 40–50 кэВ для  $\alpha$ -частиц с энергией 5 МэВ.

Выпускаются такие детекторы в двух конструктивных исполнениях:

в металлическом корпусе с девятью штырьками под панель пальчиковой лампы, круглые, с габаритами корпуса: диаметр 20 и высота 8 мм (ДКПСд);

без корпуса с двумя гибкими выводами, общей толщиной 5 мм, габаритной площадью на 20–40 % больше конкретной рабочей площади детектора (ДКПС).

Из-за малой толщины чувствительной области ПБД имеют большую емкость и, следовательно, невысокое для ППД энергетическое разрешение, поскольку энергетический эквивалент емкостного шума составляет десятки килоэлектронвольт.

Если на поверхность ПБД нанести тонкий слой водородсодержащего вещества или разместить между двумя ПБД соединение  ${}^6\text{Li}$  (в виде сэндвича), то такую систему можно использовать для регистрации и спектрометрии нейтронов в первом случае по протонам отдачи, возникающим при упругом рассеянии нейтронов на водороде, во втором — по заряженным частицам — продуктам ядерной реакции: тритию и гелию.

**Детекторы кремниевые диффузионные (ДКД).**  $p$ — $n$ -Переход в таких детекторах получают методом диффузии в тонкий поверхностный слой  $p$ - или  $n$ -полупроводника донорных или акцепторных атомов. В большинстве случаев исходный материал  $p$ -кремний, а донор — фосфор. Толщина чувствительного слоя такого же порядка, что и у ПБД, отсюда и близость их основных параметров и области применения. Они также работают без охлаждения.

Как и поверхностно-барьерные, диффузионные детекторы имеют высокую радиационную стойкость, что является следствием высокой степени легирования. Это свойство особенно важно при регистрации осколков деления и тяжелых ионов. Хорошие кремниевые детекторы с  $\rho = 400$  Ом·см выдерживают до  $10^8$ – $10^9$  осколков на см<sup>2</sup>.

#### 6.2.3.5. Детекторы с $p$ — $i$ — $n$ -переходом

**Детекторы с  $p$ — $i$ — $n$ -переходом, образованные с помощью дрейфа ионов лития.**  $p$ — $i$ — $n$ -Переходы образуются между двумя частями полупроводника с одинаковым типом проводимости, но сильно различающихся концентрациями доноров или акцепторов. Соответственно такой переход называется либо  $n^+$ — $n$ -переходом или  $p^+$ — $p$ -переходом. Отличие

$n^+$ — $n$ -перехода (или  $p^+$ — $p$ -перехода) от  $p$ — $n$ -перехода состоит в том, что у  $n^+$ — $n$ -перехода отсутствует область с высоким сопротивлением, а концентрация основных носителей заряда плавно меняется по длине. Следовательно, при наложении внешнего напряжения падение потенциала происходит не только в узкой области (как это наблюдается в  $p$ — $n$ -переходе), но практически во всем объеме (как в плоской ионизационной камере).

Для получения детекторов больших размеров необходимо, чтобы основной объем полупроводника имел как можно меньшую проводимость, близкую к собственной проводимости.

Свойства лития, внедренного в германий или кремний, таковы, что позволяют создавать достаточно большие области (толщиной более 1 см) почти полной компенсации, а значит, и области с проводимостью, близкой к собственной. Это связано как с исключительно высокой подвижностью ионов лития в четырехвалентных кристаллах, так и с низкой энергией его ионизации (0,033 эВ в Si и 0,0043 эВ в Ge). Например, подвижность, а следовательно, и коэффициент диффузии лития в германии в  $10^7$  раз больше, чем у обычных доноров, так как благодаря своему малому радиусу ион лития находится не в узлах решетки, а в междоузлиях. Таким образом, валентный электрон Li попадает в зону проводимости, средняя часть кристалла благодаря диффузии ионов лития в междоузлия компенсируется по проводимости (ионы лития компенсируют акцепторы), и кристалл приобретает собственную очень небольшую проводимость порядка  $25 \cdot 10^4$  Ом·см.

Технологически компенсация акцепторных атомов в  $p$ -материале дрейфом ионов лития осуществляется следующим образом. Сначала литий напыляют на  $p$ -материал, затем температуру поднимают примерно до  $400^\circ \text{C}$ , и в течение несколько минут выдержки при этой температуре литий диффундирует на глубину примерно 0,01 см. После этого к  $p$ — $n$ -переходу прикладывают обратное смещение, и ионы лития, которые несут положительный заряд, начинают двигаться от  $n$ -стороны перехода к  $p$ -стороне, где они компенсируют акцепторные атомы  $p$ -материала.

Расчеты дают следующую формулу для толщины полученного в результате дрейфа обедненного слоя:

$$d = \sqrt{2\mu_{\text{Li}}Ut}, \quad (6.2.32)$$

где  $\mu_{\text{Li}}$  — подвижность ионов Li в данном полупроводнике при температуре дрейфа;  $U$  — напряжение смещения при дрейфе;  $t$  — время дрейфа, ч.

В чувствительной области такого счетчика могут поглощаться  $\alpha$ -частицы с энергией до 200 МэВ и электроны с энергией до 2 МэВ, при этом собранный заряд будет пропорционален энергии налетающей частицы  $E_0$ .

Энергетическое разрешение ППД в этой области лучше, чем у других детекторов. Поскольку

число свободных носителей составляет  $n = \frac{E_0}{w}$ , где  $w = 3,6$  (2,8) эВ для Si (Ge), то статистическая флуктуация этого числа  $\sigma_n = \sqrt{nF}$ , где фактор Фано  $F^* \approx 0,09 \div 0,14$  для кремния и  $F \approx 0,06 \div 0,12$  для германия при 77 К [11]. Тогда относительное энергетическое разрешение составит

$$\delta E = \frac{\Delta E}{E_0} = \frac{\sigma_n}{n} = \sqrt{\frac{Fw}{E_0}}$$

Например, для  $\gamma$ -квантов с энергией 2 МэВ и 122 кэВ можно ожидать, что предельное разрешение германиевого детектора составит  $2,9 \times 10^{-4}$  ( $D E \approx 0,6$  кэВ) и  $1,2 \times 10^{-3}$  ( $D E \approx 0,15$  кэВ) соответственно. Полученное энергетическое разрешение (1,8 кэВ и 0,86 кэВ соответственно) значительно отличается от принципиально достижимого значения.

ППД с большим чувствительным объемом (до  $100 \text{ см}^3$ ) конструктивно могут быть выполнены с планарной или коаксиальной структурой чувствительной зоны (см. рис. 6.2.8).

**Кремниевые детекторы с  $p-i-n$ -переходом.** В кремниевых детекторах с  $p-i-n$ -переходом толщина чувствительной области достигает 0,5–1,0 см, поэтому они нашли применение для регистрации тяжелых заряженных частиц средних энергий и электронов, пробег которых не укладывается в чувствительном слое поверхностно-барьерных и диффузионных детекторов.

Энергетический эквивалент шума таких детекторов составляет несколько десятков кэВ.

Их основное достоинство — возможность работы без охлаждения.

**Германиевые детекторы с  $p-i-n$ -переходом.** Получили очень широкое распространение для прецизионной спектрометрии  $\gamma$ - и рентгеновского излучений благодаря высокой разрешающей способности и эффективности. Использование в спектроскопии  $\gamma$ -излучения германиевых, а не кремниевых детекторов обусловлено тем, что из-за большего заряда ядра (32 у германия и 14 у кремния) сечение фотовзаимодействия у первого существенно больше, и поэтому мал вклад импульсов от комптоновских электронов.

Эффективность регистрации  $\gamma$ -излучения зависит от энергии и лежит в диапазоне от 50 % для энергий < 200 кэВ до 1–5 % при энергиях > 1,5 МэВ.

Серьезным недостатком этого типа детекторов является необходимость постоянного поддержания детектора (даже когда он не работает) при температуре жидкого азота. Работать с ними при комнатной температуре нельзя из-за большого темнового тока, а хранить при низкой температуре необходимо, чтобы предотвратить необратимый процесс выхода лития из объема детектора. Выход лития на поверхность является следствием того, что в процессе дрейфа при высокой температуре в монокристалл германия внедрено лития больше, чем должно быть в равновесном растворе лития в германии при комнатной температуре.

В то же время работа при низкой температуре в условиях малых темновых токов и малая емкость перехода обуславливают высокое энергетическое разрешение германиевых детекторов с  $p-i-n$ -переходом.

**Детекторы с  $p-i-n$ -переходом из особо чистого германия.** Главным достижением технологии ППД за последние годы является возможность изготовления детекторов большого объема с  $p-i-n$ -переходом из германия, концентрация примесей в котором не превышает  $10^{10} \text{ см}^{-3}$ . Основным преимуществом таких детекторов является то, что они могут храниться без охлаждения, кроме того, из них можно собирать сложные системы для спектрометрии высокоэнергетических заряженных частиц.

Методы производства детекторов из особо чистого германия подобны производству литий-дрейфовых детекторов, исключая стадию дрейфа. При изготовлении детектора на внешнюю поверхность цилиндрического образца напыляют литий, который диффундирует в образец на глубину примерно  $10^{-4}$  см. Слой лития является  $n^+$ -контактом,  $p^+$ -контакт создается имплантацией ионов акцепторов (чаще бора) в стенки центрального отверстия (см. рис. 6.2.8). Радиус такого коаксиального детектора может составлять 2–3 см, высота — 6–7 см. Изготавливаются и плоские ППД.

Толщина обедненной носителями области зависит от концентрации примесей в исходном монокристалле и приложенного напряжения смещения. Так, при смещении 600 В и концентрации примесей  $10^{10} \text{ см}^{-3}$  ширина обедненной зоны достигает 1 см. Максимальная концентрация атомов примесей в германии, при которой еще возможно изготовление детекторов без компенсации с шириной обедненной зоны 1 см, составляет  $3 \cdot 10^{10} \text{ см}^{-3}$ .

Детекторы из особо чистого германия отличаются исключительно малым уровнем токов утечки (около  $10^{-11}$  А).

Широкое распространение таких детекторов сдерживает сложная и дорогая технология получения особо чистого германия.

### 6.2.3.6. Радиационные германиевые детекторы

В детекторах такого типа чувствительная область создается в результате компенсации доноров в исходном материале акцепторными уровнями радиационных дефектов, возникающих под действием  $\gamma$ -излучения  $^{60}\text{Co}$  при флюенсе порядка  $10^{14}$  см $^{-2}$  в кристалле германия  $n$ -типа. В отличие от литий-дрейфовых детекторов, радиационные ППД не требуют охлаждения во время хранения, поскольку эти дефекты стабильны при комнатной температуре. Однако их энергетическое разрешение хуже, чем дрейфовых (собственный шум приблизительно в 2 раза выше), меньше и толщина чувствительной области, достигающая в лучшем случае 0,2–0,3 см.

### 6.2.3.7. Радиационные повреждения полупроводниковых детекторов

При облучении детекторов ионизирующим излучением кроме полезного эффекта (создание электронно-дырочных пар) проявляется много побочных эффектов, вызванных взаимодействием излучения с атомами полупроводника. Эти эффекты в подавляющем большинстве случаев ухудшают свойства детектора, а большие дозы излучения делают его непригодным к дальнейшей эксплуатации. Облучение в больших дозах портит все детекторы, не только полупроводниковые. Заметные изменения свойств в ППД наступают при меньших интегральных дозах, которые сравнимы с числом частиц, проходящих через детектор за время эксперимента.

Свойства детектора при облучении существенно изменяются, когда число повреждений разного типа по порядку становится сравнимо с числом примесных атомов. Для кремния  $p$ -типа, например, с удельным сопротивлением, равным 103 Ом·см, плотность атомов акцепторов равна  $2 \cdot 10^{13}$  см $^{-3}$ . Близкая к этому значению плотность дефектов создается при попадании в кремний приблизительно  $10^{11}$   $\alpha$ -частиц с энергией 10 МэВ/1 см $^2$  или  $10^{14}$  электронов/1 см $^2$  (см. табл. 6.2.9).

Таблица 6.2.9

### Допустимые значения флюенса частиц для детекторов различных типов (частиц/см $^2$ ) [2]

Вид излучения	Детекторы	
	поверхностно-барьерные и диффузионные с $p$ – $n$ -переходом	дрейфовые $p$ – $i$ – $n$ -типа и детекторы из о.ч.г.*
Осколки деления и тяжелые ионы	$10^8$ – $10^9$	$< 10^8$
$\alpha$ -Частицы	$\approx 10^{10}$	$\approx 10^8$
Протоны	$\approx 10^{11}$	$10^8$ – $10^9$
Быстрые нейтроны	$10^{11}$ – $10^{13}$	$10^9$ – $10^{10}$
Электроны с энергией 2– 5 МэВ	$10^{12}$ – $10^{14}$	—

\* о.ч.г. — особо чистый газ.

В результате облучения изменяется сопротивление материала, что, в свою очередь, вызывает искажения электрических полей, увеличиваются токи утечки и вероятности захвата в ловушки и рекомбинации. Нарушения в общем случае создаются неравномерно по чувствительному объему, поэтому ухудшается разрешение и появляются дополнительные пики в амплитудном распределении импульсов, что является одним из признаков существенных повреждений. Кроме того, растет время сбора заряда.



Как видно из таблицы, наибольшей радиационной стойкостью обладают ППД со сравнительно простой структурой, изготавливаемые из кремния, поскольку ширина его запрещенной зоны значительно больше, чем у германия. Для детекторов с  $p-i-n$ -переходом одним из последствий облучения является уменьшение глубины обедненного слоя.

Колебания чувствительности детекторов в столь широких пределах связаны, в первую очередь, со свойствами монокристалла, из которого был изготовлен ППД, в частности со степенью его легирования.

**Повреждения нейтронами.** Смещение атомов решетки кристалла в результате упругого рассеяния нейтронов (причем каждое первичное ядро отдачи вызывает вторичные смещения) является основной причиной повреждения ППД при энергиях нейтронов больше 100 эВ. Число таких смещений достигает сотен. Дефекты в решетке распределены неравномерно, поскольку пробег ядер отдачи мал, а первичные ядра отдачи, созданные одним и тем же нейтроном, находятся далеко друг от друга — на расстояниях, измеряемых сантиметрами. В случае нейтронов меньших энергий повреждения возникают в основном вследствие образования  $\gamma$ -квантов в реакции радиационного захвата нейтронов и последующего их взаимодействия с атомами полупроводника, а также при рассеянии на атомах электронов, возникающих при распаде  $\beta$ -активных ядер, если таковые образуются. Так, в кремнии при захвате нейтронов ядрами  $^{30}\text{Si}$  (3 % в естественной смеси) образуется изотоп кремния, в результате  $\beta$ -распада ( $E_{\beta}^{\text{max}} = 1,5 \text{ МэВ}$ ) которого образуется  $^{31}\text{P}$ , а атомы фосфора создают в полупроводнике донорные уровни.

**Повреждения тяжелыми заряженными частицами.** Основным процессом взаимодействия заряженных частиц с ядрами является кулоновское рассеяние. Поскольку известна аналитическая зависимость сечения кулоновского взаимодействия от энергии и заряда частицы, то можно оценить сечение образования смещений в решетке, а следовательно, и общее число смещений. В кремнии, например, полное число дефектов, создаваемых протоном с энергией 10 МэВ, пропорционально его энергии и приближенно равно  $2 \cdot 10^2$  пар. Естественно, что эти дефекты располагаются вдоль трека протона. Аналогично можно численно оценить число дефектов, созданных  $\alpha$ -частицей.

Труднее рассчитать повреждения, производимые осколками деления и тяжелыми ионами, поскольку в этом случае возможны как прямые столкновения с атомами решетки, так и передача ей энергии на большие расстояния (кулоновским полем заряженной частицы). При бомбардировке такими частицами смещаются почти все атомы, расположенные на пути частицы, образуя сильно разупорядоченный объем, называемый *клином смещения*.

**Повреждение электронами.** Электрон из-за своей малой массы может выбить при упругом рассеянии атом из решетки в том случае, если его энергия много больше энергии связи атома в решетке. Например, для кремния энергия электрона, достаточная для смещения атома, должна быть не меньше 200 кэВ, для германия — около 400 кэВ. В среднем электрон с энергией, даже значительно превышающей минимальную, передает атомам слишком малые порции энергии, чтобы вызвать смещение. Процесс образования смещений не носит каскадного характера, отдельные дефекты образуются далеко друг от друга, в результате чего они приблизительно равномерно распределяются по объему полупроводника.

Взаимодействие  $\gamma$ -излучения с атомами решетки полупроводника приводит к появлению быстрых электронов, которые и обуславливают появление дефектов решетки. Сечения образования дефектов  $\gamma$ -квантами малы по сравнению с сечениями образования дефектов тяжелыми частицами и нейтронами. Так, сечение образования смещений в кремнии  $\gamma$ -квантом с энергией 3 МэВ  $\approx 10\text{--}24 \text{ см}^2$ ; это означает, что вероятность создать один дефект в слое кремния толщиной 0,1 см для такого  $\gamma$ -кванта примерно равна  $5 \cdot 10^{-3}$ .

## 6.2.4. Система наименований и нормируемые параметры ионизационных детекторов

Для промышленных счетчиков широко используются следующие характеристики.

**Эффективность** — выраженное в процентах отношение числа зарегистрированных частиц к числу частиц, падающих на рабочую поверхность.

**Чувствительность** — изменение тока или скорости счета при изменении потока измеряемого излучения на единицу.

**Уровень** натурального (темнового) **фона** — скорость счета без внешних источников излучения.

**Скорость счета** — количество импульсов, зарегистрированных в единицу времени.

**Счетная характеристика** — зависимость скорости счета от приложенного напряжения.

**Вольтамперная характеристика** — зависимость тока, протекающего через счетчик, от напряжения при постоянной интенсивности облучения.

**Допустимая интенсивность облучения** — кратковременная допустимая перегрузка счетчика по интенсивности облучения, при которой происходит отклонение параметров счетчика от норм технических условий. После прекращения облучения и выключения высокого напряжения параметры счетчика восстанавливаются.

**Наибольшее рабочее облучение** — интенсивность облучения, при которой возможна эксплуатация счетчика с сохранением гарантированного ресурса работы.

**Наибольшая рабочая скорость счета** — скорость счета, при которой возможна эксплуатация счетчика с сохранением гарантированного ресурса работы.

**Наибольшая скорость счета** — допустимая кратковременная перегрузка счетчика по скорости счета. При этом происходит отклонение параметров счетчика от норм технических условий. После прекращения облучения и выключения высокого напряжения параметры счетчика восстанавливаются.

**Наибольший уровень фонового излучения** — интенсивность ионизирующего излучения, на фоне которого возможна регистрация другого излучения.

**Наклон вольтамперной характеристики** — выраженное в процентах на вольт отношение изменения силы тока к изменению напряжения. Наклон вольтамперной характеристики вычисляется по формуле

$$\delta = \frac{(I_{\text{н}} - I_{\text{к}})}{(I_{\text{н}} + I_{\text{к}})(U_{\text{н}} - U_{\text{к}})} 100\%, \quad (6.2.33)$$

где  $I_{\text{н}}$  и  $I_{\text{к}}$  — сила тока при напряжениях, соответствующих началу  $U_{\text{н}}$  и концу  $U_{\text{к}}$  плато.

**Наклон плато счетной характеристики** — выраженное в процентах на вольт отношение изменения скорости счета к изменению напряжения. Определяется аналогично наклону вольтамперной характеристики:

$$\delta = \frac{(N_{\text{н}} - N_{\text{к}})}{(N_{\text{н}} + N_{\text{к}})(U_{\text{н}} - U_{\text{к}})} 100\%, \quad (6.2.34)$$

где  $N_n$  и  $N_k$  — скорость счета при напряжениях, соответствующих началу  $U_n$  и концу  $U_k$  плато.

**Плато счетной характеристики** — прямолинейный участок счетной характеристики, на котором наклон плато не превышает заданной величины.

**Напряжение начала счета** — наименьшее напряжение, приложенное к счетчику, при котором импульсы регистрируются схемой, имеющей определенную чувствительность.

**Перенапряжение** — разность между рабочим напряжением и напряжением начала счета.

**Рабочее напряжение детектора** — напряжение, при котором рекомендуется эксплуатировать детектор.

**Рабочий диапазон температур** — диапазон температур, в котором параметры детектора изменяются незначительно. Допустимые изменения параметров оговариваются техническими условиями.

**Ресурс работы** — количество импульсов, которое детектор может зарегистрировать без изменения или с небольшими изменениями своих параметров. Допустимое изменение параметров оговаривается техническими условиями.

**Электрическая прочность газового промежутка** — напряжение, приложенное к детектору, выше которого возможен пробой газового промежутка детектора.

#### *6.2.4.1. Условные обозначения устройств измерения ионизирующих излучений*

В соответствии с ГОСТ 27451–87 буквенное обозначение вновь разрабатываемых и модернизируемых средств измерения (СИ), таких как измерительные приборы и установки, блоки и устройства детектирования, спектрометрические устройства, предназначенные для дозиметрии, радиометрии и спектрометрии ионизирующих излучений ИИ (СИ ИИ), должно состоять из трех элементов.

**Первый элемент** отражает функциональное назначение СИ:

Д — дозиметры (дозиметрические установки);

Р — радиометры (радиометрические установки);

С — спектрометры (спектрометрические установки);

М — комбинированные средства измерений (дозиметры-радиометры, дозиметры-спектрометры, радиометры-спектрометры);

БД — блоки детектирования;

УД — устройства детектирования.

**Второй элемент** обозначает измеряемую физическую величину:

Д — поглощенная доза измерения;

М — мощность поглощенной дозы излучения;

Э — экспозиционная доза фотонного ( $\gamma$  – или рентгеновского) излучения;

Р — мощность экспозиционной дозы фотонного ( $\gamma$  – или рентгеновского) излучения;

В — эквивалентная доза излучения;  
Б — мощность эквивалентной дозы излучения;  
Ф — поток энергии ионизирующих частиц;  
Н — плотность потока энергии ионизирующих частиц;  
Т — перенос энергии ионизирующих частиц;  
И — активность радионуклида в источнике;  
У — удельная активность радионуклида;  
Г — объемная активность радионуклида в газе;  
Ж — объемная активность радионуклида в жидкости;  
А — объемная активность радиоактивного аэрозоля;  
З — поверхностная активность радионуклида;  
Л — поток ионизирующих частиц;  
П — плотность потока ионизирующих частиц;  
Е — энергетическое распределение ионизирующего излучения;  
С — перенос ионизирующих частиц;  
Ч — временное распределение ионизирующего излучения;  
К — две и более физических величин.

**Третий элемент** свидетельствует о виде ионизирующего излучения:

А —  $\alpha$  –излучение;  
Б —  $\beta$  –излучение;  
Г —  $\gamma$  –излучение;  
Р — рентгеновское излучение;  
Н — нейтронное излучение;  
П — протонное излучение;  
Т — тяжелые заряженные частицы;  
С — смешанное излучение;  
Х — прочие излучения.

*Примеры* буквенных обозначений средств измерений:

ДДБ — дозиметр (дозиметрическая установка) поглощенной дозы  $\beta$  –излучения;

БДУГ — блок детектирования удельной активности  $\gamma$  – излучения.

#### 6.2.4.2. Газонаполненные счетчики

Промышленные счетчики имеют три основные системы наименований.

В первой системе обозначают: СИ — счетчик излучений, цифры — номер конструкции, буквы за цифрами — регистрируемое излучение (А — а, Б — b, Г — g, Р — рентгеновское, Ф — фотоны), например: СИ-20Г, СИ-3БГ, СИ-1Ф.

Во второй системе обозначают: первые буквы — материал катода (М — медный, Г — графитовый, В — вольфрамовый, СТ — стальной), буква «С» — самогасящийся, цифра в конце маркировки — номер конструкции счетчика, например: МС-7, ВС-6 и т. д. Для торцевых счетчиков добавляется буква «Т», например: МСТ-1 или МСТР-4 (последняя буква обозначает вид регистрируемого излучения).

Третья система обозначений: С — счетчик; вторая буква — вид регистрируемого излучения; третья — конструктивные особенности счетчика (С — стеклянный, М — металлический, Т — торцевой, У — увиолевое стекло); цифры после букв — номер конструктивной модификации, например: СНМ-3, САТ-7, СБМ-9.

#### 6.2.4.3. Полупроводниковые детекторы

Маркировка полупроводниковых детекторов включает наименование основного материала (вторая буква), способ создания чувствительного слоя (третья буква), четвертая буква К — коаксиальный детектор, ее отсутствие — детектор имеет планарную структуру. Цифрами обычно обозначается площадь рабочей поверхности ( $\text{мм}^2$ ) для планарных детекторов или рабочий объем ( $\text{см}^3$ ) для коаксиальных детекторов.

Например, германиевые литий-дрейфовые детекторы ДГД-3, ДГД-5 имеют планарную, а ДГДК-60, ДГДК-90 — коаксиальную структуры чувствительной области. У детекторов ДГР-3 и ДГР-5 чувствительная область создана облучением кристалла германия  $\gamma$ -излучением. Кремниевые поверхностно-барьерные детекторы в зависимости от типа исполнения маркируются буквами ДКПс и ДКПсп.

### 6.2.5. Трековые детекторы заряженных частиц

Трековые детекторы позволяют тем или иным способом получить фотографию следа (трека) частицы, т. е. регистрируют эффекты, вызываемые частицей в среде вблизи своей траектории. Их можно отнести к классу ионизационных детекторов. Принципы регистрации заряженных частиц в различных средах существенно отличаются. Однако это отличие проявляется на последней стадии образования трека и при его регистрации (табл. 6.2.10). К таким детекторам относятся:

- 1) камера Вильсона — конденсация на ионах, образовавшихся при прохождении заряженной частицы через объем, заполненный смесью газа и пересыщенного пара. Причем число капель при определенных условиях равно числу образованных ионов. Необходимое пересыщение создается с помощью расширения смеси пара и газа;
- 2) диффузионная камера — отличается от камеры Вильсона способом создания необходимого пересыщения, которое достигается путем диффузии смеси пара и газа в охлаждаемый объем;
- 3) пузырьковая камера — образование пузырьков по треку заряженной частицы в перегретой жидкости;
- 4) ядерные эмульсии;
- 5) твердотельные трековые детекторы (табл. 6.2.11).

Таблица 6.2.10

## Характеристики трековых детекторов [9]

Детектор	Способ «усиления» трека	Минимальная энергия для образования элемента трека, эВ	Чувствительность, $(z/b)_{\min}$	Возможность управления чувствительностью; временное разрешение	Время памяти, с	«Мертвое время», с	$(r R)_{\max}$ , г/см <sup>2</sup>	Разрешение		Области применения
								энергетическое, %	пространственное, %	
Ядерная эмульсия	Проявление	10 <sup>3</sup> на зерно	1	Ведутся разработки	От 10 <sup>2</sup> до 10 <sup>3</sup> ч	—	40 эмульсионные камеры	1	1	Ядерная физика средних и высоких энергий, космофизика, регистрация редких событий, поиск новых типов частиц
Диэлектрические трековые детекторы	Травление	10 <sup>5</sup> –10 <sup>6</sup> на мкм трека	5	Нет	От 10 <sup>2</sup> ч до ∞	—	10–50 (минералы)	1	10	Ядерная физика низких и средних энергий, космофизика, поиск новых типов частиц и сверхтяжелых ядер, прикладные исследования
Камера Вильсона	Рост капли на ионе	40–50 на каплю	1	Есть; 10 <sup>-2</sup> с	От 10 до 10 <sup>-2</sup> с	1–30 с	0,02	1	100	Ядерная физика низких энергий, физика газового разряда, физика плазмы
Диффузионная камера	Рост капли на ионе	40–50 на каплю	1	—	Непрерывная чувствительность		0,02	1	100	Ядерная физика низких энергий, физика газового разряда, физика плазмы
Пузырьковая камера	Рост пузырька на локальном эффекте	(3–5)–103 на пузырек	1	Нет	—	1	10–20	1	100	Ядерная физика высоких энергий, поиск редких событий и новых частиц

Таблица 6.2.11

## Характеристики твердотельных трековых детекторов [9]

Материал	Травитель	Концентрация травителя, %	Температура травления, °С	Время травления, мин	Температура отжига треков, °С	Наименее ионизирующий ион, образующий трек (с энергией, МэВ)
<b>Кристаллы:</b>						
оливин $MgFeSO_4$	$WO_4$	—	100	600	480	$^{56}Fe$ (100)
кварц $SiO_2$	NaOH	60	160	240	500	$^{40}Ar$ (100)
слюда $KAl_3Si_3O_{10}(OH)_2$	HF	50	20	60	500	$^{20}Ne$ (2)
топаз $Al_2SO_4(F, OH)_2$	NaOH	60	160	120	—	—
<b>Стекла:</b>						
кварцевые $SiO_2$	HF	50	20	6	500	$^{20}Ar$ (16)
хрусталь $SiO_2, PbO(24 \%)$	HF	3,5	20	8	300	$Z \approx 14$
флинт	HF	5,7	23	3	—	$^{20}Ne$ (2– 3)
<b>Полимеры:</b>						
полиэтилен	$K_2Cr_2O_7 + H_2SO_4$	—	85	30	—	Осколки деления
янтарь	$K_2Cr_2O_7 + H_2SO_4$	3,5	28	2400	300	Осколки деления
полиамид	$KMnO_4$	—	60	480	260	$^{16}O$ (36)
ацетат целлюлозы	NaOH	25	40	60	160	$^4He$ (3)
нитрат целлюлозы	NaOH	25	40	60	138	$^1H$ (0,55)

### 6.2.5.1. Диэлектрические трековые детекторы

При пролете через диэлектрический слой тяжелой заряженной частицы в результате ионизации образуется некоторое количество первичных носителей заряда (электронов и ионов), затем формируется трек с большой локальной плотностью положительного заряда. Электроны термализуются за короткое время и захватываются на уровни, расположенные в запрещенной зоне, в результате происходит пространственное разделение зарядов и в области траектории частицы образуется ионная сердцевина с радиусом  $r \approx 1$  нм. Ионы под действием электростатических сил отталкивания смещаются из положения равновесия в междоузлия, образуется область протяженных дефектов  $r \approx 10$  нм. Время, затрачиваемое на такое смещение, составляет всего 10–13 с, поэтому процесс получил название ионного взрыва [9].

**Эффективность регистрации** трековых детекторов зависит от угла падения частицы на диэлектрик. При скользящем падении повреждения создаются вблизи поверхности, и при последующем травлении трек не проявляется. Критический угол  $J_{кр}$  зависит от типа диэлектрика, технологии травления, удельных потерь энергии частицей. Эффективность регистрации близка к 1 при углах падения менее критического и резко падает до 0 при угле более критического значения. Наиболее высокую эффективность имеют фосфатные стекла ( $J_{кр} \approx 30, 40^\circ$ ), слюда ( $J_{кр}$  приближается к  $90^\circ$ ) и пленочные материалы типа лавсана. В свинцовом стекле, содержащем более 60% окиси свинца, треки осколков выявляются лишь при угле падения, близком к нормали ( $J_{кр}$  близко  $0^\circ$ ) [2].

Важное свойство ТТД — пропорциональность линейного размера трека атомному номеру  $Z$  замедлившейся в детекторе частицы. Кроме того, однажды образованные треки сохраняются практически неограниченное время. На образование треков не влияют ни давление (по меньшей мере, до 1010 Па), ни очень большие дозы излучения, создаваемого частицами с плотностью ионизации меньше пороговой.

### 6.2.5.2. Ядерные эмульсии

Ядерная эмульсия состоит из кристаллов бромистого серебра размерами 0,3– 0,5 мкм, взвешенных в желатине. Она может регистрировать любые виды ионизирующих частиц. Заряженная частица вызывает химическое изменение в зернах бромида серебра, расположенных вдоль трека частицы («скрытое изображение») (рис. 6.2.9). Время жизни центра скрытого изображения очень велико:  $10^2 - 10^3$  ч. Однако при нагревании время жизни уменьшается (регрессия скрытого изображения), и центр может разрушиться. При проявлении эмульсии ионы серебра в кристаллике соли в этих местах восстанавливаются до атомов серебра, и цепочка образовавшихся серебряных зерен формирует трек.

Ядерные фотоэмульсии по своим физико-химическим характеристикам существенно отличаются от обычных фотоэмульсий (табл. 6.2.12).

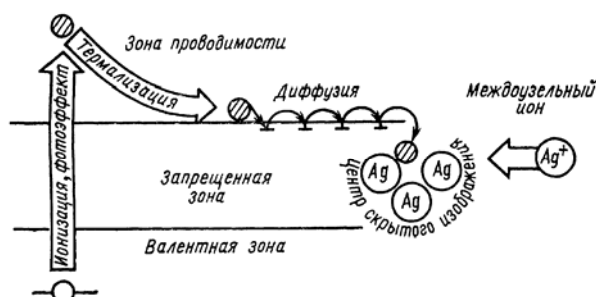


Рис. 6.2.9. Процесс образования скрытого фотографического изображения [9]



Параметры эмульсий [9]

Параметры	Эмульсия	
	ядерная	фотографическая
Размер микрокристаллов $D$ , мкм	0,1– 0,3	1
Концентрация $c$ , AgBr, масс. %	80– 85	20– 30
Толщина чувствительного слоя, мкм	50– 100	10– 20
Допустимый уровень вуали, %	10– 3	1– 0,1
Максимальная чувствительность	Регистрирует следы однозарядных релятивистских частиц	—

В дополнение к пространственной информации о треках частиц с помощью ядерных фотоэмульсий можно определить энергию, заряд и массу частиц по таким характеристикам, как: пробег частиц до остановки в эмульсии, количество  $\delta$ -электронов, плотность зерен вдоль трека и многократное рассеяние в эмульсии. Для этого используются эмпирические данные по соотношению пробег—энергия и учитывается уменьшение удельных потерь энергии в зависимости от скорости нерелятивистских частиц как  $v^{-2}$  ( $v$  — скорость частицы).

### 6.3. Спектрометрия ядерных излучений

Наиболее обширную информацию о строении ядер, ядерных силах, сечениях взаимодействия и ядерных реакциях получают, исследуя *спектры частиц*, возникающих в ядерных процессах. Под *спектром излучения* понимают распределение величины  $\Phi$ , которая обычно является интегральным или дифференциальным потоком (или плотностью потока) ядерных частиц, по некоторым параметрам  $x_i$ :  $\Phi(x_1, x_2, \dots, x_n)$ . Параметрами  $x_i$  могут быть: энергия, скорость, заряд, угол вылета частицы и т. п.

**Дифференциальная плотность потока** — это число частиц с энергией  $E$  в интервале  $dE$ , движущихся в направлении  $W$  в интервале телесного угла  $dW$  и пересекающих в точке  $r$  в момент времени  $t$  в интервале  $dt$  единичную площадку, нормаль к которой совпадает с направлением  $W$ .

**Интегральная плотность потока** — это число частиц в момент времени  $t$  в интервале  $dt$ , пересекающих по всем направлениям сферу с единичной площадью центрального сечения и с центром в точке  $r$  (или интеграл от дифференциальной плотности потока по всем энергиям и направлениям движения частиц).

**Спектральные распределения** образующихся в реакциях частиц могут быть дискретными и непрерывными.

Основным методом спектрометрии ядерных излучений является измерение ионизационного или сцинтилляционного эффекта, производимого первичной или вторичной заряженной частицей, причем хорошие результаты дают лишь относительные измерения энергии частиц. Абсолютные измерения требуют определения с малой погрешностью энергии, затрачиваемой на создание одной пары ионов в ионизационных камерах, электронно-дырочной пары в полупроводниковых детекторах, фотона люминесценции в сцинтилляторах. Необходимо еще знать коэффициенты усиления, а для сцинтилляционных счетчиков — и конверсионную эффективность фотокатода, и вероятность попадания фотонов на фотокатод, и т. д. В то же время при относительных

измерениях энергию заряженных частиц можно определить с точностью в несколько раз большей, чем ширина распределения амплитуд импульсов, т. е. даже в сцинтилляционных спектрометрах доступно сравнение энергии заряженных частиц с погрешностью около 1 %.

Для любого пропорционального детектора справедливо соотношение:

$$Q = \frac{E}{\varepsilon} eK, \quad (6.3.1)$$

где  $Q$  — заряд, протекающий в выходной цепи детектора;  $E$  — энергия, теряемая частицей в детекторе;  $\varepsilon$  — средняя энергия, расходуемая на образование одной пары носителей элементарного заряда в детекторе;  $e$  — заряд электрона;  $K$  — коэффициент преобразования.

Таким образом, для определения энергии частицы необходимо измерить заряд, образованный ею в детектирующем устройстве.

Наиболее распространенный способ измерения заряда — интегрирование импульса тока на эквивалентной емкости  $C$  детектора, включающей емкость самого детектора, входную емкость усилителя и монтажную емкость проводов и деталей, подсоединенных к детектору. Если сопротивление  $R$  нагрузки детектора достаточно велико (т. е. постоянная интегрирования  $RC$  много

больше времени протекания тока в детекторе  $l$ ), то амплитуда импульса напряжения на выходе детектора будет пропорциональна заряду  $\left( A = \frac{Q}{C} \right)$  и, следовательно, энергии частицы.

Для градуировки спектрометров используют источники соответствующих излучений с хорошо известными характеристиками, такими как схема распада, энергии и интенсивности переходов (табл. 6.3.1–6.3.3).

Особенности спектрометрии  $\alpha$ -излучения:

тонкий образец (толщина слоя не более 500 мг/см<sup>2</sup>);

хорошая геометрия (угол падения  $\alpha$ -частиц на поверхность детектора близкий к нормали).

Таблица 6.3.1

#### Характеристики некоторых спектрометров заряженных частиц [2]

Спектрометры	Заряженная частица (с энергией, МэВ)	$\Delta E/E$ , %	Светосила
Ионизационные камеры	$\alpha$	0,7	0,5– 1
Сцинтилляционные спектрометры	$\beta$ (~ 1)	5,0	0,5
	$\alpha$ (~ 5)		
Полупроводниковые спектрометры	$\beta$ (~ 1)	0,2	0,5
	$\alpha$ (~ 5)	0,3	0,5

Таблица 6.3.2

Характеристики радиоактивных нуклидов, применяемых для градуировки  $\gamma$ -спектрометров

Нуклид	$T_{1/2}$	Энергия, кэВ	Выход $\gamma$ -квантов на распад, %
$^{241}\text{Am}$	432,7 г.	26; 59,5	2,4; 35,9
$^{198}\text{Au}$	2,694 сут.	412; 72	96; 2,75
$^{141}\text{Ce}$	32,38 сут.	145	48,4
$^{137}\text{Cs}$	30,174 г.	661,6	85
$^{65}\text{Zn}$	244,26 сут.	1116; 511	50,6; 2,82
$^{60}\text{Co}$	5,271 г.	1332; 1173	100; 99,8
$^{54}\text{Mn}$	312,3 сут.	835	100
$^{22}\text{Na}$	2,603 г.	1274; 511	99,94; 181,1
$^{24}\text{Na}$	15,02 ч	2,754; 1368	100; 100

Таблица 6.3.3

Характеристики радиоактивных нуклидов, применяемых для градуировки  $\alpha$ -спектрометров

Нуклид	$T_{1/2}$	Энергия, кэВ	Выход $\alpha$ -частиц на распад, %
$^{241}\text{Am}$	432,7 г.	5443; 5486	13,1; 84,0
$^{233}\text{U}$	1,592· 105 лет	4824; 4783	82,7; 14,9
$^{234}\text{U}$	2,45· 105 лет	4777; 4723	22; 28
$^{238}\text{Pu}$	87,74 г.	5457; 5499	29,0; 70,9
$^{239}\text{Pu}$	24065 лет	5105; 5143; 5155	10,7; 15,1; 73,3
$^{252}\text{Cf}$	2,645 г.	6076; 6118	15,5; 81,4
$^{226}\text{Ra}$ в равновесии с дочерними продуктами	1600 лет	4600; 4785; 5490; 6003; 7687	5,55; 94,4; 99,9; 100; 100

## 6.3.1. Основные параметры спектрометров

Типичный спектрометр включает в себя: *детектор; предусилитель; систему предварительного отбора информации, содержащую обычно дискриминаторы верхнего и нижнего уровней; схемы совпадений и антисовпадений; анализатор амплитуд импульсов, а в некоторых случаях и систему стабилизации измерительного тракта.*

Каждый из узлов спектрометра вносит искажения в истинное распределение амплитуд импульсов. Основными видами искажения спектров являются: *уширение спектральных линий, искажение формы линий, просчеты в числе зарегистрированных событий.*

### 6.3.1.1. Амплитудное разрешение спектрометра

Уширение спектральных линий ухудшает точность определения положения максимума пика на энергетической шкале, затрудняет, а в некоторых случаях и исключает разделение близко лежащих пиков. Для оценки уширения спектральных линий, вызываемого отдельными узлами спектрометра, вводится понятие *относительного разрешения*, под которым понимают относительную ширину распределения, получающегося на выходе данного устройства, если распределение имеет на входе вид  $d$ -функции.

Количественно относительное разрешение  $dM$  определяется как отношение ширины распределения на половине его высоты  $D_{M/2}$  к значению переменной в его максимуме  $M_{\max}$ .

$$\delta E = \frac{\Delta E_{1/2}}{E_{\max}}$$

Например, характеристика энергетического разрешения отношением простой физической смысл. Так, если функцию отклика  $G(E, V)$  аппроксимировать распределением Гаусса и считать, что сигнал пропорционален энергии частицы, т. е.  $V = f(E)$ , то две группы моноэнергетических частиц образуют два максимума при  $|V_1 - V_2| > 0,85 D V$ , где  $V_1$  и  $V_2$  — средние значения амплитуд импульсов, соответствующие энергиям частиц;  $D V$  — ширина распределения  $G(E, V)$ . Энергетическое разрешение детектора связано с дисперсией  $D$  следующим образом:

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{\Delta V}{V} \frac{f(E)}{f'(E)E} \frac{2\sqrt{2D \ln 2}}{V} \frac{f(E)}{f'(E)E} = 2,36 \frac{\sigma}{V} \frac{f(E)}{f'(E)E} \quad (6.3.2)$$

Если считать, что все акты ионизации и другие явления происходят независимо друг от друга и подчинены закону Пуассона, то дисперсия будет равна среднему числу  $N$  созданных пар ионов, фотонов и т. д. Величину  $N$  можно подсчитать, если известна средняя энергия  $w$ , затрачиваемая частицей на образование одной пары ионов, одного фотона, одной пары носителей. Полагая, что сигнал пропорционален  $N$ , получаем

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{2,36}{\sqrt{E/w}} \frac{f(E)}{f'(E)E} \quad (6.3.3)$$

Однако предположение о независимости актов взаимодействия, приводящих к появлению носителей заряда, не всегда обосновано. Так, например, в ионизационных детекторах частица на всем своем пробеге теряет энергию как на ионизацию, так и на возбуждение атомов. И если бы энергия, затрачиваемая на ионизацию, была строго определенной в каждом акте ионизации, а вероятность возбуждения атомов была бы пренебрежимо малой в сравнении с вероятностью ионизации, то флуктуация числа созданных пар ионов равнялась бы  $\pm 1$  пара ионов. И только когда вероятность ионизации мала в сравнении с вероятностью возбуждения, процесс ионизации можно считать статистически независимым, и тогда дисперсия в числе созданных пар ионов равна  $N$ . Для водорода предположение о независимости актов ионизации приводит к завышению дисперсии почти в 3 раза по сравнению с наблюдаемой [2].

Обычно вводят коэффициент  $F$  (называемый коэффициентом Фано), равный отношению наблюдаемой дисперсии к  $N$  (дисперсии при независимых актах ионизации).

С учетом коэффициента Фано  $F$  энергетическое разрешение запишется так:

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{2,36\sqrt{F}}{\sqrt{E/w}} \frac{f(E)}{f'(E)E} \quad (6.3.4)$$

При линейной связи амплитуды сигнала  $V$  с энергией  $E$  энергетическое разрешение детектора обычно тем лучше, чем выше энергия частицы, и уменьшается с ростом энергии как  $E^{1/2}$ .

Относительное разрешение — величина безразмерная и выражается обычно в процентах.

Общее разрешение спектрометра равно корню квадратному из суммы квадратов

разрешений отдельных его узлов:

$$\delta M = \sqrt{\sum \delta M_i^2}$$

### 6.3.1.2. Временное разрешение спектрометра

В спектрометрах с высоким разрешением необходимо учитывать явление наложения импульсов. Поскольку распределение во времени поступающих импульсов носит случайный характер, всегда существует вероятность наложения одного импульса на другой, например импульс  $b$  попадает на отрицательный выброс импульса  $a$ . Такие два импульса воспринимаются амплитудным анализатором как один импульс меньшей амплитуды, который регистрируется в канале с меньшим номером, чем неналоженные импульсы. Возможно наложение последующего импульса  $b$  непосредственно и на положительную часть предыдущего импульса  $a$ . Такие два импульса воспринимаются анализатором как один, но с большей амплитудой. В результате таких наложений спектральная линия получается шире, чем при отсутствии наложений.

Очевидно, что из-за вероятностного характера распределений импульсов во времени наложения принципиально неустранимы, однако их влияние можно свести к минимуму уменьшением загрузки спектрометра или введением в состав спектрометра **режектора наложений** — устройства, определяющего факт наложения и устраняющего из анализа наложенные импульсы.

### 6.3.1.3. Ширина канала анализатора

Принципиально неустранимым фактором, влияющим на разрешение спектрометра, является конечное значение ширины канала анализатора. Фактически при внесении дискретности в измеряемые значения переменной величины непрерывная кривая исследуемого распределения заменяется ломаной линией — гистограммой, построенной по конечному числу точек. При этом получаемые числа отсчетов есть средние значения функции в пределах ширины канала, полученные с некоторой неопределенностью, связанной с вероятностным распределением числа отсчетов и неоднородностью ширины каналов.

Относительная погрешность  $d_a$  измерения амплитуд импульсов с помощью анализатора

определяется конечной шириной канала анализатора  $D_A$  и амплитудой импульса  $A$  : 
$$\delta_a = \frac{\Delta A}{A}$$
 (при этом  $D_A$  и  $A$  измеряются либо в вольтах, либо в энергетических единицах). В отсутствие пороговых элементов в составе спектрометра  $A = DAN$  ( $N$  — номер канала анализатора, в котором регистрируются импульсы с амплитудой  $A$ ) :

$$\delta_a = \frac{\Delta A}{A} = \frac{\Delta A}{\Delta AN} = \frac{1}{N} \quad (6.3.5)$$

Величина  $d_a$  зависит, таким образом, от номера канала  $N$ , в котором идет регистрация импульсов данной амплитуды: с увеличением  $N$  величина  $d_a$  уменьшается и может быть сделана сколь угодно малой.

При использовании в спектрометре предварительной дискриминации с порогом  $U_d$  связь между  $d_a$  и  $N$  выглядит следующим образом:

$$\delta_a = \frac{\Delta A}{A} = \frac{\Delta A}{U_{\pi} + \Delta A N} = \left( N + \frac{U_{\pi}}{\Delta A} \right)^{-1} \quad (6.3.6)$$

При этом разумно ввести некоторый эффективный номер канала  $N_{\text{эфф}} = N + \frac{U_{\pi}}{\Delta A}$ , тогда  $\delta_a = \frac{1}{N_{\text{эфф}}}$ .  $N_{\text{эфф}}$  можно определить либо расчетным путем по приведенной формуле, либо найти методом градуировки.

Однако увеличение номера канала  $N$  для улучшения разрешения при заданном времени измерения может привести к обратному эффекту в связи с уменьшением числа отсчетов, приходящихся на канал, и к соответствующему увеличению относительной статистической погрешности этого числа. Обычно достижимый предел разрешения определяется не собственно анализатором, а предшествующими ему устройствами (детектором, усилителем и т. п.).

На практике число каналов выбирают таким образом, чтобы каждый пик регистрировался не менее чем в пяти-шести каналах анализатора.

#### 6.3.1.4. Учет «мертвого времени» спектрометра

Просчеты в каналах анализатора из-за конечного времени регистрации («мертвого времени») также могут приводить к искажениям истинного спектра. Следует отметить, что во многих случаях, например при измерении амплитудного спектра постоянной интенсивности между измеряемыми величинами, отсутствует корреляция во времени. В этих случаях распределение потерянных событий (так же, как и зарегистрированных) отличается от измеряемого только нормирующим множителем. Следовательно, влияние просчетов можно учесть, умножив значения всех отсчетов в каналах на нормирующий множитель, постоянный для всех каналов. Такой множитель можно получить, например, делением полного числа событий, поступивших на вход анализатора (в пределах регистрируемого диапазона энергий), на суммарное число событий, зарегистрированных всеми каналами анализатора.

Для устранения таких довольно громоздких вычислений в современных анализаторах используют специально предусмотренный режим работы *по «живому времени»*. В таком режиме отсчет времени измерения ведется лишь в те интервалы времени, когда вход анализатора разблокирован, т. е. когда анализатор не производит обработки поступившей информации, а находится в режиме ожидания.

В тех случаях, когда имеется временная корреляция между измеряемыми величинами, просчеты изменяют не только нормировку, но и форму исследуемого распределения. В таких случаях учет влияния просчетов становится более затруднительным, а иногда практически невозможным. Основными методами борьбы с просчетами такого рода являются: *уменьшение времени преобразования, увеличение быстродействия регистрирующего устройства, изменение временного распределения анализируемых событий*.

Таким образом, рассмотрение особенностей спектрометрического анализа указывает на многообразии факторов, которые должны быть учтены для получения правильных физических результатов.

#### 6.3.1.5. Методика ручной обработки спектров

Статистический характер всех процессов приводит к описанию спектральной линии в виде нормального распределения:

$$N_i = \frac{N_0}{\sigma\sqrt{2\pi}} \exp \left[ -\frac{(n-\bar{n})^2}{2\sigma^2} \right], \quad (6.3.7)$$

где  $N_0$  — отсчет в максимуме пика;  $\bar{n}$  — положение максимума пика;  $\sigma$  — дисперсия распределения.

**Амплитудное разрешение** определяется как отношение ширины линии на полувысоте пика

$\Delta n$  к положению максимума пика  $\bar{n}$ :  $R = \frac{\Delta n}{\bar{n}}$ , его можно получить из аппроксимирующего пик уравнения

$$\frac{\Delta n}{\bar{n}} = (8 \ln 2)^{1/2} \frac{\sigma}{\bar{n}} \approx 2,36 \frac{\sigma}{\bar{n}}. \quad (6.3.8)$$

Отсюда  $\sigma = \frac{\Delta n}{2,36}$  и  $\delta = \frac{\sigma}{\bar{n}}$ .

Вручную обработка отдельных пиков может производиться прямо по распечатке или по спектрограмме, нанесенной на миллиметровку, и заключается в определении *границ пика, фонового пьедестала, положения и площади пика* и их погрешностей.

**Границы пика.** За границы пика  $l$  и  $r$  можно принять точки пересечения линии пьедестала, интерполируемой из области спектра вблизи пика, с линией, аппроксимирующей пик.

Если пики обрабатываются прямо по цифровой распечатке, то за границы можно принять каналы с минимальным отсчетом, ближайшие к пику. Если одну из границ определить таким образом нельзя (например, из-за наложения близлежащего пика), то ее можно выбрать симметричной другой границе.

За границы пика могут быть также приняты каналы, расположенные на определенном расстоянии от положения максимума.

Выбор границ пика (а следовательно, и области суммирования или аппроксимации) оказывает наиболее существенное влияние на погрешности определения всех параметров пика.

**Максимум пика.** За положение максимума пика  $n_0$  может быть принят канал с максимальным отсчетом (при грубой оценке) или средневзвешенный канал:

$$n_0 = \frac{\sum_{n=l}^r N_n n}{\sum_{n=l}^r N_n}, \quad (6.3.9)$$

где  $N_n$  — отсчет в  $n$ -м канале после вычитания пьедестала.

При графической обработке за положение пика можно принять точку, в которой обращается в нуль первая производная функции, аппроксимирующей пик.

При аппроксимации пика методом наименьших квадратов (МНК) параболой по пяти точкам производную можно определить по формуле:

$$y'_n = \frac{2N_{n+2} - 2N_{n-2} + N_{n+1} - N_{n-1}}{10} \quad (6.3.10)$$

Между точками, где производная меняет знак, выполняется линейная интерполяция и определяется значение  $n = n_0$ , при котором выполняется условие  $y'_{n_0} = 0$ .

**Площадь пика.** После определения линии пьедестала и положения пика его площадь  $S_{\pi}$  можно вычислить как:

а) площадь гауссовского распределения (по ширине пика  $Dn$  любой его ординаты и, в частности, по высоте пика  $H$ :  $S_{\pi} \approx 1,064D nH$ ) минус площадь пьедестала в тех же границах;

б) разность между полным числом отсчетов в области пика  $S_{\text{полн}}$  и пьедестала  $S_B$ :

$$S_{\pi} = S_{\text{полн}} - S_B = \sum_{n=1}^r N_n - \frac{b_l - b_r}{2} (r - l + 1) \quad (6.3.11)$$

или

$$S_{\pi} = \sum_{n=1}^r N_n - \frac{N_l - N_r}{2} (r - l + 1)$$

где  $b_l$  и  $b_r$  — ординаты трапеции на левой и правой границах суммирования, определяемые графически;  $N_l$  и  $N_r$  — отсчет в каналах для левой и правой границ суммирования.

Погрешность определения площади пика в этом случае можно записать в виде:

$$\sigma = \sqrt{(r-l)^2 \sum_{n=l}^r N_n + \frac{(r-l+1)^2}{4} (N_l + N_r) + \frac{N_l - N_r}{4} (\sigma_r^2 + \sigma_l^2)}. \quad (6.3.12)$$

Из условия минимальности погрешности можно оценить оптимальную область суммирования:

$$\left[ \frac{(r-l+1)}{\sigma} \right]_{\text{opt}} \approx 1,45k^{0,13}, \quad (6.3.13)$$

$$h = \frac{H + H_{\Phi}}{H_{\Phi}}$$

где

Точность результатов обработки во многом определяется идентичностью методик обработки каждого пика в рабочих и градуировочных спектрах.

Необходимым условием применения того или иного детектора для измерения энергии частицы является условие, чтобы пробег частицы полностью укладывался в объеме детектора.



## 6.3.2. Спектрометры с ионизационными детекторами (с газовым и жидким наполнением)

Преимущество таких детекторов по сравнению с полупроводниковыми обусловлено отсутствием дефектов, возникающих под действием излучения в твердых телах. Существенно меньше также влияние плазменных эффектов, что особенно важно при регистрации осколков деления.

### 6.3.2.1. Импульсная ионизационная камера

Газонаполненные ионизационные камеры обычно применяют для спектрометрии короткопробежных частиц ( $\alpha$ -частицы, осколки деления). Источник, как правило, помещают в объем трехэлектродной (с сеткой) камеры. Добавление третьего электрода в импульсной ионизационной камере позволяет устранить индукционный эффект (см. подраздел 6.2.2.2). Такие камеры работают на электронном импульсе и имеют хорошее временное разрешение.

Давление газа в камере с сеткой подбирают так, чтобы пробеги регистрируемых частиц полностью укладывались в промежутке высоковольтный электрод—сетка (вспомогательный объем камеры). Образованные в треке частицы (электроны) дрейфуют в направлении собирающего электрода, проходят через сетку и индуцируют заряд во внешней цепи только при движении в промежутке сетка—собирающий электрод (рабочий объем камеры), так как сетка практически полностью экранирует один объем от другого. Очевидно, что в этом случае максимальная амплитуда заряда, индуцированного во внешней цепи, от ориентации трека не зависит.

Нижний предел абсолютного энергетического разрешения  $\Delta \epsilon$  спектрометра на основе камеры с сеткой связан с флуктуациями в числе образованных пар носителей зарядов, и для поглощенной энергии  $\epsilon$  составляет

$$\Delta \epsilon = 2,36 \sqrt{F \epsilon \omega} . \quad (6.3.14)$$

Здесь  $F$  — фактор Фано, для аргона равный 0,19;  $\omega$  — энергия, затрачиваемая на образование одной электрон-ионной пары.

Такого разрешения можно было бы достичь, если бы удалось полностью устранить факторы, ухудшающие энергетическое разрешение (*входные шумы усилителя, токи утечки в камере, флуктуации*  $\epsilon$  *числе собранных электронов*), обусловленные неоднородностью поля сетки и захватом электронов электроотрицательными примесями, *неполную экранировку рабочего объема камеры от вспомогательного* и связанную с этим некоторую зависимость индуцированного заряда от ориентации частицы во вспомогательном объеме камеры, что приводит к флуктуациям амплитуды импульсов на выходе спектрометрического тракта из-за разных условий их формирования.

Оптимальный режим работы ИИК достигается подбором параметров цепей, формирующих полосу пропускания усилителя. Чаще всего применяют простое  $RC$ — $RC$ -формирование, т. е. в качестве формирующих используют одну дифференцирующую  $t_d = R_d C_d$  и одну интегрирующую  $t_{in} = R_{in} C_{in}$  цепи. В этом случае максимальное отношение амплитуды сигнала с выхода камеры к шумам усилителя обеспечивается при  $t_d = t_{in}$  при условии, что  $t_d$  в несколько раз больше длительности фронта сигнала, определяемого временем собирания зарядов в объеме камеры.

Энергетическое разрешение камеры, работающей в режиме электронного собирания, составляет доли процента.

### 6.3.2.2. Ионизационные камеры с жидким наполнителем

Жидкий ионизационный детектор — это емкость, заполненная жидким аргоном ( $LAr$ ) или ксеноном ( $LXe$ ), в котором с помощью электродов создано электрическое поле; по своему принципиальному устройству он подобен газовым ионизационным детекторам.

Жидкие ионизационные детекторы имеют ряд особенностей. Зависимость амплитуды импульса от напряженности электрического поля для заряженных частиц с большой удельной плотностью ионизации ( $\alpha$ -частицы радиоактивного распада, осколки деления) не имеет плато вплоть до напряженностей электрического поля 20 МВ/м. Для легких заряженных частиц (электроны) наблюдается плато при  $\mathcal{E} > 1,5$  МВ/м. Отмечено, что амплитуда импульса существенно зависит от наличия примесей (особенно атомов кислорода). Отсутствие плато для тяжелых заряженных частиц объясняют рекомбинацией, а зависимость амплитуды импульса от концентрации примесей — образованием электроотрицательных ионов. Средняя длина свободного пробега электрона до образования электроотрицательного иона ( $l$ ) обратно пропорциональна концентрации примесей и пропорциональна напряженности электрического поля  $l = a\mathcal{E}/k$ , где  $k$  — отношение количества атомов примеси к количеству атомов аргона (или ксенона); коэффициент пропорциональности  $a$  случае примесных атомов кислорода равен  $2 \cdot 10^{-14}$  м<sup>2</sup>/В, и амплитуда импульса при  $\mathcal{E} = 0,4$  МВ/м и расстоянии между электродами 2 мм уменьшается приблизительно вдвое при  $k = 5 \cdot 10^{-6}$  [2].

Скорость дрейфа электронов  $w^-$  в жидких ионизационных камерах при  $\mathcal{E} \leq 3 \cdot 10^4$  В/м пропорциональна напряженности, и поэтому здесь, как и в газовых ионизационных детекторах, используют понятие «подвижность электронов»  $m_e$ :

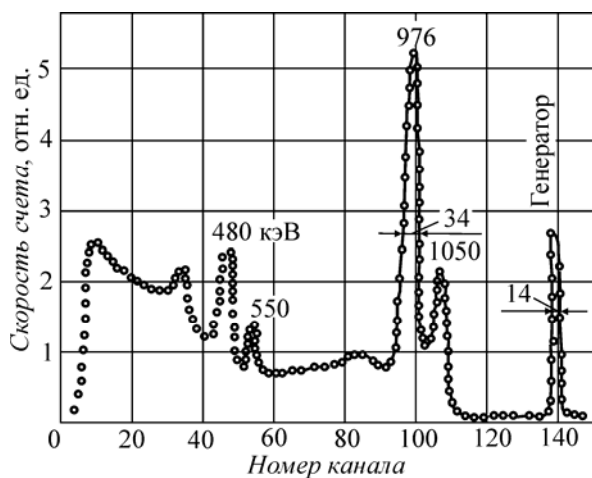
$$w^- = m_e \mathcal{E} \text{ (м/с)}.$$

Для LAr  $m_e = 0,0475$  м<sup>2</sup>(В · с)<sup>-1</sup>, для LXe  $m_e = 0,22$  м<sup>2</sup>(В · с)<sup>-1</sup>. Незначительные добавки (доли процента) метана заметно увеличивают скорость дрейфа в LAr.

Примеси влияют не только на скорость дрейфа и вероятность образования электроотрицательных ионов, но и на среднюю энергию, расходуемую на образование пары ионов. Так, при добавлении 0,7 % атомов ксенона в LAr  $w$  уменьшается до 21,3 эВ, т. е. примерно на 10 %.

Средняя энергия  $w$ , затрачиваемая на образование электрон-ионной пары, является важной характеристикой для оценки энергетического разрешения. Для LAr  $w = 23,6$  эВ, для LXe  $w = 16,0$  эВ.

Теоретически можно получить очень хорошие энергетические разрешения (около 5–6 кэВ) при энергии электронов 1 МэВ. Лучшее энергетическое разрешение (34 кэВ) получено в LAr-ионизационной камере для энергии фотонов 976 кэВ (рис. 6.3.1), что составляет около 3,5 %. Энергетическое разрешение электронных схем было около 14 кэВ и вносило небольшой вклад в наблюдаемую ширину пика. Вероятно, что худшее по сравнению с ожидаемым энергетическое разрешение обусловлено возмущением электрического поля объемным зарядом.



**Рис. 6.3.1.** Амплитудное распределение импульсов, измеренное для фотонов источника  $^{207}\text{Bi}$  с помощью ионизационной камеры с жидким аргоном [2]

В жидких инертных газах имеет место и режим работы с усилением за счет вторичной ионизации. При использовании анода малого диаметра (3,5–10 мкм) и катода диаметром 10 мм при напряжении выше 1 кВ наблюдается рост амплитуды импульса с увеличением напряжения. Однако усиление импульса в результате вторичной ионизации не удалось получить выше 100. При более высоком напряжении (3 кВ при диаметре анода 3,5 мкм) появляются большие импульсы, амплитуда которых не зависит от энергии частицы (своего рода режим разрядного счетчика).

### 6.3.2.3. Пропорциональный ионизационный детектор

Для спектрометрии  $\beta$ -излучения, рентгеновского и  $\gamma$ -излучений малых энергий применяют пропорциональные детекторы с газовым усилением. Обычно источник излучения находится вне детектора, поэтому проблема, связанная с потерей энергии частицей во входном окне, является существенной.

Энергетическое разрешение обусловлено флуктуацией числа пар ионов, созданных ионизирующей частицей. Разброс амплитуд импульсов в пропорциональных детекторах зависит от объемного заряда, образования электроотрицательных ионов, неравномерности электрического поля вдоль центрального электрода детектора, т. е. причин, влияющих на коэффициент газового усиления (КГУ). Кроме того, коэффициент газового усиления флуктуирует в силу статистического характера самого процесса усиления. На энергетическое разрешение детекторов влияет неравномерность поля, связанная с креплением нити. Даже малый эксцентриситет нити приводит к значительным изменениям КГУ.

В идеально изготовленном пропорциональном детекторе относительная дисперсия при

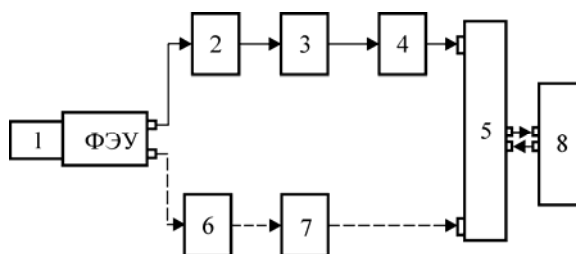
измерении энергии частиц не может быть меньше, чем  $\left(\frac{\Delta E}{E}\right)^2 = \frac{2}{n} - \frac{1}{Mn}$ , где  $M$  — КГУ;  $n$  — число пар ионов, созданных заряженной частицей.

Достигнутое энергетическое разрешение при энергии заряженных частиц около 1 МэВ составило порядка 3 % [2].

### 6.3.3. Сцинтилляционные спектрометры

Однокристалльные сцинтилляционные спектрометры в различных модификациях как самый простой и надежный прибор находят широкое применение во многих областях науки и техники и используются для спектрометрии  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ - и нейтронного излучений.

Блок-схема однокристалльного сцинтилляционного спектрометра с каналом разделения по форме импульса (пунктирная линия) приведена на рис. 6.3.2. В случае, когда в разделении сигналов нет необходимости, схема упрощается — тракт управления (блоки 6, 7) отключается и удаляется линия задержки (блок 3).



**Рис. 6.3.2.** Принципиальная блок-схема однокристалльного сцинтилляционного спектрометра:

- 1 — сцинтиллятор; 2 — предусилитель;
- 3 — линия задержки; 4 — усилитель;
- 5 — многоканальный анализатор импульсов;
- 6 — схема селекции импульсов по их форме;
- 7 — формирователь управляющих импульсов;
- 8 — ЭВМ; ФЭУ — фотоэлектронный умножитель

### 6.3.3.1. Спектрометр корпускулярного излучения

**$\beta$ -Частицы.** Сцинтилляционные спектрометры с кристаллами NaI(Tl), антрацена, стильбена позволяют измерять энергетическое распределение электронов в широком диапазоне энергий. Нижний предел измеряемых энергий электронов ограничен шумами ФЭУ и составляет несколько кэВ; верхний предел лимитируется размерами кристалла. Например, с помощью кристалла NaI(Tl) размерами 100 × 100 мм можно уверенно измерять энергию электронов до 15–20 МэВ. Энергетическое разрешение сцинтилляционных  $\beta$ -спектрометров в первом приближении обратно пропорционально корню квадратному из энергии электронов. Лучшее значение, полученное с кристаллом NaI(Tl) при энергии 0,66 МэВ, равно 6 % [2], так что в области энергий электронов около 10 кэВ энергетическое разрешение в лучшем случае составляет около 50 %. Существенно ухудшает разрешение обратное рассеяние электронов, которое тем больше, чем больше атомный номер кристалла. Около 10 % электронов, которые падают на плоскую поверхность органического кристалла, расположенного вблизи источника, выходят из кристалла в результате рассеяния, не успев потерять в нем всей своей энергии.

Чтобы устранить неполную потерю энергии электронами в кристалле, можно использовать спектрометры с двумя кристаллами, между которыми помещают достаточно тонкий источник  $\beta$ -частиц.

Если  $\beta$ -излучение источника сопровождается  $\gamma$ -излучением, то для уменьшения эффективности его регистрации используют органические кристаллы, размеры которых выбирают равными экстраполированному пробегу исследуемых  $\beta$ -частиц. При таком выборе кристалла относительная эффективность регистрации  $\gamma$ -излучения минимальна.

Сцинтилляционные  $\beta$ -спектрометры особенно ценны при исследованиях формы  $\beta$ -спектров методом  $\beta$ — $\gamma$ -совпадения. Такой метод незаменим при исследованиях сложных схем распада, в которых ядро испускает несколько групп  $\beta$ -частиц. Метод  $\beta$ — $\gamma$ -совпадений высокоэффективен, поскольку сцинтилляционные спектрометры обладают хорошими временными характеристиками.

Для спектрометрии  **$\alpha$ -частиц** используют очень тонкие ( $\approx 0,3$  мм толщиной) кристаллы CsI(Tl). Чтобы получить приемлемое разрешение по энергии, необходимо использовать либо коллиматор, либо помещать детектор и мишень в вакуумную камеру.

### 6.3.3.2. Спектрометр фотонного излучения

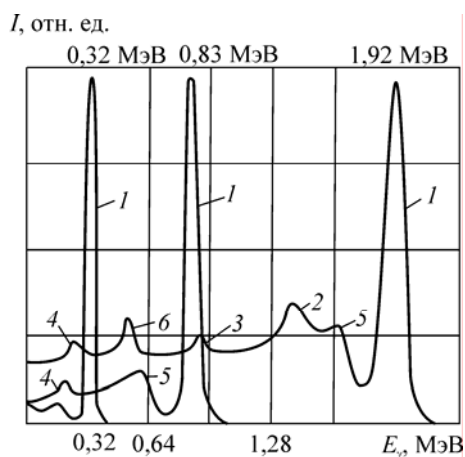
Известно большое число неорганических кристаллов, являющихся сцинтилляторами. Наибольшее практическое значение в спектрометрии  $\gamma$ -излучения имеют монокристаллы галогенов щелочных металлов, активированных таллием: NaI(Tl) (плотность 3670 кг/м<sup>3</sup>) и CsI(Tl) (плотность 4510 кг/м<sup>3</sup>), причем они могут быть изготовлены самых различных форм и размеров в зависимости от целей исследования. Функция отклика спектрометра с неорганическим сцинтиллятором имеет сложную форму (рис. 6.3.3), поскольку взаимодействие  $\gamma$ -излучения с веществом сцинтиллятора происходит всеми тремя способами: посредством фотоэффекта, комптоновского рассеяния и эффекта образования пар. В целом с ростом размеров кристалла форма функции отклика улучшается, но ухудшается энергетическое разрешение, которое для кристаллов средних размеров (диаметр и высота 3–4 см) составляет примерно 10 % для энергии 1 МэВ и зависит от энергии как  $E\gamma^{-0,5}$ . На рис. 6.3.3 показано распределение амплитуд импульсов, полученное для кристалла NaI(Tl) диаметром и высотой 7,6 см при облучении кристалла коллимированным пучком моноэнергетического  $\gamma$ -излучения. Анализ функций отклика спектрометра в зависимости от энергии  $\gamma$ -квантов показывает, что при энергии ниже 5–6 МэВ наблюдается пик полного поглощения, обусловленный фотоэлектрическим поглощением  $\gamma$ -квантов и их многократным комптоновским рассеянием с последующим поглощением. В пик полного поглощения вносит вклад и эффект образования пар при условии, что оба аннигиляционных  $\gamma$ -кванта поглощаются в кристалле. Между непрерывным распределением, обусловленным комптоновским рассеянием (5), и пиком полного поглощения (1) имеется провал, обусловленный тем, что при однократном рассеянии  $\gamma$ -квант не может передать всю свою энергию электрону. Чем выше энергия  $\gamma$ -квантов, тем больше абсолютный разброс по амплитудам импульсов. Поэтому с ростом энергии пик полного поглощения начинает перекрываться с непрерывным комптоновским распределением. С ростом

энергии все большее значение приобретает эффект образования пар, в результате которого образуются электрон и позитрон с суммарной энергией ( $E_g - 2m_0c^2$ ). При аннигиляции позитрона образуются два  $\gamma$ -кванта с энергией  $m_0c^2 = 0,511$  МэВ каждый. Эффект образования пар приводит к появлению еще двух пиков в амплитудном распределении импульсов, которые отстоят от пика полного поглощения в шкале энергии на 0,511 и 1,022 МэВ (утечка одного (2) или обоих (3) аннигиляционных  $\gamma$ -квантов из кристалла). При росте энергии  $\gamma$ -излучения все три пика в конце концов сливаются в один. Таким образом, можно видеть, что функции отклика спектрометра для высокоэнергетического  $\gamma$ -излучения довольно сложны, и это затрудняет получение спектров  $\gamma$ -излучения по измеренным амплитудным распределениям импульсов.

Поскольку световой выход неорганического сцинтиллятора является линейной функцией энергии электрона, градуировку энергетической шкалы спектрометра с таким сцинтиллятором можно осуществлять достаточно просто и с высокой точностью с помощью набора моноэнергетических  $\gamma$ -излучателей.

Так, для области энергий  $\gamma$ -квантов ниже 3 МэВ имеется достаточное количество удобных источников моноэнергетического  $\gamma$ -излучения (табл. 6.3.2), а для более высоких энергий обычно используют различные ядерные реакции, которые дают возможность получить моноэнергетическое  $\gamma$ -излучение с энергией до 17,6 МэВ [реакция  ${}^7\text{Li}(\rho, g)$ ]. Преобразование амплитудного распределения импульсов в энергетические спектры  $\gamma$ -излучения заключается в решении интегрального уравнения. Поскольку ядро этого уравнения в рассматриваемом случае не выражается аналитически, то его обычно задают в форме числовой матрицы, каждая строка которой представляет собой функцию отклика спектрометра для определенной энергии  $\gamma$ -квантов, а интегральное уравнение сводится к системе линейных уравнений. Искомые энергетические спектры  $\gamma$ -квантов из системы линейных уравнений обычно находят двумя практически эквивалентными по точности способами — методом прямой и обратной матрицы.

Из проведенного анализа погрешностей экспериментальных данных, полученных при использовании этих методов, следует, что для не очень малых кристаллов (диаметр и высота 3 см) и энергий  $\gamma$ -излучения ниже 2,5 МэВ при корректном составлении матриц погрешности, возникающие при обработке амплитудных распределений в отдельных точках спектров, в среднем не превышают 10 %, хотя эти погрешности могут быть очень большими в тех точках спектра, где интенсивность его близка к нулю [14].



**Рис. 6.3.3.** Амплитудные распределения импульсов для кристалла NaI(Tl) диаметром и высотой 76 мм [2]:

- 1 — фотопик (пик полного поглощения);
- 2 — пик, обусловленный эффектом рождения пар, при утечке из кристалла одного аннигиляционного фотона;
- 3 — то же самое при утечке двух аннигиляционных фотонов;
- 4 — пик, связанный с поглощением отраженных от ФЭУ фотонов;
- 5 — граница комптоновского распределения;
- 6 — пик аннигиляционного излучения (рождение пар вне кристалла)

К недостаткам однокристалльного  $\gamma$ -спектрометра с неорганическим сцинтиллятором можно отнести сложность обработки аппаратурных распределений в области высокоэнергетических  $\gamma$ -квантов.

### 6.3.4. Полупроводниковый спектрометр

Основные преимущества ППД — высокое энергетическое и временное разрешение, значительная эффективность регистрации — могут быть реализованы в практических системах только при наличии специального электронного оборудования. Электронные узлы и блоки спектрометров с ППД должны обрабатывать информацию с минимальными искажениями, чтобы обеспечить получение измерительных параметров всего спектрометра на уровне, определяемом параметрами детекторов. Например, германиевые детекторы, работающие при криогенных температурах, могут иметь собственное разрешение около 0,1 %, так что последующие электронные узлы должны вносить погрешности не более 0,005–0,01 %.

**Энергетическое разрешение ППД-спектрометра.** За количественную меру энергетического разрешения спектрометра принимается ширина пика полного поглощения на половине его высоты, выраженная в энергетических единицах. Полное энергетическое разрешение спектрометра с ППД определяется как процессами, происходящими в детекторе и обусловленными самой природой, так и внешними причинами, например шумами электронной аппаратуры. К основным внутренним процессам относятся такие, как флуктуация числа образованных пар носителей, флуктуация числа собранных пар носителей, тепловые шумы полупроводника и шумы, связанные с объемными токами утечки через переход (обратные токи). Последние два эффекта сильно зависят от температуры и тем самым резко ухудшают энергетическое разрешение спектрометра. Особенно заметен вклад этих процессов при регистрации низкоэнергетического  $\gamma$ -излучения.

Предельное энергетическое разрешение ППД можно оценить по формуле

$$\Delta E = 2,36\sqrt{E\omega F}, \quad (6.3.15)$$

где  $F \approx 0,1$  — фактор Фано ( $F = 0,06, 0,08$ ).

Для энергии частицы  $E = 100$  кэВ оценка по этой формуле дает для германия:  $\Delta E = 0,4$  кэВ;

$$\delta E = \frac{\Delta E}{E} = 0,4 \%$$

Наличие тока утечки, обусловленного тепловой генерацией электронно-дырочных пар в объеме детектора, а также токов утечки по поверхности детектора несколько ухудшает предельные параметры, т. к. статистические флуктуации заряда, создаваемые этими токами в интегрирующей цепи, складываются со статистическими флуктуациями заряда, созданного частицей.

Действительно, если через детектор протекает некоторый средний ток утечки  $i_{ут}$ , то это эквивалентно поступлению в цепь нагрузки детектора за время интегрирования  $t_{инт}$  заряда  $i_{ут}t_{инт}$ ,

$$N = \frac{i_{ут}t_{инт}}{e}$$

состоящего из элементарных зарядов  $e$ . Статистическая флуктуация числа этих

$$N^{1/2} = \left( \frac{i_{ут}t_{инт}}{e} \right)^{1/2}$$

зарядов равна  $N^{1/2}$ . Суммарное энергетическое разрешение детектора будет в этом случае

$$\Delta E = \sqrt{\Delta E_d^2 + \Delta E_{ут}^2}, \quad (6.3.16)$$

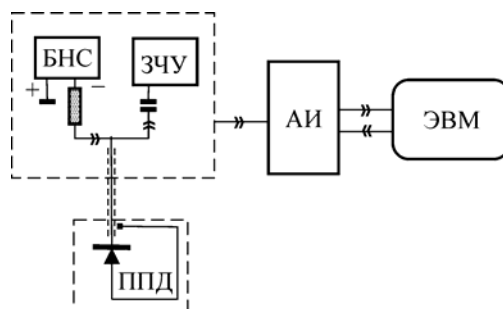
где  $D E_d = 2,36(E\omega F)^{1/2}$  — собственное энергетическое разрешение детектора;

$$\Delta E_{\text{ут}} = 2,36\omega \left( \frac{i_{\text{ут}} t_{\text{инт}}}{e} \right)^{1/2}$$

— вклад флуктуаций тока утечки.

Ток утечки зависит от типа детектора, конструкции, рабочей температуры и других характеристик и при прочих равных условиях линейно растет с увеличением площади детектора  $S$ . Поскольку  $D E_{\text{ут}} \sim i_{\text{ут}} t_{\text{инт}}^{1/2}$ , энергетическое разрешение детектора в общем случае ухудшается как  $S^{1/2}$ .

Полупроводниковый спектрометр обычно состоит из блока детектирования (БД), блока питания детектора (БНС), зарядочувствительного усилителя (ЗЧУ), амплитудного анализатора импульсов (АИ) и управляющей ЭВМ (рис. 6.3.4).



**Рис. 6.3.4.** Принципиальная схема полупроводникового спектрометра:  
 ППД — блок полупроводникового детектора;  
 БНС — блок напряжения смещения;  
 ЗЧУ — зарядочувствительный усилитель;  
 АИ — амплитудный анализатор импульсов

ЗЧУ — головное линейное электронное устройство всех спектрометров, следующее за детектором. Так как длительность токового импульса ППД составляет десятки наносекунд, то непосредственное усиление этих сигналов связано со значительным увеличением шума. Поэтому в предусилителе токовые сигналы детектора преобразуются в импульсы напряжения, которые далее усиливаются до уровня, необходимого для неискаженной передачи информации на последующие устройства.

При поглощении заряженной частицы с энергией  $E$  в чувствительном объеме детектора

$$N = \frac{E}{\omega}$$

генерируется  $N$  пар носителей заряда  $\omega$ , где  $\omega$  — средняя энергия образования электронно-дырочной пары. На электродах детектора собирается заряд  $Q = Ne$ , а импульс напряжения во

$$U_{\text{эк}} = \frac{Q}{C_{\text{эк}}}$$

внешней цепи имеет амплитуду  $C_{\text{вх}}$ , где  $C_{\text{вх}}$  — эффективная емкость между собирающим электродом детектора и общей точкой. Эта емкость складывается из емкости детектора и входной емкости предусилителя  $C_{p-vx}$ . Емкость  $p-n$ -перехода зависит от приложенного напряжения  $U_0$ :

$$C_p = \frac{kS}{\sqrt{\Delta\phi + U_0}}, \quad (6.3.17)$$

где  $k$  — коэффициент пропорциональности,  $S$  — площадь перехода,  $D j$  — высота диффузионного потенциального барьера.

Чтобы уменьшить зависимость амплитуды сигнала от  $U_0$ , выход секции предусилителя связывают с ее входом через конденсатор небольшой емкости ( $C_{\text{ос}} \sim 5$  пФ, высокостабильный

конденсатор с малой температурной зависимостью). Такую связь называют *отрицательной обратной связью* (ОС) по заряду. В этом случае собранный заряд  $Q$  распределяется между емкостями  $C_{вх}$  и  $C_{ос}$  и сигнал на выходе пропорционально уменьшается.

В отсутствие ОС коэффициент усиления предусилителя довольно велик ( $K = 100 \div 1000$ ). Поскольку  $Q_{вх} = C_{вх}U_{вх}$ ,  $Q_{ос} = C_{ос}(U_{вх} - U_{вых})$  и  $Q_{вх} = KU_{вх}$ , получаем зависимость

$$U_{\text{вых}} = \frac{Q}{\frac{C_{\text{вх}} + C_{\text{ос}}}{K} + C_{\text{ос}}} \cong \frac{Q}{C_{\text{ос}}}, \quad (6.3.18)$$

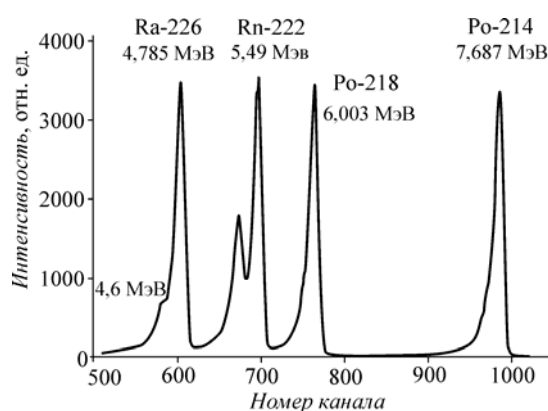
т. е. амплитуда *выходного* сигнала секции практически не зависит от входной емкости и определяется только собранным зарядом и емкостью обратной связи.

#### 6.3.4.1. Полупроводниковый спектрометр корпускулярного излучения

В полупроводниковом спектрометре, предназначенном для спектрометрии тяжелых заряженных частиц (протонов с энергией до 8 МэВ,  $\alpha$ -частиц с энергией до 10 МэВ и осколков деления атомных ядер), используется кремниевый поверхностно-барьерный детектор с чувствительным слоем порядка 100 мкм. Для обеспечения хорошего разрешения в рабочей камере во время измерения должно поддерживаться достаточно низкое давление (не выше нескольких мм рт. ст.).

**Спектрометрические  $\alpha$ -детекторы.** Изготавливают с  $p$ - $n$ - или  $n$ - $p$ -переходом и покрывают тонким (не более 30 нм) слоем золота, служащим обкладкой плоского конденсатора. Другой обкладкой является  $n$ - $p$ -переход, образованный, например, окислением протравленной поверхности основного материала (кремния) кислородом воздуха (следы оксидов и атомы золота образуют в поверхностных слоях решетки область с  $p$ -проводимостью). Толщина чувствительной области составляет в зависимости от подгруппы детектора 25–200 мкм, площадь рабочей поверхности от 25 до 500 мм<sup>2</sup>. Хорошие детекторы такого типа имеют разрешение порядка 20 кэВ для  $\alpha$ -частиц с энергией 5 МэВ, т. е. около 0,4 %. Например,  $\alpha$ -спектрометр с кремниевым детектором А300-17 АМ имеет энергетическое разрешение 17 кэВ на линии 5486 кэВ <sup>241</sup>Am (0,3 %) [1].

На рис. 6.3.5 приведен  $\alpha$ -спектр <sup>226</sup>Ra, находящегося в равновесии со своими дочерними продуктами. Собственное разрешение детектора ДКПс-350-1А составляло 48 кэВ, толщина чувствительной зоны 120 мкм.

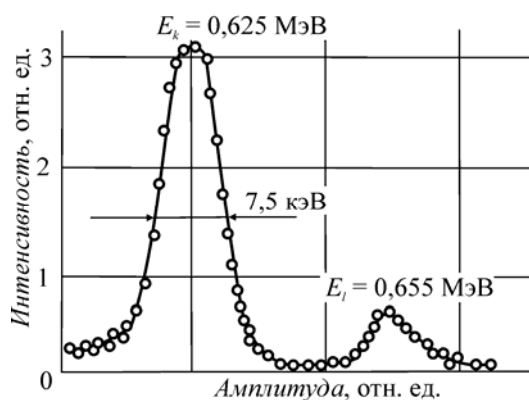


**Рис. 6.3.5.** Аппаратурный  $\alpha$ -спектр <sup>226</sup>Ra и его  $\alpha$ -активных дочерних продуктов

В  $\beta$ -спектрометрии используют полупроводниковые счетчики с глубиной чувствительного слоя несколько миллиметров. Для этого удобны литий-кремниевые детекторы с  $p$ - $i$ - $n$ -переходом и поверхностно-барьерные кремниевые детекторы с высоким удельным сопротивлением (20



кОм·см). Наилучшее энергетическое разрешение 0,1 % достигнуто для энергии электронов 1 МэВ с использованием специальной низкошумящей измерительной аппаратуры. Спектр электронов внутренней конверсии  $^{137}\text{Cs}$  приведен на рис. 6.3.6.

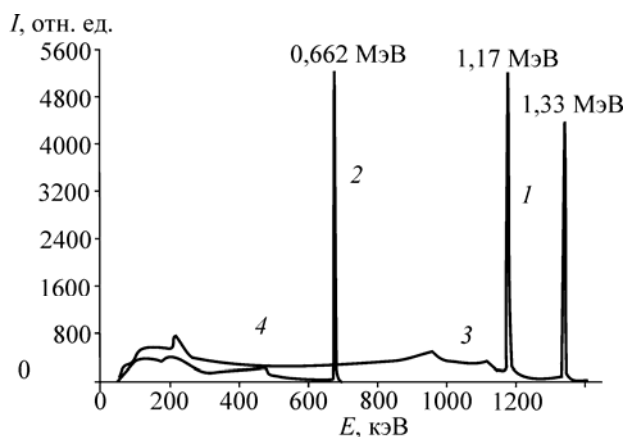


**Рис. 6.3.6.** Спектр электронов внутренней конверсии источника  $^{137}\text{Cs}$ , полученный с помощью кремниевого счетчика [2]

Так же, как и в сцинтилляционных  $\beta$ -спектрометрах, большая вероятность рассеяния электронов существенно затрудняет спектрометрию  $\beta$ -излучения. И здесь для уменьшения эффекта рассеяния источник  $\beta$ -частиц помещают между двумя счетчиками и анализируют суммарный сигнал от обоих счетчиков.

В таких детекторах толщину чувствительной области можно варьировать, изменяя напряжение смещения, что позволяет легко производить дискриминацию заряженных частиц по пробегам и плотности ионизации.

#### 6.3.4.2. Полупроводниковый спектрометр фотонного излучения



**Рис. 6.3.7.** Амплитудные распределения импульсов от  $\gamma$ -квантов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , измеренные с помощью планарного  $\text{Ge}(\text{Li})$ -детектора объемом  $63 \text{ см}^3$ :

- 1 — пики полного поглощения  $^{60}\text{Co}$ ;
- 2 — пик полного поглощения  $^{137}\text{Cs}$ ;
- 3 — границы распределения комптоновских электронов  $^{60}\text{Co}$ ;
- 4 — граница распределения комптоновских электронов  $^{137}\text{Cs}$

Преимущественное использование в спектрометрии  $\gamma$ -излучения германиевых, а не кремниевых детекторов кроме большого объема чувствительной области обусловлено еще и тем, что сечение взаимодействия  $\gamma$ -квантов с атомом, приводящее к исчезновению кванта и, следовательно, к однозначной связи энергии появившегося электрона и энергии  $\gamma$ -кванта, для германия ( $Z = 32$ ) существенно больше, чем для кремния ( $Z = 14$ ). В кремниевых детекторах

практически не наблюдается пиков полного поглощения для  $\gamma$ -квантов с энергией больше 0,5–1 МэВ.

Эксплуатация и хранение германиевых диффузионно-дрейфовых детекторов осуществляются при низкой температуре. Кроме предотвращения необратимого процесса выхода лития из объема детектора, в результате снижения температуры обеспечивается уменьшение обратных токов ППД, а следовательно, шумов с одновременным резким улучшением энергетического разрешения. В качестве криогена чаще всего используется жидкий азот, имеющий при нормальных условиях температуру кипения около 78 К.

На рис. 6.3.7 показаны функции отклика Ge(Li)-спектрометра для  $\gamma$ -квантов с энергиями 0,662 МэВ, 1,17 МэВ и 1,33 МэВ. Крайние правые максимумы (1 и 2) амплитудных распределений обусловлены полным поглощением энергии  $\gamma$ -квантов в чувствительной области детектора. Пик полного поглощения обусловлен процессами фотоэлектрического поглощения и многократного комптоновского рассеяния с последующим поглощением, причем относительная доля последнего процесса возрастает с увеличением размера чувствительной области детектора. Для высокоэнергетических  $\gamma$ -квантов в пик полного поглощения вносят также вклад и импульсы от полного поглощения излучения, возникающего в процессе образования электрон-позитронных пар.

Левее пика полного поглощения начинается протяженное и «гладкое» распределение импульсов от комптоновских электронов отдачи (3, 4 на рис. 6.3.7).

В низкоэнергетической области (< 250 кэВ) имеется так называемый пик обратного рассеяния, обусловленный регистрацией  $\gamma$ -квантов, рассеянных вне чувствительной области на большие углы. Энергия, соответствующая максимуму пика обратного рассеяния, равна разности энергий между максимумами пика полного поглощения и края комптоновского распределения [14].

Сложный вид функции отклика затрудняет преобразование амплитудных распределений в энергетические спектры в основном из-за необходимости составления матриц высокого порядка. Однако при измерении дискретных спектров максимумы в распределениях хорошо выделены, и обычно достаточно знать эффективность спектрометра по пику полного поглощения.

Энергетическое разрешение в лучших спектрометрах составляет  $\frac{0,3 \div 0,4}{\sqrt{E_\gamma}}$  % в области энергий 1– 10 МэВ и  $\frac{0,6 \div 0,8}{\sqrt{E_\gamma}}$  % в области энергий ниже 1 МэВ (здесь  $E_\gamma$  в МэВ) [2].

Энергетическое разрешение, полученное для спектрометров с кремниевыми полупроводниковыми детекторами в области энергий ниже 100 кэВ, близко к теоретическому, составившему 200– 500 эВ для энергий фотонов 5– 100 кэВ [2].

#### 6.4. Радиометрия и дозиметрия ядерных излучений

Активность источников измеряют, регистрируя их излучение. Если рядом с источником расположить соответствующий детектор, то регистрируемый им за единицу времени эффект  $a$  будет пропорционален активности источника  $A$ , т. е.  $a = \epsilon A$ . Под показаниями детектора понимается или число отсчетов счетчика, или показание токового прибора, или почернение фотопластинки, или какая-нибудь другая непосредственно измеряемая в процессе опыта величина. Коэффициент пропорциональности  $\epsilon$  (*эффективность измерительной установки*) зависит от ряда факторов: эффективности самого детектора, геометрии, структуры источника и т. п. Если значение  $\epsilon$  известно, то определение активности сводится к элементарной операции. Однако определение этого коэффициента зачастую оказывается весьма сложным.

Методы измерения подразделяют на *интегральные* и *дифференциальные*.

Интегральными называют методы измерений, при которых регистрируется суммарный эффект от более или менее длительного воздействия излучения на детектор (накопление электрического заряда на пластинах ионизационной камеры, выделение тепла в калориметре, потемнение стекла или фотопластинки и т. п.).

Дифференциальными называют методы, при которых регистрируются отдельные частицы (электрические импульсы в камерах и счетчиках, треки частиц в фотопластинках и камерах Вильсона и т. п.).

*Абсолютными* называют измерения, при которых прежде всего определяется коэффициент  $\epsilon$ , а затем по показаниям детектора  $a$  находится истинное значение активности источника  $A$ .

В *относительных* измерениях показания детектора при работе с исследуемым источником  $a_x$  сравниваются с показаниями  $a_z$  от эталонного источника, активность которого  $A_z$  заранее известна. Если это сравнение можно выполнить так, чтобы значения коэффициентов  $\epsilon$  в обоих случаях были заведомо одинаковыми, то из соотношений

$$a_x = \epsilon A_x; a_z = \epsilon A_z \quad (6.4.1)$$

следует

$$A_x = \frac{a_x A_z}{a_z} \quad (6.4.2)$$

и, таким образом, неизвестную активность  $A_x$  можно определить по непосредственно измеряемым при эксперименте показаниям детектора  $a_x$  и  $a_z$  и заранее известной величине  $A_z$ .

**Метод малого телесного угла.** Если изотропный точечный источник излучения и детектор расположены относительно друг друга на некотором расстоянии, то вероятность попадания частицы в детектор определится отношением телесного угла  $J$ , под которым детектор виден из точки расположения источника, к  $4\pi$ . Это отношение называют обычно геометрическим фактором  $G$ :

$$G = \frac{J}{4\pi} \quad (6.4.3)$$

Вероятность того, что частица вылетит в сторону детектора и будет им зарегистрирована, равна произведению  $\epsilon dG$ , где  $\epsilon d$  — собственная эффективность детектора. Чтобы получить эффективность установки  $\epsilon$ , в это выражение необходимо ввести ряд поправок на некоторые побочные эффекты, такие как самопоглощение частиц в источнике  $f_1$ , поглощение и рассеяние частиц в воздухе  $f_2$  и т. п.:

$$\epsilon = \epsilon d G f_1 f_2 \dots f_n \quad (6.4.4)$$

**Метод  $4\pi$ -геометрии.** В этом случае  $G \approx 1$ . Примерами реализации условий, приближающихся к  $4\pi$ -геометрии, являются введение радиоактивного вещества в наполняющую смесь газоразрядного счетчика или камеры (эту разновидность метода называют также методом внутреннего газового счета или методом счетчиков внутреннего наполнения), расположение тонкого пленочного источника между двумя кристаллами сцинтилляционных счетчиков, помещение источника фотонов или нейтронов в бак с детектирующим веществом и многие другие.

**Метод совпадений.** Если при одном акте распада образуются две (или больше чем две) частицы, то активность можно определить регистрацией совпадений импульсов от двух независимых детекторов.

**Калориметрический метод.** Если известна энергия распада  $Q$ , то активность источника можно определить по интегральному тепловому эффекту, измеряемому обычным калориметром.

Следует только иметь в виду, что излучение помещенного в калориметр источника может частично проникать через его стенки и уносить некоторую долю энергии в окружающее пространство. Обозначая долю поглощаемой в калориметре энергии  $f_k$ , можно связать количество выделяющегося в калориметре в 1 с тепла  $q$  с активностью источника  $A$ :

$$q = Q f_k A.$$

Геометрический фактор здесь практически равен единице, поскольку выполняются условия  $4\pi$ -геометрии; эффективность детектора также можно считать равной единице, поскольку, как это всегда бывает при интегральных измерениях, каждая порция энергии дает свой вклад в суммарный эффект; поправки на самопоглощение, рассеяние и поглощение излучения в стенках ампулы вводить не требуется. В этом и есть одно из основных преимуществ метода. В результате

с точностью до множителя  $f_k$  активность равна числу порций энергии  $\frac{q}{Q}$ , получаемых калориметром от источника.

Следует отметить, что при измерениях с калориметром безразлично, какие частицы образуются при распаде. Важно лишь, чтобы вся энергия распада оставалась в калориметре.

Основной недостаток калориметрического метода связан с его низкой чувствительностью. Источник активностью в  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк выделяет в течение 1 ч количество теплоты, равное  $21f_k Q$  Дж ( $Q$  — энергия распада, МэВ). Поэтому метод пригоден для измерений активности лишь достаточно мощных источников. Погрешность метода складывается из погрешностей тепловых измерений, погрешностей в принимаемых значениях  $Q$  и погрешностей при определении поправочного множителя  $f_k$ . Последние особенно велики, если значительная доля энергии распада приходится на проникающее излучение.

#### 6.4.1. Радиометрия $\beta$ -излучения

Для оценки загрязненности  $\beta$ -излучающими нуклидами чаще всего используют счетчики Гейгера — Мюллера различного наполнения и конструкции (см. [подразделы 6.2.2.4](#) и [6.2.2.5](#)). Следует иметь в виду, что такие детекторы регистрируют и  $\gamma$ -излучение за счет стеночного эффекта (см. [подраздел 6.2.2.1](#)).

Чтобы расширить область энергий и измеряемый диапазон интенсивности излучения, в БД монтируют два и более счетчика, каждый из которых включается в работу при определенных условиях. Например, в радиометре КРБ-1 регистрация излучения осуществляется с помощью двух торцевых галогенных счетчиков типа СИ8Б (измерение мягкого  $\beta$ -излучения) и СИ19БГ (измерение жесткого  $\beta$ -излучения). Чувствительный счетчик СИ8Б включается при измерении в диапазоне

$10$ – $10^4$  частиц  $\times$  мин $^{-1}$ ·см $^{-2}$ , второй — в диапазоне  $10^4$ – $10^7$  частиц  $\times$  мин $^{-1}$ ·см $^{-2}$ . В бытовом дозиметре

АНРИ-01 использованы четыре газоразрядных цилиндрических счетчика типа СБМ-20.

*Эффективность регистрации всех этих счетчиков зависит от энергии  $\beta$ -излучения. Поэтому необходима информация об энергии исследуемого  $\beta$ -излучения. Кроме того, счетчики следует либо прокалибровать с помощью эталонных источников с известной интенсивностью и граничной энергией излучения, либо воспользоваться градуировочной кривой (если она имеется) для данного типа детектора.*

Граничную энергию  $\beta$ -излучения можно рассчитать по формуле, которая получается путем преобразования соотношения (6.1.15):

$$E_{\beta} = \left( \frac{\Delta}{0,095 \frac{Z}{A}} \right)^{2/3}, \quad (6.4.5)$$

предварительно измерив толщину слоя половинного ослабления  $D$  для какого-либо металла с массовым числом  $A$  и атомным номером  $Z$ .

**Измерение  $\beta$ -активности с малыми телесными углами** (на торцевом счетчике, работающем в режиме Гейгера — Мюллера). Эффективность регистрации такой установки можно представить в виде

$$\epsilon = \epsilon_d G f_{\text{сп}} \text{ for } f_{\text{ор}}, \quad (6.4.6)$$

где  $\epsilon_d$  — эффективность регистрации попавшей в рабочий объем счетчика  $\beta$ -частицы (в большинстве случаев  $\epsilon_d$  очень близко к 1);  $f_{\text{сп}}$  — коэффициент, учитывающий поглощение  $\beta$ -частиц в мишени, зависит от толщины источника, энергии  $\beta$ -частиц и атомного номера  $Z$  источника (для средних значений  $Z$  и толщины источника порядка  $1/20$  пробега этот коэффициент очень близок к 1);  $f_{\text{ор}}$  — коэффициент обратного рассеяния  $\beta$ -частиц, равный отношению количества регистрируемых импульсов с подложкой и без нее, может иметь значения от 1 до 2 в зависимости от толщины и атомного номера материала подложки (использование толстых подложек из тяжелых материалов может привести к увеличению скорости счета на 50–60 %, тогда как применение материалов с малым  $Z$  толщиной меньше  $1/5$  пробега электрона с максимальной энергией приводит к гораздо меньшим поправкам);  $f_{\text{о}}$  — коэффициент, учитывающий поглощение и рассеяние  $\beta$ -частиц в окне счетчика и в воздушном промежутке между источником и счетчиком, очень сильно зависит от энергии  $\beta$ -частиц (окошко из слюды толщиной  $3 \text{ мг/см}^2$  поглощает около 7 % частиц с максимальной энергией  $\beta$ -спектра 1 МэВ и около 30 % при энергии 0,5 МэВ, а рассеяние в воздухе при расстояниях между источником и окном счетчика в несколько сантиметров и при малой энергии  $\beta$ -частиц может увеличивать число отсчетов до 5 %);  $G$  — геометрический фактор, равный для точечного источника

$$\frac{1 - \cos \frac{\vartheta}{2}}{2}, \quad (6.4.7)$$

а для неточечного источника, радиус  $r$  которого много меньше расстояния  $d$  между источником и детектором, —

$$G = \frac{1 - \cos \frac{\vartheta}{2} \left[ 1 + \frac{3r^2}{2d^2} \left( \frac{\sin \vartheta}{4} \right)^2 \right]}{2}. \quad (6.4.8)$$

Здесь  $J$  — телесный угол, под которым видно окно детектора из точки расположения источника.

Необходимо учесть возможные искажения электрического поля вблизи окна счетчика и необходимость прохождения электроном в газе счетчика некоторого минимального расстояния для появления электрического импульса. Эти факторы учитываются при определении угла  $J$ : берется не истинное окно счетчика, а сечение счетчика, отстоящее от окна на 4–5 мм [2].

Коэффициенты  $f_{\text{сп}}$ ,  $f_{\text{ор}}$  и  $f_{\text{о}}$ , как правило, определяют экспериментально:

$f_{\text{сп}}$  — экстраполируя к нулевой толщине измеренные отношения скорости счета  $\left( \frac{dN}{dt} \right)_{i_k}$  толщине слоя  $x_i$  (в  $\text{мг/см}^2$ ) для источников различной толщины. Из-за нелинейной зависимости  $f_{\text{сп}}$  от толщины погрешность в определении коэффициента может достигать 20 %;

$f_{\text{ор}}$  — меняя материал подложки и ее толщину;

$f_0$  — снимаемая зависимость скорости счета от толщины алюминиевой фольги (алюминий, слюда и воздух имеют примерно одинаковые массовые коэффициенты поглощения  $\beta$ -частиц), размещаемой между источником и счетчиком, а затем экстраполируя эту зависимость к нулевой толщине.

Типичное значение  $\epsilon$  при регистрации в геометрии с малым телесным углом — порядка 0,03. Из-за большого числа поправок, определяемых с недостаточной точностью, суммарная погрешность достигает 5–10 %. Поэтому данный метод чаще всего используют в относительных измерениях.

**4p - $\beta$ -счетчик.** Абсолютную активность  $\beta$ -источника можно определить с помощью проточного 4p - $\beta$ -счетчика (см. подраздел 6.2.2.3), выбрав соответствующее напряжение питания. Этот способ особенно эффективен, так как позволяет исключить большое число трудно определяемых поправок. Источник и подложка должны быть достаточно тонкими, чтобы поправочные коэффициенты на поглощение  $\beta$ -частиц в них были невелики. В результате формула для определения эффективности регистрации существенно упрощается:

$$\epsilon = \epsilon_d f_{\text{сп}} / f_{\text{оп}}, \quad (6.4.9)$$

входящие в нее коэффициенты находятся проще и с большей точностью, чем в предыдущем способе. В целом  $\epsilon$  очень близка к единице. Погрешность при определении активности обусловлена в основном статистической неопределенностью в числе зарегистрированных импульсов, исключением фона, поправками на «мертвое время» и погрешностями в определении коэффициентов  $f_{\text{сп}}$  и  $f_{\text{оп}}$ . Реально можно снизить погрешность до 0,3–0,5 %.

**Метод b — $\gamma$ -совпадений.** Если  $\beta$ -распад сопровождается  $\gamma$ -излучением, то используя два детектора, один из которых регистрирует только  $\beta$ -частицы, а другой — только  $\gamma$ -кванты, можно определить активность  $A$  источника по измеренным скоростям счета каждого детектора ( $a_b$  и  $a_g$  соответственно) и числу зарегистрированных совпадений импульсов от обоих детекторов ( $a_{\beta-\gamma}$ ). Действительно, так как

$$a_b = \epsilon_b A; \quad a_g = \epsilon_g A \quad \text{и} \quad a_{\beta-\gamma} = \epsilon_b \epsilon_g A,$$

то

$$A = \frac{a_b a_g}{a_{\beta-\gamma}}. \quad (6.4.10)$$

Таким образом, активность источника (в каждом акте распада испускается и  $\beta$ -частица, и  $\gamma$ -квант) выражается только через измеряемые на опыте скорости счета детекторов и число совпадений.

В случае, когда  $\beta$ -распад происходит по двум и более ветвям, формула (6.4.10) неприменима, в нее необходимо ввести поправки. Например, распад происходит по двум ветвям:  $b_1$  с вероятностью  $w_1$  в возбужденное состояние дочернего нуклида и  $b_2$  с вероятностью  $w_2$  в основное состояние дочернего нуклида, причем  $w_1 + w_2 = 1$ . Тогда

$$\left. \begin{aligned} a_\beta &= (w_1 \epsilon_{\beta_1} + w_2 \epsilon_{\beta_2}) A \\ a_\gamma &= w_1 \epsilon_\gamma A \\ a_{\beta-\gamma} &= w_1 \epsilon_{\beta_1} \epsilon_\gamma A \end{aligned} \right\} \quad (6.4.11)$$

и

$$\frac{a_{\beta} a_{\gamma}}{a_{\beta-\gamma}} = \left( W_1 + W_2 \frac{\varepsilon_{\beta_2}}{\varepsilon_{\beta_1}} \right) A \quad (6.4.12)$$

или

$$A = \frac{a_{\beta} a_{\gamma}}{a_{\beta-\gamma}} \frac{1}{\left( W_1 + W_2 \frac{\varepsilon_{\beta_2}}{\varepsilon_{\beta_1}} \right)} \quad (6.4.13)$$

Чтобы избежать значительных погрешностей при определении абсолютных значений эффективностей, целесообразно использовать для регистрации  $\beta$ -частиц  $4\pi$  —  $\beta$ -счетчик. Общая погрешность при измерении активности  $\beta$ -источников методом  $4\pi$  —  $\beta$  —  $\gamma$ -совпадений обычно составляет 0,2–0,5 % [2].

## 6.4.2. Радиометрия $g$ -излучения

**Измерения с малыми телесными углами.** Хотя такие измерения просты по технике исполнения (обычно для этого используются счетчики Гейгера — Мюллера или сцинтилляционные счетчики), трудности в определении собственной эффективности детектора  $\varepsilon_d$ , которая к тому же и мала (0,01–0,02), обуславливают низкую точность определения  $\varepsilon_d$  и  $G$ . Поэтому для получения точных результатов этот метод малоприменим.

**Большие сцинтилляционные детекторы.** Если поместить  $\gamma$ -источник в центр жидкого или твердого сцинтиллятора, то  $\gamma$ -активность можно измерить в  $4\pi$ -геометрии. Для получения  $\varepsilon_d$ , близкого к 1, необходимы сцинтилляторы достаточно большого объема. Основные трудности при работе с большими сцинтилляционными детекторами связаны с необходимостью обеспечения хорошего светосбора, а также со снижением уровня фона и шумов, которые в этом случае могут быть весьма значительными.

**Метод  $g$  —  $\gamma$ -совпадений** можно применять для измерения абсолютной активности источника, если в одном акте распада испускается не меньше двух фотонов.

При использовании двух одинаковых счетчиков фотонов скорости счета в каналах установки можно записать следующим образом [2]:

$$\left. \begin{aligned} a_1 &= (\varepsilon_{11} + \varepsilon_{12} - \varepsilon_{11}\varepsilon_{12}) A \\ a_2 &= (\varepsilon_{21} + \varepsilon_{22} - \varepsilon_{21}\varepsilon_{22}) A \\ a_{12} &= (\varepsilon_{12}\varepsilon_{21} + \varepsilon_{11}\varepsilon_{22}) A \end{aligned} \right\} \quad (6.4.14)$$

Здесь  $\varepsilon_{ij}$  — эффективность регистрации  $i$ -м счетчиком  $j$ -го фотона.

Поскольку система из трех уравнений содержит пять неизвестных ( $\varepsilon_{11}$ ,  $\varepsilon_{12}$ ,  $\varepsilon_{21}$ ,  $\varepsilon_{22}$ ,  $A$ ), решить эту систему в общем виде невозможно.

В частном случае, когда энергии обоих фотонов в каскаде близки, можно считать, что  $\varepsilon_{11} \approx \varepsilon_{12} \approx \varepsilon_{21} \approx \varepsilon_{22}$ . Заменив все  $\varepsilon_{ij}$  на некоторое среднее значение  $\tilde{\varepsilon}$ , получим

$$\left. \begin{aligned} a_1 &= a_2 = (2\tilde{\varepsilon} - \tilde{\varepsilon}^2) A \\ a_{12} &= 2\tilde{\varepsilon}^2 A \end{aligned} \right\} \quad (6.4.15)$$

Если  $\tilde{\epsilon} \ll 1$ , то

$$A = \frac{a_1 a_2}{2a_{12}} \quad (6.4.16)$$

Если же энергии фотонов в каскаде сильно различаются, тогда следует использовать детекторы, амплитуда импульса на выходе которых зависит от энергии фотонов. С помощью амплитудных дискриминаторов необходимо настроить один канал только на регистрацию  $g_1$ , другой — только на  $g_2$ . При этом  $\epsilon_{12} = \epsilon_{21} = 0$  и

$$A = \frac{a_1 a_2}{a_{12}} \quad (6.4.17)$$

Основные трудности при использовании метода связаны с необходимостью учета угловой корреляции фотонов и их рассеяния из одного счетчика в другой. Последнее можно исключить, настроив каждый детектор на регистрацию фотонов строго определенной энергии. Если функция угловой корреляции известна, то и эту поправку можно исключить, расположив детекторы соответствующим образом.

Метод  $g$  —  $\gamma$  — совпадений может обеспечить погрешность измерения активности порядка 1 %.

### 6.4.3. Радиометрия $\alpha$ -частиц

Первичным элементом  $\alpha$ -радиометра, как правило, является детектор на основе очень тонкого слоя (доли миллиметра) сцинтиллятора, сопряженного с фотоэлектронным множителем. Чаще всего — это слой поликристаллов ZnS(Ag) или кристалл CsI(Tl) ([см. подраздел 6.2.1.1](#)). Такой детектор регистрирует практически со 100%-й эффективностью нормально падающие  $\alpha$ -частицы, причем амплитуда импульсов от  $\alpha$ -частиц значительно больше импульсов от  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов, т. к. пробег  $\beta$ -частиц и вторичных электронов, возникающих в результате взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом сцинтиллятора, значительно больше толщины детектора. Кроме того, для подавления импульсов с малой амплитудой перед пересчетным устройством, как правило, ставится дискриминатор. Такой детектор необходимо прокалибровать, чтобы определить эффективность регистрации  $\alpha$ -частиц в данной геометрии.

**Абсолютную  $\alpha$ -активность** препарата можно измерить с помощью **проточного  $4\pi$  —  $\alpha$ -счетчика**, выбрав напряжение питания, при котором амплитуда импульсов от  $\beta$ -частиц оказывается значительно меньше, чем от  $\alpha$ -частиц ([см. подраздел 6.2.2.3](#)). Однако трудности в изготовлении необходимых для измерения в  $4\pi$ -геометрии очень тонких источников на столь же тонких подложках привели к тому, что для определения абсолютной активности используется  $2\pi$ -геометрия ( $G = 0,5$ ).

Эффективность регистрации при таких измерениях определяется лишь коэффициентами самопоглощения в источнике  $f_{\text{спи}}$  и обратного рассеяния от подложки  $f_{\text{ор}}$ . Самопоглощение в источнике снижает число отсчетов, а обратное рассеяние увеличивает, поэтому  $f_{\text{спи}} < 1$ , а  $f_{\text{ор}} > 1$ .

**Коэффициент самопоглощения** можно найти следующим образом [2].

Пусть  $s$  — толщина источника и  $R$  — пробег  $\alpha$ -частиц в веществе источника. Очевидно, что из слоя  $dx$ , находящегося в источнике на глубине  $x$ , могут попасть в камеру и вызвать в ней электрический импульс только те частицы, которые вылетели под углами к вертикали от  $0^\circ$  до некоторого предельного угла  $J$  пред( $x$ ), при котором пробег частиц в веществе покрытия равен  $y = pR$ . Здесь  $p$  — максимальная доля пробега частиц в веществе источника, при которой остаточный пробег в рабочем теле детектора достаточен для их надежной регистрации ( $p < 1$ , так как частицы, попадающие в рабочее тело детектора с малой энергией, создают очень маленькие электрические импульсы, которые оказываются меньше порога дискриминации, устанавливаемого для отсеечения шумов радиосхемы и импульсов фона от  $\beta$ -частиц и фотонов). Доля частиц  $f_{\text{спи}}(x)$ ,



попадающих в чувствительный объем детектора из лежащего на глубине  $x$  слоя  $dx$ , определяется отношением телесного угла  $\Omega_{\text{пред}}$  пред, соответствующего  $J_{\text{пред}}(x)$ , к  $2\pi$  :

$$f_{\text{спн}}(x) = \frac{\Omega_{\text{пред}}}{2\pi} = \int_0^{\vartheta_{\text{пред}}} \sin \vartheta d\vartheta = 1 - \cos \vartheta_{\text{пред}}(x), \quad (6.4.18)$$

и так как

$$\cos \vartheta_{\text{пред}}(x) = \frac{x}{pR}, \quad (6.4.19)$$

то

$$f_{\text{спн}}(x) = 1 - \frac{x}{pR}. \quad (6.4.20)$$

Очевидно, что имеет смысл применять источники с толщиной покрытия  $s < pR$ , так как слои вещества, лежащие на глубинах  $x > pR$ , все равно не используются. При этом общая доля частиц, регистрируемых детектором (из числа частиц, вылетающих в пределах телесного угла  $\rho$ ), составляет:

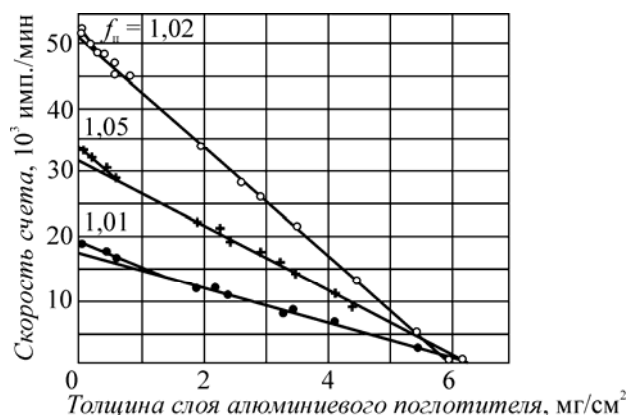
$$f_{\text{спн}} = \frac{\int_0^s f_{\text{спн}}(x) dx}{s} = 1 - \frac{s}{2pR}. \quad (6.4.21)$$

Предельные случаи:

$$\frac{s}{pR} \ll 1 \quad \text{очень тонкий источник} \quad - f_{\text{спн}} \gg 1;$$

$$\frac{s}{pR} \approx 1 \quad \text{толстый источник} \quad - f_{\text{спн}} \approx 0,5.$$

**Коэффициент обратного рассеяния** от подложки  $f_{\text{ор}}$  проще всего найти экспериментально [2], исследуя зависимость скорости счета от толщины накладываемого на источник  $\alpha$ -частиц поглотителя (алюминиевой фольги). Число прошедших через поглотитель частиц линейно уменьшается с увеличением его толщины  $Sn$ . В силу крайне малой вероятности рассеяния  $\alpha$ -частиц на большие углы обратное рассеяние практически наблюдается лишь для частиц, летящих почти параллельно поверхности источника. Такие частицы поглощаются самыми тонкими слоями поглотителя, а частицы, прошедшие более толстые слои, не испытывают обратного рассеяния. Поэтому при малой толщине поглотителя наблюдается отклонение от прямой линии зависимости скорости счета от толщины поглотителя (рис. 6.4.1). Производя линейную экстраполяцию прямолинейного участка экспериментальных кривых к нулевой толщине поглотителя и беря отношение действительной скорости счета при нулевой толщине к экстраполированному значению, легко получить величину  $f_{\text{ор}}$ . Следует отметить, что  $f_{\text{ор}}$  зависит не только от типа материала, но и от качества его обработки. Во всяком случае, значения  $f_{\text{ор}}$ , приведенные на [рис. 6.4.1](#), типичны, т. е. обычно  $f_{\text{ор}}$  отличается от 1 на 1–5 %.



**Рис. 6.4.1.** Зависимость скорости счета α-частиц от толщины поглотителя из различных источников [2]:  
 о — Рн на платине; (+) — Рона полированном тантале;  
 · — Рo на стекле

иональными счетчиками с твердыми слоями определяется статистическим разбросом числа зарегистрированных импульсов, неточностью фиксации времени измерения, погрешностями при учете фона и «мертвого времени» счетчика, а также погрешностями при определении коэффициентов  $f_{сп}$  и  $f_{оп}$ . Как показывает сравнение результатов измерений разных лабораторий с одинаковыми источниками, а также анализ, проведенный авторами различных работ, общую погрешность метода можно довести до 0,3–0,5 %.

## 6.5. Практическая дозиметрия

### 6.5.1. Соотношения между показаниями детектора и дозой

Эффективность детектора фотонного излучения зависит от материала, из которого сделан счетчик, толщины стенок и энергии фотонов. Это связано со сложным характером взаимодействия  $\gamma$ -излучения с веществом (фотоэффект, комптоновское рассеяние и образование пары, сечения которых зависят не только от энергии  $\gamma$ -квантов, но и от атомного номера элемента  $Z$ ). При изменении энергии  $\gamma$ -излучения мощность экспозиционной дозы, измеренная в воздухе, пропорциональна ионизации в полости камеры и зависит от материала стенок камеры.

*Ход с жесткостью* — зависимость отношения коэффициентов передачи энергии и отношения, определяющего ослабление  $\gamma$ -излучения в детекторе.

**Соотношение между мощностью поглощенной дозы в воздухе и током в ионизационной камере.** Ток насыщения ионизационной камеры не зависит от разности потенциалов между электродами, а пропорционален объему, в котором происходит ионизация, и числу пар ионов, образующихся в единицу времени.

Найдем ток насыщения, соответствующий энергии 1 Дж, поглощенной 1 кг воздуха за 1 с, т. е. мощности единичной поглощенной дозы, 1 Гр/с:

$$\begin{aligned} \dot{D} &= 1 \frac{\text{Гр}}{\text{с}} = \frac{1 \text{ Дж}}{1 \text{ кг} \cdot 1 \text{ с}} = \frac{1 \text{ Дж} \cdot e \cdot \rho_{\text{возд}}}{\omega \cdot 1 \text{ с} \cdot 1 \text{ кг}} = \\ &= \frac{1 \text{ Дж} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Кл} \cdot \rho_{\text{возд}}}{1 \text{ с} \cdot 33,5 \text{ эВ} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж/эВ} \cdot 1 \text{ кг}} = 3,8 \cdot 10^{-2} \text{ А/м}^3 \end{aligned}$$

$$\frac{1 \text{ Дж}}{\omega} = \frac{1 \text{ Дж}}{33,5 \text{ эВ} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж/эВ}} = N$$

Здесь  $N$  — число пар ионов, образовавшихся при поглощении энергии 1 Дж; 33,5 эВ — средняя энергия, затрачиваемая на образование одной пары в воздухе;  $\rho_{\text{возд}} = 1,293 \text{ кг/м}^3$ .

Если объем камеры  $V_k$  (м<sup>3</sup>), мощность поглощенной дозы  $\dot{D}$  (Гр/с), то ток насыщения камеры

$$I_k = 3,8 \cdot 10^{-2} \dot{D} V_k, \text{ А} \quad (6.5.1)$$

или

$$\dot{D} = \frac{I_k}{3,8 \cdot 10^{-2} V_k} = 26 \frac{I_k}{V_k}, \text{ Гр/с.} \quad (6.5.2)$$

Аналогичные расчеты для мощности экспозиционной дозы  $\dot{X}$  (Р/с) и камеры объемом  $V_k$  (см<sup>3</sup>) дают

$$I_k = 3,33 \cdot 10^{-10} \dot{X} V_k, \text{ А} \quad (6.5.3)$$

или

$$\dot{X} = 3 \cdot 10^9 \frac{I_k}{V_k}, \text{ Р/с.} \quad (6.5.4)$$

**Соотношение между током ФЭУ  $I_a$  и мощностью поглощенной дозы в воздухе  $\dot{D}_{\text{возд}}$ .**  
Ток на аноде будет определяться числом фотоэлектронов, образующихся на фотокатод на 1 см<sup>3</sup> сцинтиллятора  $лсф$ , и коэффициентом умножения ФЭУ  $M_{фэу}$ :

$$I_a = n_{эф} M_{фэу} 1,6 \cdot 10^{-19} = \frac{\eta_{лсф} \eta_{фк} E_{\text{полгл}} M_{фэу} e}{(h\nu)_{\text{ср}}} \quad (6.5.5)$$

Здесь  $\eta_{лсф}$  и  $\eta_{фк}$  — конверсионная эффективность соответственно сцинтиллятора и фотокатода ФЭУ;  $(h\nu)_{\text{ср}}$  — средняя энергия фотонов люминесценции;  $E_{\text{полгл}}$  — поглощенная энергия частицы.

Энергия, поглощенная в единицу времени в сцинтилляторе массой  $m$ , равна

$$E_{\text{полгл}} = \dot{D}_z m \quad (6.5.6)$$

Здесь  $\dot{D}_z = \Phi_0 \mu_{\text{вз}} e^{-\mu_z x}$ , где  $\mu_{\text{вз}}$  и  $\mu_z$  — линейные коэффициенты ослабления и поглощения соответственно,  $m = \rho V$ ;  $\Phi_0$  — интенсивность  $\gamma$ -излучения, Дж/(м<sup>2</sup> × с).

Подставляя найденные значения в формулу (6.5.6) и интегрируя по высоте (0,  $h$ ) цилиндрического сцинтиллятора площадью сечения  $s$ , получаем

$$E_{\text{погл}} = \Phi_0 S \mu_z \int_0^h e^{-\mu_z x} dx = \Phi_0 S \frac{\mu_{e\gamma}}{\mu_z} (1 - e^{-\mu_z h}) \quad (6.5.7)$$

Подставим выражение (6.5.7) в уравнение (6.5.5):

$$I_a = \frac{\eta_{\text{лвм}} \eta_{\text{фк}} M_{\text{фзу}} 1,6 \cdot 10^{-19} m \mu_{e\gamma} \dot{D}_{\text{возд}} (1 - e^{-\mu_z h})}{(h\nu)_{\text{ф}} \mu_{e\gamma} \mu_z h} \quad (6.5.8)$$

где  $m$  — масса сцинтиллятора, кг;  $\dot{D}_{\text{возд}}$  — мощность дозы в воздухе, Гр/с;  $1,6 \times 10^{-19}$  (А) — ток, создаваемый одним электроном в секунду;  $m_{e\gamma}$  — массовый коэффициент поглощения  $\gamma$ -квантов в люминофоре, м<sup>2</sup>/кг;  $m_z$  — линейный коэффициент ослабления  $\gamma$ -квантов по высоте  $h$ , м<sup>-1</sup>;  $\mu_{e\gamma}$  — массовый коэффициент поглощения  $\gamma$ -квантов в воздухе, м<sup>2</sup>/кг;  $I_a$  — ток, А.

Обозначим  $f = \frac{(h\nu)_{\text{ф}}}{\eta_{\text{лвм}} \eta_{\text{фк}}}$ ;  $A = 1,6 \cdot 10^{-19} M_{\text{фзу}} \frac{m}{f}$ , тогда

$$\frac{I_a}{\dot{D}_{\text{возд}}} = A \frac{(1 - e^{-\mu_z h})}{\mu_z h} \frac{\mu_{e\gamma}}{\mu_{e\gamma}} \quad (6.5.9)$$

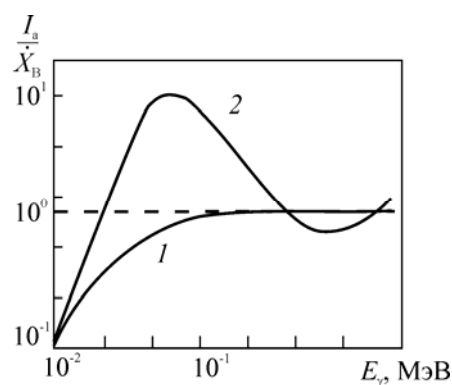
При измерении мощности дозы, поглощенной в воздухе существующими сцинтилляторами, необходимо учитывать ход с жесткостью. Как видно из уравнения (6.5.9), отношение тока ФЭУ к поглощенной дозе зависит от соотношения массовых коэффициентов поглощения  $\gamma$ -квантов люминофором и воздухом, а также от линейного коэффициента ослабления  $\gamma$ -квантов в люминофоре.

При тонком ( $m_z h \ll 1$ ) и воздухоэквивалентном ( $\mu_{e\gamma} = \mu_{e\gamma}$ ) сцинтилляторах ход с жесткостью отсутствует.

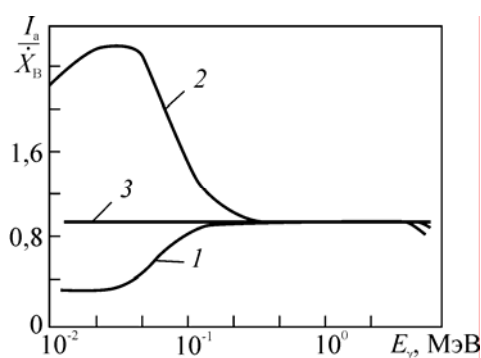
С увеличением толщины сцинтиллятора ход с жесткостью увеличивается, особенно в

области малых энергий. На рис. 6.5.1 показаны графики хода с жесткостью  $\frac{I_a}{X} = f(E_\gamma)$  для кристаллов NaI(Tl) (Zэфф = 50) и антрацена (Zэфф = 5,8). В области малых энергий вероятность фотопоглощения меньше, чем комптоновского рассеяния, поэтому кривые 1 и 2 проходят ниже

уровня  $\frac{I_a}{X} = 1$ . Максимум хода с жесткостью 2 объясняется влиянием фотопоглощения. В то же время у антрацена фотопоглощение сказывается значительно слабее. Более того, при  $E_\gamma > 0,15$  МэВ вероятности фотопоглощения в воздухе и антрацене сближаются по величине, чем и объясняется отсутствие хода с жесткостью у антрацена в этой области.



**Рис. 6.5.1** Ход с жесткостью кристаллов NaI(Tl) (1) и антрацена (2) [18]



**Рис. 6.5.2** Ход с жесткостью кристаллов антрацена (1), хлорантрацена (2) и их смеси (3) (57 % антрацена и 43 % хлорантрацена) толщиной 0,3 мм [18]

Для исправления хода с жесткостью комбинируют два вещества так, чтобы компенсировалось их взаимное влияние в области фотопоглощения. Например, комбинируют органические и неорганические сцинтилляторы, т. е. растворяют люминесцирующее органическое вещество в основном растворителе (*n*-терфенил в бензоле) и смешивают два мелкокристаллических органических сцинтиллятора с различным значением  $Z_{эфф}$ . На рис. 6.5.2 показан ход с жесткостью антрацена (1), хлорантрацена (2) и их смеси (3), состоящей из 57 % антрацена и 43 % хлорантрацена, толщиной 0,3 мм. Для этой смеси почти полностью компенсирован ход с жесткостью.

## 6.5.2. Приборы и средства измерения ионизирующих излучений

Приборы и средства, используемые для измерения или контроля ионизирующих излучений, по функциональному назначению делятся на дозиметрические, радиометрические, спектрометрические, сигнализаторы и многоцелевые приборы (универсальные), блоки детектирования, устройства детектирования.

*Дозиметры* — приборы, измеряющие экспозиционную или поглощенную дозу излучения или мощность этих доз, интенсивность излучения, перенос энергии или передачу энергии объекту, находящемуся в поле излучений.

*Радиометры* — приборы, измеряющие излучения для получения информации об активности нуклида в радиоактивном источнике, удельной, объемной активности, потоке ионизирующих частиц или квантов, радиоактивном загрязнении поверхностей, флюенсе ионизирующих частиц.

*Спектрометры* — приборы, измеряющие распределение ионизирующих излучений по энергии, времени, массе и заряду элементарных частиц и т. д.; по одному и более параметрам, характеризующим поля ионизирующих излучений.

Универсальные приборы совмещают функции дозиметра и радиометра, радиометра и спектрометра и пр. Условные обозначения и краткие технические характеристики средств измерений приведены в [подразделе 6.2.4.](#)

Примеры буквенных обозначений средств измерений:

РЗА — радиометр (радиометрическая установка) поверхностной активности  $\gamma$ -активного радионуклида (радиометр загрязненности поверхностей);

СЕГ — спектрометр (спектрометрическая установка) энергетического распределения  $\gamma$ -излучения;

УДДР — устройство детектирования поглощенной дозы рентгеновского излучения.

*Примечание.* Приборы каждого вида по совокупности технических характеристик и очередности разработок разделяются на типы, которым присваиваются сокращенное обозначение и порядковый номер данного типа (модели) изделия. Номер отделяется от остального буквенного обозначения дефисом. Конструктивная модификация типа (модели) обозначается цифрой, следующей после второго дефиса. После схемной модификации (частичное изменение принципиальной схемы) за номером типа (модели) следуют русские прописные буквы. Например, дозиметр для определения экспозиционной дозы рентгеновского и  $\gamma$ -излучений во втором варианте исполнения, в третьей конструкторской модификации обозначается «Дозиметр экспозиционной дозы ДЭРГ-02-03».

Шкалы радиометрических приборов градуируют следующим образом:

определение активности — **беккерель (кюри)**;

определение плотности потоков излучения — **частиц/(м<sup>2</sup>·с) [частиц/(см<sup>2</sup>·с)]**;

измерение объемной, поверхностной и массовой активностей — соответственно **беккерель/м<sup>3</sup> (кюри/см<sup>3</sup>)**, **беккерель/м<sup>2</sup> (кюри/см<sup>2</sup>)**, **беккерель/кг (кюри/г)**.

С помощью дозиметрических приборов измеряют поглощенную дозу в единицах **грей (рад)**, мощность поглощенной дозы в единицах **Гр/с (рад/с)**, экспозиционную дозу излучения в единицах **Кл/кг (Р)** и мощность экспозиционной дозы рентгеновского и  $\gamma$ -излучений в единицах **Кл/(кг·с)**, **(Р/с)**, а также интенсивности ионизирующего излучения в единицах **Вт/м<sup>2</sup> [МэВ/(см<sup>2</sup>·с)]**.

Подробное описание, а также работа с приборами (в том числе и с приведенными в Приложении II) даны в [15].

### 6.5.3. Обращение с материалами и изделиями, загрязненными радионуклидами

Радиоактивное загрязнение — присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или другом месте в количестве, превышающем уровни, установленные Нормами радиационной безопасности и Основными санитарными правилами.

Материалы и изделия с низкими уровнями содержания радионуклидов допускается использовать в хозяйственной деятельности. Критерием для принятия решения о возможности применения является ожидаемая индивидуальная и коллективная годовые эффективные дозы облучения, которые не должны превышать 10 мкЗв и 1 чел.-Зв соответственно.

Не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых твердых материалов, сырья и изделий, если удельная активность радионуклидов в них менее 0,3 кБк/кг.

Сырье, материалы и изделия с удельной  $\beta$ -активностью от 0,3 до 100 кБк/кг или с удельной  $\alpha$ -активностью от 0,3 до 10 кБк/кг, или с содержанием трансурановых радионуклидов от 0,3 до 1,0 кБк/кг могут ограниченно использоваться только на основании санитарно-эпидемиологического заключения органов санитарно-эпидемиологического надзора (ГСЭН) на определенный вид применения. Эти материалы подлежат обязательному радиационному контролю.

Предназначенные для дальнейшего использования по прямому назначению материалы и изделия, содержащие радиоактивные вещества выше приведенных уровней, подлежат дезактивации. Дезактивацию следует проводить в тех случаях, когда уровень загрязнения материалов может быть снижен до допустимых значений, обеспечивающих их дальнейшее применение.

При загрязнении поверхности порошками и растворами радиоактивных веществ прочность удержания зависит от степени шероховатости и пористости материала поверхности, от дисперсности радиоактивного порошка, от скорости объемной и поверхностной диффузии радиоактивного вещества. Радиоактивное вещество может также вступить в реакции изотопного и ионного обмена с материалом поверхности.

Удержание радионуклидов на металлах имеет обычно сложный характер, включающий электрохимический обмен (выделение на металле катионов элементов, стоящих правее в ряду напряжений), изотопный и ионный обмены, различные адсорбционные процессы.

Во всех случаях загрязнения радионуклидами необходимо установить уровень загрязнения, определить, если это возможно, каким нуклидом (нуклидами) загрязнена поверхность, и произвести дезактивацию, воспользовавшись соответствующими дезактивирующими растворами.

В случае невозможности или нецелесообразности дальнейшего использования материалов, изделий и сырья, содержащих радионуклиды выше приведенных значений, с ними необходимо обращаться как с радиоактивными отходами.

#### **6.5.4. Определение загрязненности поверхностей радиоактивными веществами**

Загрязнения поверхности подразделяются на **неснимаемое (фиксированное)**, при котором радиоактивные вещества не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации, и **снимаемое (нефиксированное)**, при котором радиоактивные вещества переносятся при контакте и удаляются при дезактивации.

Степень загрязненности различных поверхностей радионуклидами оценивают обычно по плотности потока ионизирующих частиц, испускаемых исследуемой поверхностью.

*Плотность потока  $j$*  — число частиц  $dN$ , пересекающих за интервал времени  $dt$  элементарную площадку  $dS$ , расположенную перпендикулярно к направлению излучения. В качестве единицы измерения загрязненности поверхности служит количество частиц, испускаемых единицей поверхности в единицу времени, например частиц  $\times$  мин $^{-1} \times$  см $^{-2}$ .

Дозиметрический контроль загрязнений спецодежды, обуви и тела персонала осуществляется стационарными приборами, размещенными в санпропускнике или саншлюзе, и переносными приборами.

Загрязненность поверхностей помещения и оборудования контролируют переносными приборами и методом мазков, радиоактивность которых измеряют радиометрическими приборами.

##### **Метод мазков**

Для определения снимаемой радиоактивной загрязненности поверхностей транспортных средств, упаковочных контейнеров используют метод мазков. Методом мазков можно также

определить загрязненность поверхностей в тех случаях, когда применение приборов для этой цели затруднительно либо невозможно (например из-за сложной конфигурации поверхностей) или когда непосредственному измерению загрязненности поверхностей  $\beta$ -активными веществами прибором мешает повышенный  $\gamma$ -фон.

Мазком называется снятие радиоактивных веществ с загрязненной поверхности ватным тампоном, марлей или фильтровальной бумагой. Мазки берут сухими или влажными (смоченными кислотой) материалами. Хотя доля снятия радиоактивных веществ с гладкой поверхности мало зависит от материала поверхности и в основном определяется видом мазка и качеством снятия, в каждом конкретном случае коэффициент снятия должен определяться особо из большого числа измерений.

В табл. 6.5.1 приведены средние коэффициенты снятия для различных мазков, взятых с разных материалов (нержавеющая сталь, линолеум, алюминий, метлахская плитка). Эти коэффициенты нельзя применять для поверхностей из пористых материалов типа бетона, кирпича и т. п.

Определение коэффициентов снятия производится следующим образом. Берется несколько образцов исследуемого материала и на них наносится соответствующее радиоактивное вещество с известной удельной поверхностной активностью загрязнения. По методике, изложенной ниже, с каждого образца снимается мазок. Чтобы избежать субъективных ошибок, мазки должны отбирать несколько человек.

Таблица 6.5.1

#### Средние коэффициенты снятия

Метод снятия мазка	Средний коэффициент снятия, %
Фильтровальной бумагой	20
Марлевым тампоном, смоченным водой	60
Марлевым тампоном, увлажненным 1–1,5 н. HNO <sub>3</sub>	90
Последовательно двумя марлевыми тампонами, увлажненными 1–1,5 н. HNO <sub>3</sub> , и затем сухим марлевым тампоном	90–100

Для каждого мазка определяется коэффициент снятия

$$K = \frac{A_m}{A_{\pi}} 100\%$$

где  $A_m$  — полная активность мазка, Ки;  $A_{\pi} = qS_m$  — полная активность протертой поверхности, Бк, при этом  $q$  — удельная поверхностная активность загрязнения, Бк  $\times$  м<sup>-2</sup>, а  $S_m$  — площадь, с которой взят мазок, м<sup>2</sup>.

Затем определяется средний коэффициент

$$K_{\varphi} = \frac{\sum K_i}{n}$$

При *взятии мазков* необходимо обращать внимание на причины радиоактивных загрязнений поверхностей (утечки, пыль и т. д.). Мазки берутся с поверхности площадью 300 см<sup>2</sup>. Если мазок невозможно взять с поверхности в 300 см<sup>2</sup>, его берут с меньшей площади, однако впоследствии загрязненность необходимо пересчитать на единицу поверхности (1 см<sup>2</sup>).



*Взятие мазков увлажненными материалами* производят в тех случаях, когда кислоты не разрушают материал контролируемой поверхности.

Чтобы более тщательно контролировать загрязненность поверхностей, применяют трехкратное взятие мазков. Для этой цели необходимо иметь три тампона — два увлажненных 1–1,5 н.  $\text{HNO}_3$  и один сухой. Поверхность протирают сначала одним влажным тампоном, затем другим, после чего насухо вытирают третьим. Все три тампона сжигают в муфельной печи, после чего активность пепла измеряют на соответствующих установках.

Если контролируются поверхности, загрязненные легко воспламеняющимися веществами, пользоваться этим методом нельзя.

*Активность озоленных мазков* измеряют на соответствующих приборах и установках в лаборатории.

Уровень радиоактивной загрязненности  $j$ , частиц/( $\text{см}^2 \times \text{мин}$ ), поверхности в месте пробоотбора равен

$$\varphi = \frac{A}{KS}, \quad (6.5.10)$$

где  $S$  — площадь, с которой собран мазок,  $\text{см}^2$ ;  $K$  — коэффициент снятия мазка.

Градуировка и проверка коэффициента счета установок и приборов производятся при помощи образцовых излучателей, имеющих спектр излучения, близкий к спектру измеряемых радиоактивных веществ.

## 6.5.5. Загрязненность жидкостей и сыпучих веществ

### 6.5.5.1. Экспрессный метод определения $\beta$ -активности

При дозиметрии  $\beta$ -излучения большую роль играет выбор толщины образца. В тонком слое можно пренебречь потерями, но такой слой не обеспечит заданной статистики, кроме того, при анализе партии образцов, содержащих различные  $\beta$ -активные нуклиды, возникают большие проблемы корректного учета самопоглощения излучения.

Экспрессный метод «толстых» проб получил широкое распространение благодаря своей доступности и высокой производительности. Проба считается «толстой», если ее толщина  $d$  больше четырех-пяти слоев половинного ослабления  $\beta$ -излучения  $D_{1/2}$ :  $d \geq (4, 5) D_{1/2}$ .

При выполнении этого условия всегда «работает» одинаковый слой вещества.

Погрешность определения удельной ( $A_{уд}$ ) или объемной ( $A_{об}$ ) активности велика и достигает  $\pm 50\%$ . При измерении с эталонными источниками относительная погрешность составляет  $\pm 25\%$ .

Для измерения активности этим методом используются радиометры ДП-100, КРК-1, КРВП-ЗАБ, РКБ4-1еМ, БЕТА или их аналоги.

### 6.5.5.2. Метод радиометрии $\beta$ -активности зольных остатков

Радиометрия зольных остатков продукции растительного и животного происхождения широко используется при малых значениях удельной активности проб. При озолении исследуемых материалов нелетучие радионуклиды концентрируются в малых объемах, что значительно упрощает их радиометрию и повышает точность измерений.

Активность исследуемой сырой пробы  $A_{уд}$  определяется по активности зольного остатка  $A_z$  и массе сырой пробы  $m$ .

Чаще всего измерения проводятся сравнительным методом, который предполагает измерение скоростей счета импульсов от эталона и исследуемой зольной пробы в строго одинаковых условиях.

### **6.5.5.3. Радиохимическое определение содержания радионуклидов**

Радиохимические методы являются основными для количественного определения чистых  $\beta$ -излучателей. Суть их заключается в химическом выделении радионуклидов одного вида и последующей радиометрии одним из вышеописанных способов.

Обычно радиохимическая методика определения содержания какого-либо радионуклида включает 5–7 этапов [16].

Основная задача первого этапа — обеспечить возможно более полный перевод анализируемых радионуклидов в растворимое состояние, второго этапа — подготовка пробы.

На втором этапе при переводе пробы в растворимое состояние в пробу добавляются носители (стабильные изотопы анализируемого элемента) или трассеры (радиоактивные метки), необходимые для определения выхода радионуклида на заключительном этапе.

На третьем этапе производится концентрирование радионуклидов.

Четвертый этап — выделение анализируемого радионуклида из смеси.

Подготовка пробы для радиометрии — пятый этап — необходима, для того чтобы либо накопить нужный радионуклид, либо разделить радиоактивные изотопы одного элемента. Например, при анализе пробы на содержание радиоактивного стронция возможны два случая: а) проба содержит радионуклид  $^{90}\text{Sr}$ ; б) проба содержит радионуклиды  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{89}\text{Sr}$ . В первом случае определение  $^{90}\text{Sr}$  проводится по дочернему продукту  $^{90}\text{Y}$  ( $T_{1/2} = 64,1$  ч): сначала ждут 10–14 сут., а затем выделяют иттрий. Если в пробе содержится  $^{89}\text{Sr}$ , то определение  $^{90}\text{Sr}$  проводят так же, как и в первом случае по  $^{90}\text{Y}$ , а  $^{89}\text{Sr}$  определяют после отделения  $^{90}\text{Y}$ , используя различие в энергиях  $\beta$ -излучения  $^{90}\text{Sr}$  ( $E_{\text{макс}} = 0,546$  МэВ) и  $^{89}\text{Sr}$  ( $E_{\text{макс}} = 1,488$  МэВ), а следовательно, и в пробегах  $\beta$ -частиц.

Шестой этап — радиометрия пробы.

Определение выхода — седьмой этап — с использованием носителя или трассера, внесенных на втором этапе.

## **6.5.6. Радиометрия аэрозолей и газов**

### **6.5.6.1. Радиометрия радиоактивных газов**

Измерение концентраций радиоактивных газов (таких как аргон, криптон, ксенон, радон, тритий и др.) основано на счете отдельных  $\beta$ -частиц или фотонов или на измерении ионизационного тока, создаваемого этими частицами. При использовании газоразрядных счетчиков радиоактивный газ можно вводить непосредственно в счетчик, или счетчик частично или полностью погружать в исследуемый газ.

В счетчиках внутреннего наполнения регистрируется каждый акт распада, сопровождающийся испусканием заряженной частицы.

Для радиометрии  $\beta$ -активных газов широко используется складывающийся цилиндрический пробоотборник (например, в аэрозольно-газовом радиометре РВ-4) с торцевым счетчиком, расположенным в центре основания цилиндра. Боковые стенки цилиндра выполнены из полиэтиленовой пленки, натянутой на фиксирующие стальные кольца. Исследуемые пробы

воздуха засасываются в пробоотборник через аэрозольный фильтр в верхнем основании. Концентрация  $c$  газа в камере определяется по формуле

$$c = \frac{kN_{\beta}}{\eta SV}, \quad (6.5.11)$$

где  $k$  — коэффициент, зависящий от выбора единиц;  $N_{\beta}$  — скорость счета  $\beta$ -частиц;  $h$  — градуировочный коэффициент, зависящий от граничной энергии  $\beta$ -частиц  $E_{\beta}$ , толщины входного окна торцевого счетчика и размеров объема с газом (табл. 6.5.2);  $S$  — рабочая площадь входного окна счетчика;  $V$  — объем камеры.

Активность газов в воздухе можно определить с помощью ионизационной камеры с «воздушными» стенками. Такая камера состоит из двух изолированных коаксиальных цилиндров, изготовленных из металлической сетки. Камеры предназначены для измерения концентраций  $\beta$ -активных газов с небольшим пробегом  $\beta$ -частиц. При помещении камеры в  $\beta$ -активный воздух в ней возникает ионизационный ток  $i$ , по которому определяется концентрация:

$$i = 1,6 \cdot 10^{-19} d c V \frac{\bar{E}_{\beta}}{\epsilon}, \quad (6.5.12)$$

где  $d$  — градуировочный коэффициент;  $c$  — концентрация газа, Бк/л;  $V$  — измерительный объем камеры, л;  $\bar{E}_{\beta}$  — средняя энергия  $\beta$ -спектра, МэВ;  $\epsilon$  — средняя энергия ионообразования, равная  $33,5 \cdot 10^{-6}$  МэВ.

Серийно выпускаемыми приборами можно измерять токи около  $5 \cdot 10^{-13}$  А, поэтому минимально контролируемая концентрация трития в воздухе с помощью сетчатой камеры объемом 20 л составляет  $1 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>3</sup> [17], что гораздо больше ДОА (см. табл. 6.5.3).

Для измерения концентрации  $^3\text{H}$  на уровне  $18-1,8 \cdot 10^3$  Бк/м<sup>3</sup> используют жидкие сцинтилляторы, в которые вводят отобранные из воздуха различными способами пробы трития.

Сложность определения иода связана с различием в формах парообразных фракций — элементарный иод, в виде органических соединений (например,  $\text{CH}_3\text{I}$ ) и иодидов ( $\text{IBr}$ ,  $\text{UI}_2$ ), — каждая из которых обладает разной способностью улавливаться на активированном угле и не позволяет применять какой-либо один фильтр.

Таблица 6.5.2

Градуировочный коэффициент ( $h \cdot 10^{-4}$  имп./( $\text{распад} \cdot \text{см}^3$ ))  
 для газонаполненного цилиндра при толщине входного окна  
 торцевого счетчика  $5 \text{ мг/см}^2$  [17]

Радиус цилиндра, см	Высота цилиндра, см	$E_{\beta}$ , МэВ												
		0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0	1,2	1,5	2,0	2,5	3,0
10	20	1,1	1,8	2,8	3,4	3,7	4,1	4,4	4,5	4,8	5,0	5,2	5,3	5,3
15	30	0,7	1,3	1,9	2,4	2,7	3,0	3,3	3,4	3,7	3,9	4,2	4,3	4,3
13	38	0,6	1,0	1,3	1,6	1,8	2,0	2,1	2,3	2,4	2,7	2,8	2,9	2,9
25	50	0,15	0,23	0,31	0,39	0,46	0,53	0,59	0,64	0,70	0,77	0,82	0,85	0,85

Таблица 6.5.3

## Физические параметры радионуклидов, входящих в состав газов

Радионуклид	$T_{1/2}$	Энергия, МэВ (Выход, %)		Тип соединения	ДОА <sub>перс</sub> /ДОА <sub>нас</sub> , Бк/м <sup>3</sup> [19]
		$\beta$ - или $\alpha$ -частицы	$\gamma$ -кванты		
<sup>3</sup> H	12,32 г.	0,0186 (100)	—	Г1	4,4· 10 <sup>5</sup> / 1,9· 10 <sup>3</sup>
				Г2	4,4· 10 <sup>9</sup>
				Г3	4,4· 10 <sup>7</sup>
<sup>14</sup> C	5730 лет	0,156 (100)	—	Г1	1,4· 10 <sup>4</sup> / 55
				Г2	1,3· 10 <sup>6</sup>
				Г3	1,0· 10 <sup>7</sup>
<sup>41</sup> Ar	1,83 ч	1,2 (99); 2,5 (1)	1,294 (99)		— /7,4· 10 <sup>2</sup> [18]
<sup>85</sup> Kr	10,71 г.	0,687 (99,6)	0,514 (0,43)		— /3,7·10 <sup>4</sup> [18]
<sup>131</sup> I	8,021 сут.	0,606 (89,9); 0,334 (7,3); 0,248 (2,1)	0,364 (81,7)	Б	1,1·10 <sup>3</sup> / 7,3
				Г1	4,0·10 <sup>2</sup>
				Г2	5,3·10 <sup>2</sup>
<sup>133</sup> Xe	5,24 сут.	0,35 (99)	0,081 (38)		— /3,7·10 <sup>4</sup> [18]
<sup>222</sup> Rn	3,824 сут.	5,490 (99,9)	0,510 (0,076)		— /12,3 [18]
<sup>220</sup> Rn	55,6 с	6,288 (99,9)	0,550 (0,114)		— /370 [18]

### 6.5.6.2. Радиометрия аэрозолей

Радиоактивные аэрозоли — взвешенные мельчайшие твердые или жидкие частицы в газовой среде — образуются в результате обработки радиоактивных материалов: дробления, растирания, помола, просеивания, кипячения и выпаривания растворов, химического растворения радиоактивных веществ. Источниками аэрозолей служат также ядерные реакторы и ускорители. Состав аэрозолей и приблизительные размеры частиц даны в табл. 6.5.4, а в табл. 6.5.5 приведены ядерно-физические и дозиметрические параметры основных радионуклидов, присутствующих в аэрозолях.

Таблица 6.5.4

**Приблизительные размеры аэрозольных частиц, образующихся в различных производственных процессах**

Источник аэрозолей	Состав аэрозолей	Размеры аэрозольных частиц, см
Добыча урана	UO <sub>2</sub> , U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> , UO <sub>3</sub>	(0,5 ÷ 10) · 10 <sup>-4</sup>
Rn-активный осадок при добыче урана и в природе	Радон, продукты его распада	(0,1 ÷ 4) · 10 <sup>-6</sup>
Ядерные реакторы	<sup>24</sup> Na <sub>2</sub> O, <sup>42</sup> K <sub>2</sub> O, I <sub>2</sub> , <sup>233</sup> UO <sub>2</sub> , <sup>239</sup> PuO <sub>2</sub>	(0,1 ÷ 5) · 10 <sup>-5</sup>

В зависимости от агрегатного состояния различают аэрозоли с твердой дисперсной фазой (пыль различных радиоактивных веществ, дым) и аэрозоли с жидкой дисперсной фазой (пар, туман или аэрозоли конденсации). Свойства аэрозолей зависят от размера их дисперсной фазы. По дисперсности аэрозоли делятся на три группы:

- 1) крупнодисперсные — (неустойчивые) частицы ( $d = 10$  мкм и более) быстро оседают, поэтому находятся в воздухе недолго;
- 2) средней дисперсности — (относительно устойчивые) частицы ( $d = 1, 10$  мкм) медленно оседают в неподвижном воздухе;
- 3) мелкодисперсные — (устойчивые) частицы ( $d < 1$  мкм) движутся подобно молекулам воздуха, при столкновении между собой они укрупняются (коагулируют).

Все существующие методы *радиометрии аэрозолей* основаны на предварительном извлечении их каким-либо способом из воздуха и последующем измерении в концентрированном виде.

Как правило, установка, предназначенная для определения концентрации радиоактивных аэрозолей, состоит из следующих основных узлов: фильтра, устройства для прокачивания воздуха, детектора и счетной установки оценки радиоактивности, накопившейся на фильтре.

Концентрацию радиоактивных аэрозолей  $Q$ , Бк/м<sup>3</sup>, в воздухе, прокачиваемом через фильтр, можно рассчитать по формуле (для долгоживущих аэрозолей)

$$Q = \frac{N_{\text{эт}}}{N_{\text{ф}} \eta V}, \quad (6.5.13)$$

где  $N$ ,  $N_{\text{эт}}$  — число импульсов в секунду за вычетом фона при измерении активности фильтра и при измерении эталонного источника соответственно;  $A_{\text{эт}}$  — активность эталонного источника, Бк;  $\eta$  — эффективность фильтра;  $V$  — объем прокачиваемого воздуха, м<sup>3</sup>.

Для осаждения аэрозолей применяют картоны, волокнистые фильтры (стекловолокно с диаметром волокон 2–3 мкм), ткани из ультратонких волокон перхлорвинила (ФПП), ацетилцеллюлозы (ФПА), электрофильтры и инерционные осадители, а также жидкостный метод улавливания.

Качество фильтра определяется его эффективностью:

$$\eta = \frac{A_0 - A_h}{A_0}, \quad (6.5.14)$$

где  $A_0$  и  $A_h$  — концентрация аэрозолей до фильтра и после фильтра толщиной  $h$ .

Эффективность осаждения аэрозольных частиц фильтром зависит от скорости прокачки воздуха. Мелкие частицы осаждаются тем эффективней, чем ниже скорость прокачки. Поэтому улавливающую способность фильтра характеризуют не его эффективностью, а *проскоком*  $\epsilon$  по соотношению  $\epsilon = 1 - \eta$ . Например, если скорость прокачки фильтра ФПП-15 (табл. 6.5.6) уменьшить до 0,05 л/мин · см<sup>2</sup>, то проскок не превысит 0,01 %, т. е. эффективность в этом случае составит 99,9 %.

Осаждение аэрозолей по глубине фильтра в основном происходит по экспоненциальному закону. Однако в фильтре БФ осаждение происходит в основном на лобовой поверхности фильтра.

Поглощение  $\alpha$  –излучения аэрозолей в фильтре при регистрации составляет » 20 %.

Таблица 6.5.5

## Физические параметры радионуклидов, входящих в состав аэрозолей

Радионуклид	$T_{1/2}$	Энергия, МэВ (Выход, %)		Тип соединения	ДОА <sub>перс</sub> /ДОА <sub>нас</sub> , Бк/м <sup>3</sup> [19]
		$\beta$ – или $\alpha$ –частицы	$\gamma$ –кванты		
<sup>24</sup> Na	15,02 ч	1,389 (100)	2,754 (100); 1,368 (100)		
<sup>42</sup> K	12,360 ч	3,520 (82,1); 1,995 (17,6)	1,525 (18); 0,313 (0,33)		
<sup>89</sup> Sr	50,50 сут.	1,489 (100)	—	Б	$8.0 \cdot 10^3 / 1.9 \cdot 10^1$
				М	$1.1 \cdot 10^3$
<sup>90</sup> Sr	28,5 г.	0,546 (100)	—	Б	$3.3 \cdot 10^2 / 2,7$
				М	$5.31 \cdot 10^1$
<sup>91</sup> Y	58,51 сут.	1,545 (99,7)	1,205 (0,3); 1,480 (0,17)	П	$1.2 \cdot 10^3 / 1.4 \cdot 10^1$
				М	$9.5 \cdot 10^2$
<sup>137</sup> Cs	30,174 г.	1,173 (5,3); 0,512 (95)	0,662 (85)	П	$1.7 \cdot 10^3 / 2.7 \cdot 10^1$
<sup>140</sup> Ba	12,78 сут.	0,453 (20); 0,567 (7,9)	0,53 (23,8)	Б	$8.0 \cdot 10^3 / 2.2 \cdot 10^1$
<sup>210</sup> Po	138,38 сут.	5,298 (100)	0,802 (1,06 · 10 <sup>-3</sup> )	Б	$1.3 \cdot 10^1 / 3.4 \cdot 10^{-2}$
				П	2,7
<sup>226</sup> Ra	1600 лет	4,602 (5,55); 4,78 (94,4)	0,352 (39,3); 0,609 (48,4)	П	$2.5 / 3.0 \cdot 10^{-2}$
<sup>233</sup> U	1.592 · 10 <sup>5</sup> лет	4,824 (82,7); 4,783 (14,9)	0,042– 0,099		
<sup>234</sup> U	2.45 · 10 <sup>5</sup> лет	4,777 (72); 4,723 (28)	0,050– 0,117		
<sup>235</sup> U	7,037 · 10 <sup>8</sup> лет	4,397 (57); 4,367 (18)	0,096 (15); 0,186 (57,2)		
<sup>238</sup> U	4,468 · 10 <sup>9</sup> лет	4,196 (76,8); 4,149 (22,9)	0,050 (0,07)		
<sup>239</sup> Pu	24065 лет	5,105 (10,7); 5,143 (15,1); 5,155 (73,3)	—	П	$3.2 \cdot 10^{-2} / 2.5 \cdot 10^{-3}$
				М	$5.3 \cdot 10^{-1}$



## Характеристики фильтрующих тканей

Марка фильтра	Максимальная скорость фильтрации, л/(мин·см <sup>2</sup> )	Перепад давления, мм рт. ст.	Коэффициент проскока по масляному туману, %	Вес фильтра, мг/см <sup>2</sup>	Область применения
БФ	10,7– 11,4	40– 50	0,1	1,8	Для очистки воздуха от твердых радиоактивных частиц
ФПП-5	10,7– 11,4	40– 50	0,1	2,6	
ФПП-15	12,1– 12,8	10– 15	8,2	1,7	Для очистки воздуха от твердых радиоактивных частиц
ФПП-25	12,1– 12,8	10– 15	8,1	2,4	Для очистки воздуха от жидких радиоактивных частиц
АФА	до 1020	до 12			Обеспечивают улавливание почти всех частиц независимо от их размера

\* 1 мм рт. ст. = 133,3 Па.

Основные недостатки **мембранных** (волоконистых) фильтров:

- малая скорость прокачивания воздуха через фильтр — требуется несколько часов, чтобы прокачать пробы воздуха для сравнения концентрации радиоактивных аэрозолей, содержащихся в воздухе, с допустимым значением;
- сложность определения абсолютной активности фильтра, которая снижается с увеличением скорости прокачивания воздуха и зависит от дисперсности аэрозолей;
- трудность определения абсолютной активности фильтра вследствие сложности учета поправки на самопоглощение  $\alpha$  – и  $\beta$  –частиц в слое фильтра.

Принцип работы **электрофильтров** заключается в том, что частицам аэрозолей сообщается заряд одного знака, а затем ионы собираются на электроде-мишени.

Преимущества электрофильтров:

- малое динамическое сопротивление фильтра, что позволяет проводить быстрый отбор пробы (в течение нескольких минут) со скоростью прокачки до 25 л/с;
- быстрота смены мишеней;
- эффективность практически мало зависит от дисперсности аэрозольных частиц;
- радиоактивные аэрозоли осаждаются на мишень тонким слоем, что позволяет проводить измерение активности с большой точностью.

Недостатки электрофильтров:

- большая масса трансформаторов, предназначенных для получения высокого напряжения с достаточной силой тока;

- усложнение аппаратуры и ее обслуживания в связи с высоким напряжением на электродах электрофильтра;
- незначительный проскок мелкодисперсных аэрозолей, что снижает эффективность;
- резкое снижение эффективности с увеличением влажности.

**Жидкостный метод улавливания радиоактивных аэрозолей** целесообразно использовать в том случае, если радиоактивные аэрозоли растворяются в применяемых жидкостях (например, 10 %  $\text{HNO}_3$  или 10 %  $\text{NaOH}$  и др.) или имеют химическое средство с ними.

Скорость барботажа (пропускание газа через слой жидкости) очищаемого воздуха не должна превышать 0,6–0,9 м<sup>3</sup>/ч, в противном случае аэрозоли вместе с пузырьками воздуха будут проходить через жидкость, не контактируя с ней. При большей скорости также возрастает динамическое сопротивление. Эффективность жидкостного фильтра 30–50 %.

Для определения концентрации аэрозолей в воздухе собирают 2 мл использованной жидкости и равномерно наносят на бумажный фильтр или мишень. После просушки пробы определяют активность по  $\alpha$  – или  $\beta$  –излучению на радиометрической установке.

Жидкостный метод определения концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе менее эффективен, чем другие методы.

Для осаждения аэрозолей из воздуха применяется **инерционное осаждение**.

Четырехкаскадный инерционный осадитель (импактор) содержит следующие узлы: блок жиклеров (калиброванное отверстие для подачи воздуха); осадительные мишени, располагающиеся перед выходом каждого жиклера в плоскости, перпендикулярной выходящему из жиклера потоку воздуха; фильтр на выходе каскада.

Направление скорости воздушного потока при прохождении через щель, образованную жиклером и мишенью, резко изменяется, аэрозольные же частицы, продолжая двигаться в первоначальном направлении, встречают на своем пути мишень и осаждаются на ней. Через второй жиклер (меньшего размера) воздух проходит с большей скоростью, и на мишени осаждаются более мелкие частицы, чем на предыдущей мишени. На последующих мишенях осаждаются еще более мелкие частицы. На выходе устройства устанавливают волокнистый фильтр для задержания мелких фракций. Для повышения эффективности осадительные мишени покрывают тонким слоем вазелина или липкой лентой. Такой импактор позволяет осуществить сепарацию частиц по пяти группам 0,2–20 мкм.

Импакторы имеют высокую эффективность по осаждению крупнодисперсных аэрозолей и низкую — по осаждению мелкодисперсных.

Преимущество инерционных осадителей состоит в простоте конструкции, высокой производительности, возможности разделения аэрозолей по степени дисперсности.

Их недостаток — низкая эффективность по осаждению мелкодисперсных аэрозолей, зависимость эффективности от температуры и влажности окружающей среды.

### **6.5.7. Индивидуальный дозиметрический контроль**

Контроль с использованием индивидуальных дозиметров обязателен для персонала группы А. Индивидуальный контроль персонала в зависимости от характера работ включает:

радиометрический контроль за загрязненностью кожных покровов и средств индивидуальной защиты;

контроль за характером, динамикой и уровнями поступления радиоактивных веществ в организм с использованием методов прямой и косвенной радиометрии;

контроль за дозами внешнего  $\beta$ -,  $\gamma$ - и рентгеновского излучений, а также нейтронов с использованием индивидуальных дозиметров или расчетным путем.

По результатам радиационного контроля должны быть рассчитаны значения эффективных доз у персонала, а при необходимости — определены и значения эквивалентных доз облучения отдельных органов.

Вклад природных источников излучения в облучение персонала в производственных условиях должен контролироваться и учитываться при оценке доз в том случае, когда он превышает 1 мЗв в год [3].

Дозиметры индивидуального контроля состоят из детектора и измерительного пульта с блоком питания (зарядным устройством).

Основные характеристики индивидуальных дозиметров:

**фединг** — спад показаний во времени

**ход с жесткостью** — характер изменения чувствительности детектора от энергии фотонов — обусловлен разной зависимостью от энергии фотонов коэффициентов линейной передачи энергии  $m$  в стенке и рабочем материале детектора, т. е. при одинаковых экспозиционных дозах показания детектора будут зависеть от энергии излучения. Для компенсации хода с жесткостью применяют выравнивающие фильтры, либо как в сцинтилляционных детекторах комбинируют два вещества так, чтобы скомпенсировать их взаимное влияние в области фотопоглощения (см. подраздел 6.5.1);

**диапазон энергий излучения;**

**вид регистрируемого излучения;**

**тип первичного преобразователя.**

#### *6.5.7.1. Основные методы индивидуальной дозиметрии*

**Ионизационный метод** основан на измерении ионизации в газе, наполняющем регистрирующий прибор (подробнее см. в подразделе 6.2.2). Используются как ионизационные камеры, недостатком которых является низкая чувствительность, так и газоразрядные счетчики — одни из наиболее чувствительных детекторов в дозиметрии фотонного излучения.

**Радиофотолюминесцентный метод (РФЛ)** — под действием излучения в люминофоре создаются центры фотолюминесценции, содержащие атомы и ионы серебра. Освещение РФЛ ультрафиолетовым светом вызывает видимую люминесценцию. Линейность показаний от дозы сохраняется до 10 Гр. Метафосфатные РФЛ-детекторы, содержащие серебро, алюминий, фосфор, кислород, литий и другие примеси, имеют довольно высокий эффективный номер (12,6– 17,9) и поэтому большой ход с жесткостью (от 4 до 11 раз соответственно) в диапазоне 50 кэВ– 1 МэВ.

**Термолюминесцентный метод (ТЛД)** основан на испускании света при нагревании предварительно облученного неорганического кристалла (термолюминофора). Наибольшее распространение получили дозиметры на основе LiF и CaF<sub>2</sub>, так как они относятся к самым чувствительным дозиметрам, дозиметрическая характеристика их линейна в диапазоне 10–3<sup>7</sup>– 10<sup>4</sup> сГр соответственно, ход с жесткостью выравняется фильтрами, фединг почти отсутствует. Для сдвига  $t_{max}$  на КТВ к 200 ° С LiF активируется Mg, а для повышения выхода люминесценции соактивируется одним из элементов Al, Ca, Ti, Cu.

**Фотографический метод** ([подробнее см. подраздел 6.2.5.2](#)) используется для контроля дозы рентгеновского,  $\gamma$ -,  $\beta$ - и нейтронного излучений. Химически обработанная пленка имеет прозрачные и почерневшие участки под воздействием излучения. Между степенью почернения  $S$  и экспозиционной дозой  $X$  имеется связь (сенситометрическая характеристика эмульсии  $S = f(\lg X)$ ).

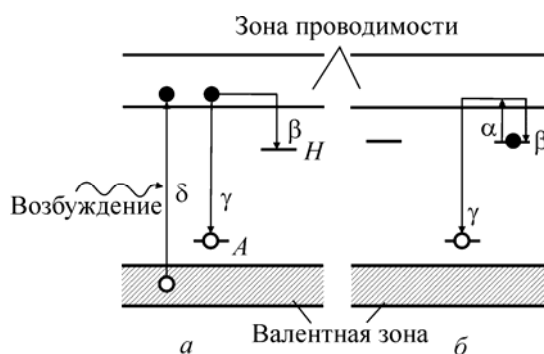
Поскольку бромистое серебро и наполнитель — не воздухоэквивалентные материалы, то степень почернения при одинаковых экспозиционных дозах  $X$  зависит от энергии излучения.

Достоинства и недостатки методов индивидуальной дозиметрии сопоставлены в табл. 6.5.7, а их основные характеристики и параметры приведены в табл. 6.5.8.

### 6.5.7.2. Принцип метода ТЛД

Метод ТЛД основан на том, что некоторые неорганические вещества с введенными в них посторонними атомами (так называемые запасующие кристаллофосфоры) после возбуждения ионизирующим излучением при нагревании испускают свет. На рис. 6.5.3 показана модель бимолекулярного механизма реакции термолюминесценции. При возбуждении кристаллофосфора ионизирующим излучением в нем образуются свободные электроны и дырки, которые запасаются в дефектных местах — центрах захвата — и при комнатной температуре сохраняются длительное время.

Локализованные на центрах захвата носители заряда можно освободить различными способами. Одним из них является нагревание кристалла. При этом происходит термическое освобождение носителей заряда с центров захвата и наблюдается рекомбинационное свечение — термолюминесценция. Интенсивность ТЛ в начале нагрева растет, так как с ростом температуры увеличивается число электронов, освобожденных из ловушек и переходящих в зону проводимости. При определенной температуре интенсивность люминесценции достигает максимума и при дальнейшем нагревании снижается, что связано с истощением запаса захваченных электронов.



**Рис. 6.5.3.** Зонная энергетическая схема процесса термолюминесценции [20]:

- а) возбуждение, прямая рекомбинация с испусканием света и запасание энергии;
- б) термостимулированное высвобождение запасенной энергии с испусканием света (термолюминесценция):  
 черный кружок — электрон ; белый кружок — дырка;  
 А — уровень активатора; Н — центр захвата (ловушка);  
 d — возбуждение; b — захват электрона в ловушку;  
 a — термическое высвобождение;  
 g — излучательная рекомбинация

Таблица 6.5.7

## Сравнительная характеристика методов, используемых в индивидуальной дозиметрии

Метод	Достоинства	Недостатки
Ионизационный	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Низкая стоимость, простота, доступность детектора и вспомогательного оборудования;</li> <li>2. Оперативность получения информации, прямой отсчет дозы в некоторых моделях;</li> <li>3. Высокая чувствительность</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Значительная энергетическая зависимость большинства моделей (большой ход с жесткостью);</li> <li>2. Узкий диапазон измеряемых доз;</li> <li>3. Большая потеря информации за счет саморазряда;</li> <li>4. Зависимость показаний от мощности дозы;</li> <li>5. Отсутствие возможности измерения доз <math>\beta</math> –излучения и нейтронов</li> </ol>
Фотографический	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Низкая стоимость детектора и аппаратуры;</li> <li>2. Документальность;</li> <li>3. Возможность регистрации <math>\beta</math> – и <math>\gamma</math> –излучений, тепловых и быстрых нейтронов;</li> <li>4. Возможность получения информации о качестве излучения, об умышленном облучении</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Большая энергетическая зависимость;</li> <li>2. Узкий диапазон измеряемых доз;</li> <li>3. Сравнительно большая погрешность измерения;</li> <li>4. Относительная сложность и трудоемкость обработки детектора, требующей стандартных условий;</li> <li>5. Значительное влияние параметров окружающей среды;</li> <li>6. Необходимость постоянно расходовать материалы</li> </ol>
Радиофотолюминесцентный (РФЛ)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Широкий диапазон измеряемых доз;</li> <li>2. Длительное хранение информации;</li> <li>3. Возможность повторного измерения дозы;</li> <li>4. Высокая чувствительность;</li> <li>5. Сравнительно небольшая погрешность измерения</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Значительная энергетическая зависимость;</li> <li>2. Большая чувствительность к загрязнениям поверхности детектора</li> </ol>

Термолюминесцентный (ТЛД)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Широкий диапазон измерения;</li> <li>2. Высокая чувствительность;</li> <li>3. Отсутствие зависимости показаний от мощности дозы;</li> <li>4. Сравнительно небольшая энергетическая зависимость;</li> <li>5. Длительное хранение информации;</li> <li>6. Возможность повторного применения детекторов;</li> <li>7. Отсутствие зависимости от параметров окружающей среды;</li> <li>8. Автономность, малые размеры детекторов;</li> <li>9. Универсальность, позволяющая применять дозиметр в разных областях дозиметрии для регистрации <math>\beta</math>-, <math>\gamma</math>- и рентгеновских излучений;</li> <li>10. Возможность полной автоматизации процесса измерения, записи показаний и передачи их в ЭВМ</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. Изменение чувствительности детекторов к излучению;</li> <li>2. Сложность аппаратуры;</li> <li>3. Высокая начальная стоимость;</li> <li>4. Потеря информации после считывания</li> </ol>
---------------------------	--	---

Таблица 6.5.8

Сопоставление основных методов, применяемых в индивидуальной дозиметрии [20]

Дозиметрический параметр	Радиофотолюминесцентный	Термолюминесцентный на основе LiF	Фотопленочный	Ионизационный
Нижний предел измерения, мГр	0,1	0,1	0,5	0,05
Верхний предел измерения, Гр	$10^2$	$10^3$	1	2
Энергетическая зависимость (детектор без фильтра)	7	1,35	10–12	1,1
Область измеряемых энергий квантового излучения (детектор с фильтром)	(40 кэВ–3 МэВ) $\pm 20\%$	(30 кэВ– 3 МэВ) $\pm 15\%$	(100 кэВ– 3 МэВ) $\pm (20 \div 40\%)$	(50 кэВ–2 МэВ) $\pm 15\%$

Дозиметрический параметр	Радиофотолуминесцентный	Термолуминесцентный на основе LiF	Фотопленочный	Ионизационный
Потеря информации	1 % за 6 мес.	< 5 % за 1 г.	10 % за мес.	3 % за 24 ч
Минимальные размеры детектора без упаковки, мм	8 ´ 8 ´ 4,7, фильтр	10, можно варьировать в широких пределах	2,5 ´ 3,5, несколько фильтров	150 ´ 20 ´ 20, с кожухом-фильтром
Срок хранения до облучения	Не ограничен	Не ограничен	1–2 г.	Не ограничен
Влияние внешнее, искажающее показания	Нагрев до 500 ° С, интенсивное освещение, загрязнение детектора, влажность	Нагрев > 80 ° С, загрязнение детектора	Нагрев до 40 ° С, влажность, освещение	Влажность, механическое воздействие
Возможность утраты информации при соблюдении правил эксплуатации	Отсутствует	При неисправности измерительной системы	При засвечивании, погрешностях при проявлении пленки, влажности и тропической жаре	При неисправной измерительной системе
Время снятия показаний	10 мин	1 мин	1 ч	1 мин
Повторное снятие показаний с однократно облученного детектора	Возможно	Возможно только на специальных установках	Возможно	Невозможно
Способ подготовки к повторному использованию	Отжиг при 400 ° С	Термообработка	Невозможно	Зарядка

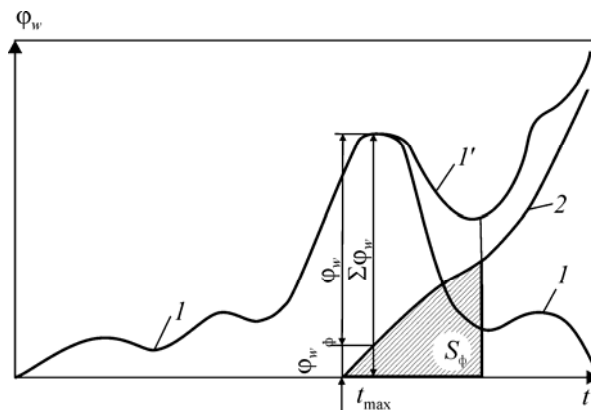


Рис. 6.5.4. Кривая термовысвечивания (КТВ) [18]

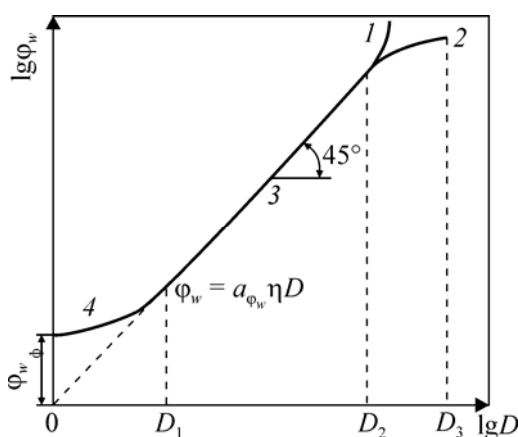


Рис. 6.5.5. Дозовая характеристика [18]

Кривая зависимости интенсивности люминесценции от температуры (или времени), наблюдаемая при нагревании кристаллофосфоров, называется кривой термического высвечивания (КТВ). На рис. 6.5.4 приведен пример такой кривой термовысвечивания. Форму КТВ определяют термическое освобождение носителей заряда и опустошение ловушек. Если у кристаллофосфора несколько типов ловушек, КТВ состоит из нескольких пиков, с чем и приходится сталкиваться обычно в реальных условиях. Для ТЛД пригодны те кристаллофосфоры, у которых интенсивность одного — главного максимума значительно выше остальных (кривая 1 на рис. 6.5.4; кривая 2 объясняется тепловым свечением).

Светосумма, определяемая по площади под КТВ (площадь  $S_c = \int \varphi_w(t) dt$ , ограниченная кривой 1-1 и осью абсцисс), и интенсивность термолюминесценции в максимуме  $\varphi_{\omega_{\max}}(t_{\max})$  пропорциональны поглощенной дозе, что является основой метода ТЛД. Действительно, если энергетический выход термолюминесценции  $h$  определяется соотношением

$$\eta = \frac{E_{\Phi}}{E_{\pi}} = \frac{E_{\Phi}}{mD}, \quad (6.5.15)$$

где  $E_{\Phi}$  — энергия, высвечиваемая фосфором;  $E_{\pi}$  — энергия, поглощенная фосфором;  $m$  — масса фосфора;  $D$  — поглощенная доза фосфором, то дозовая характеристика имеет вид:

$$S_c = a_s D h \quad \text{или} \quad \varphi_{\omega} = a_{\varphi_{\omega}} \eta D, \quad (6.5.16)$$



где  $a_s, a_{\varphi_w}$  — постоянные коэффициенты;  $S_c$  — интегральная светосумма свечения;  $j_w$  — максимальная интенсивность термопика.

Для измерений используют оба параметра КТВ: светосумму  $S_c$  (интегральный метод) и высоту пика  $j_w$  (пиковый метод). На фоне теплового излучения и темнового тока легче выделить  $M$ , чем  $S_c$ , вследствие чего пиковый метод имеет преимущества перед интегральным при измерении малых доз. Погрешность метода 8 %. Кроме того, возможность выбора для измерения достаточно высокотемпературных пиков позволяет длительно сохранять дозиметрическую информацию без существенных потерь.

Дозовую характеристику (рис. 6.5.5) можно разделить на: участок линейной зависимости 3 ( $D1-D2$ ) протяженностью от нескольких микрогреев до 104 сантигреев; участок насыщения 2 или участок нелинейности 1 ( $D2-D3$ ); участок фонового свечения 4 ( $OD1$ ). На участке 1 наблюдается зависимость более высокого порядка, чем линейная. Он характерен для фосфоров (например, LiF), у которых верхний предел линейного участка оканчивается при 10 сГр. Нелинейный ход дозовой характеристики на участке 1 при больших дозах объясняется радиационными дефектами кристалла LiF, возникающими при интенсивном облучении и вызывающими усиление свечения. Эти дефекты исчезают полностью после длительного прогрева кристалла свыше 350 °С. Участок 4 характеризует не ионизирующее излучение, а люминесценцию, обусловленную тепловым свечением, дневным светом, химическими реакциями и т. п. Тогда светосумма будет равна (см. рис. 6.5.4)

$$\left. \begin{aligned} \sum S &= S_c + S_{\Phi} = \int \varphi_w(t) dt + \int \varphi_{w_0}(t) dt \\ \text{или} \\ \sum \varphi_w &= \varphi_w + \varphi_{w_0} \end{aligned} \right\} (6.5.17)$$

Для ТЛД отбирают фосфоры, удовлетворяющие следующим требованиям [18]:

химическая стойкость на воздухе и при нагревании до температуры свыше 300 °С;

форма КТВ и параметры  $h$  и  $q_w$  не должны изменяться при многократном использовании и длительном хранении;

высокая чувствительность в широком диапазоне измерения доз от  $10^3$  до  $10^6$  сГр;

независимость показаний от мощности дозы; тканезэквивалентность для  $\gamma$ -излучения и др.

Этим требованиям в наибольшей степени удовлетворяют кристаллы: LiF—Mg, Tl, CaF<sub>2</sub>—Mn; Li<sub>2</sub>B<sub>4</sub>O<sub>7</sub>—Mn; CaSO<sub>4</sub>—Dy и алюмофосфатные стекла ИС-7 (см. табл. 6.5.9). Эти кристаллофосфоры выделяются среди многочисленных термолюминофоров тем, что под действием ионизирующего излучения возбуждаются с высоким выходом термолюминесценции и обладают хорошей способностью к накоплению энергии.

Для дозиметрии рентгеновского и  $\gamma$ -излучений обычно используют кристаллофосфоры на основе LiF. Эффективный атомный номер LiF  $Z_{\text{эф}} = 8,3$ , что лишь на 7,5 % выше, чем у воздуха, вследствие чего он обладает сравнительно небольшой энергетической зависимостью. К преимуществам LiF можно отнести незначительные потери дозиметрической информации при пиковом методе измерения, отсутствие чувствительности к свету, технологичность, позволяющую получить детекторы разнообразных форм.

Таблица 6.5.9

**Основные метрологические параметры термолюминесцентных дозиметрических комплектов [20]**

Тип измерительного устройства	Тип детектора	Диапазон измерения, Р	Погрешность, %
КДТ-1 (Россия)	LiF	1–10 <sup>4</sup>	±25
КДТ-02 (Россия)	LiF, CaF <sub>2</sub>	0,1–10 <sup>4</sup>	±20
ТЕЛДЕ (Россия)	LiF	0,01–10 <sup>5</sup>	±40 до 100 мР
			±20 свыше 100мР
ИКС–А, Г (Россия)	Стекло ИС-7	0,5–10 <sup>3</sup>	±30
ТЛД-103 (Болгария)	CaF <sub>2</sub>	0,1–10 <sup>3</sup>	±20
Victoreen-2800 (США)	LiF	0,001–3·10 <sup>3</sup>	±3 при 1 Р
	CaF <sub>2</sub>	0,01–6·10 <sup>3</sup>	±20 при 0,1 Р
	Bulb	0,005–6·10 <sup>3</sup>	±2
Victoreen-2810 (США)	LiF, CaF <sub>2</sub>	0,001–10 <sup>5</sup>	±1 при 1 Р
TOLEDQ-654 (Великобритания)	LiF	До 10 <sup>5</sup>	2–5
	CaSO <sub>4</sub>	До 10 <sup>4</sup>	3–5
	Li <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>	До 10 <sup>5</sup>	2– 4
Harshaw-2000	LiF	0,01– 3· 10 <sup>5</sup>	±3 при 1 Р
	CaF <sub>2</sub> (Mn)	0,001– 10 <sup>6</sup>	
	Li <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>	0,05– 10 <sup>6</sup>	
	CaSO <sub>4</sub>	10–6 <sup>-</sup> 10 <sup>4</sup>	
TLD-048 (Венгрия)	LiF, порошок	5·10–3 <sup>-</sup> 10 <sup>4</sup>	±2при 0,5Р
	CaSO <sub>4</sub> в тефлоне	5 × 10–4 <sup>-</sup> 10 <sup>4</sup>	±6 при 0,05 Р
	BeO	0,5– 10 <sup>5</sup>	±2 при 1 Р
Harsliaw-2271 (США)	LiF	0,01– 10 <sup>4</sup>	±15 при 20 мР
			±10 при 1Р
TELEDYNE-1313A (США)	Li <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>	0,01–10 <sup>3</sup>	±8 при 20мР
			±5 при 1Р
		0,1– 10 <sup>5</sup>	±15 при 100 мР
			±6 при 1Р
TELEDYNE-9100 (США)	CaSO <sub>4</sub> в тефлоне	0,01–10 <sup>4</sup>	±5 при 20 мР
TLB-750 (ПНР)	LiF	0,01–10 <sup>4</sup>	—

Таблица 6.5.10

### Устройства для измерения индивидуальных доз облучения

Перечисленные в таблице приборы и устройства внесены в Государственный реестр средств измерения РФ.

Наименование прибора	Основные параметры
Персональные дозиметры PM-1102; -1103; -1203	Измерение ЭД и МЭД $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий от 0,060 до 1,5 МэВ. PM-1102 (РДМ-2) — измерение МЭД в диапазоне 0,1–10,0 мкЗв/ч. PM-1103 — измерение ЭД в диапазоне измерения 1,0–3000 мкЗв/ч. PM-1203 — измерение МЭД в диапазоне измерения 0,1–22,95 мкЗв/ч; измерение ЭД в диапазоне измерения 1,0–4095 мкЗв/ч. Все дозиметры имеют цифровую индикацию. Масса дозиметра — 0,1 кг
Электронный прямопоказывающий дозиметр ДИН-01 — элемент системы электронной индивидуальной дозиметрии	Фотонное излучение (0,02–10 МэВ). Сцинтилляционный (тканезквивалентный полистирол с добавками тяжелых металлов) детектор 8 ´ 10 мм. МЭД непрерывного $\gamma$ -излучения 0,5–10 <sup>7</sup> мкЗв/ч. МЭД импульсного $\gamma$ -излучения 1–10 <sup>7</sup> мкЗв/ч. Габариты, масса — 100 ´ 60 ´ 15 мм, 150 г
Устройство дозиметрическое УД-01 (5 дозиметров ДЭГ-08)	Измерение ЭД (0,01–9999 Р) $\gamma$ -излучения (0,08–3,0 МэВ), сигнализация о превышении установленного уровня. Габариты, масса дозиметра — 194 ´ 95 ´ 40 мм, 0,54 кг. Габариты, масса зарядного устройства — 435 ´ 280 ´ 215 мм, 21 кг
Системный дозиметр $\gamma$ -излучения ДКГ-04Д (брызгозащищенный корпус с клипсой)	Оперативный индивидуальный дозиметрический контроль в системе учета индивидуальных доз персонала предприятий со звуковой и световой сигнализацией превышения устанавливаемых порогов по дозе (0,2–100 мЗв) и мощности дозы (0,001–100 мЗв/ч). Энергетический диапазон $\gamma$ -квантов — 0,05– 3 МэВ. Диапазон измерения: дозы 1–10 <sup>8</sup> мкЗв мощности дозы 1–10 <sup>7</sup> мкЗв/ч. Время измерения мощности дозы 1– 255 с. Размеры, мм, масса — 90 ´ 65 ´ 21, 200 г. Размер считывателя, мм — 120 ´ 70 ´ 60
Цифровой индивидуальный дозиметр ДКГ-01 «Лотос-6»	Предназначен для контроля за мощностью дозы (0,001–30 мЗв/ч) — по вызову «МД» и накопленной дозой (0,01–1500 мЗв) — по вызову «Д» $\gamma$ -излучения на рабочих местах персонала. Время непрерывной работы не менее 720 ч. Габариты, масса — 90 ´ 55 ´ 20 мм, 120 г
Цифровой индивидуальный дозиметр ДКГ-02 «Лотос-7»	Предназначен для контроля за мощностью дозы (0,0001–3,0 мЗв/ч) — по вызову «МД» и накопленной дозой (0,1–300 мЗв) — по вызову «Д» $\gamma$ -излучения на рабочих местах персонала, в частности, при ликвидации последствий радиационных аварий. Время непрерывной работы не менее 720 ч. Габариты, масса — 90 ´ 55 ´ 20 мм без клипсы, 100 г
Карманный дозиметр	Измерение МЭД (0,1–10 <sup>4</sup> мкЗв/ч) индивидуальной

Наименование прибора	Основные параметры
$\gamma$ –излучения DG-101	накопленной дозы (0,1–10 <sup>4</sup> мкЗв) фотонного излучения (0,08–6 МэВ). Детектор полупроводниковый. Габариты, масса — 140 ´ 34 ´ 14 мм, » 150 г
Персональный дозиметр с кремниевым полупроводниковым детектором RAD 51S, RAD-52S	Измерение МЭД $\gamma$ –излучения
Персональный дозиметр с кремниевым полупроводниковым детектором ДКР-04	Измерение МЭД рентгеновского излучения
Цифровой индивидуальный дозиметр ДКГ-АТ2503 (детектор СБМ-21)	Измерение ЭД (1 мкЗв–10 Зв; 100 мкР– 1000Р) и МЭД (1 мкЗв/ч– 1 Зв/ч) рентгеновского и $\gamma$ –излучения в диапазоне энергий 0,05– 3 МэВ, максимальная накопленная доза 100 Зв; 10000 Р. Габариты, масса — 85 ´ 46 ´ 16 мм, 70 г
<i>Индивидуальные непрямопоказывающие дозиметры</i>	
ДВГ-АТ2501, ДВГ-АТ2502	Модификация дозиметра ДКГ-АТ2503 (без кнопки управления и ЖКД), предназначены для измерения накопленной ЭД и могут использоваться только в составе системы дозиметрического контроля СДК-АТ-21
Измеритель поглощенной дозы ФЛЮОРАД-ДРГ-711-РФЛ	Диапазон измерения — 0,01– 1000 рад, энергетический диапазон — 60 кэВ– 3,5 МэВ, время считывания дозы с одного дозиметра — 1 мин. Габаритные размеры, масса: дозиметр — 40 ´ 25 ´ 10 мм, 25 г; считывающее устройство — 400 ´ 380 ´ 110 мм, 12 кг
КИД-08С Комплект термолюминесцентных дозиметров	Измерение в диапазоне: ПД $\gamma$ –излучения мягкой ткани 0,05– 1500 сГр; ПД $\beta$ –излучения 10– 3000 сГр
Фотодозиметр ИФКУ-1	Измерение ЭД: $\beta$ –излучения — 0,5– 1,2 сЗв ( $\pm$ 20%); $\gamma$ –излучения — 0,05– 2 сЗв ( $\pm$ 20%); тепловых нейтронов — 0,05– 2 сЗв ( $\pm$ 40%)

ПД — поглощенная доза; ЭД — эквивалентная доза; 1 Гр = 100 рад.

## Литература

1. Diakov A.A., Perekhozheva T.N., Zlokazova E.I. Methods of high-sensitive analysis of actinides in liquid radioactive waste // Radiation Measurements. 2001. N 34. P. 463–466.
2. Абрамов А.И., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. М.: Энергоатомиздат, 1985. 488 с.
3. Защита от ионизирующих излучений В 2 т. / Н.Г. Гусев, В.П. Машкович, А.П. Суворов / Под общ. ред. Н.Г. Гусева. 2-е изд. М.: Атомиздат, 1980.

4. Курашов А.А. Идентификация ионизирующих излучений средних и низких энергий. М.: Атомиздат, 1979.
5. Иванов В.И. Курс дозиметрии 3-е изд. М.: Энергоатомиздат, 1978.
6. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. 2-е изд. М.: Атомиздат, 1972.
7. Савастенко В.А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности. Минск: Дизайн ПРО, 1998. 192 с.
8. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1993.
9. Ляпидевский В.К. Методы детектирования излучений. М.: Энергоатомиздат, 1987. 408 с.
10. Сидоренко В.В., Кузнецов Ю.А., Оводенко А.А. Детекторы ионизирующих излучений: Справочник. Л., Судостроение, 1984. 240 с.
11. Клайнкнехт К. Детекторы корпускулярных излучений / Пер. с нем. М.: Мир, 1990. 224 с.
12. Пронкин Н.С. Первичные преобразователи радиоизотопной аппаратуры. М.: Энергоатомиздат, 1984. 72 с.
13. Лабораторный практикум по экспериментальным методам ядерной физики / В.В. Аверкиев, Н.Н. Бегляков, Т.А. Горюн и др. / Под ред. К.Г. Финогенова. М.: Энергоатомиздат, 1986. 432 с.
14. Колеватов Ю.И., Семенов В.П., Трыков Л.А. Спектрометрия нейтронов и гамма-излучения в радиационной физике. М.: Энергоатомиздат, 1991, 296 с. ISBN 5-283-03033-4.
15. Матвеев А.В. Современные приборы радиационной разведки и дозиметрического контроля: Каталог / Под ред. Л.Н. Барлета. СПб.: СПбГУАП, 1999. 232 с. ISBN 5-8088-0030-7.
16. Очкин А.В., Бабаев Н.С., Магомедов Э.П. Введение в радиоэкологию. М.: ИздАТ, 2003. 200 с.
17. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. 3-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1987. 192 с.
18. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений / Под ред. Е.Л. Столяровой. 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1986. 464 с.
19. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. СП-2.6.1.758–99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России. 1999. 116 с.
20. Немиро Е.А., Губатова Д.Я. и др. Региональная система индивидуального дозиметрического контроля на основе ТЛД / Под ред. Д.Я. Губатовой. М.: Энергоатомиздат, 1987. 128 с. ISBN 5-283-02939-5.

## ПРИЛОЖЕНИЕ II

### Средства измерения ионизирующих излучений

В соответствии с Законом РФ «Об обеспечении единства измерений» все **средства измерений, подлежащие применению в сферах государственного метрологического контроля и надзора, проходят государственные испытания с целью утверждения типа средства измерений.**

В России в области дозиметрии аккредитованы два центра испытаний:

Всероссийский НИИ физико-технических измерений (ВНИИФТРИ, Московская обл.);

Всероссийский НИИ метрологии (ВНИИМ, г. Санкт-Петербург).

Также допускается проведение испытаний единичных (несерийных) экземпляров органами Государственной метрологической службы (ЦСМ). При положительных результатах испытаний Госстандарт России утверждает тип средства измерений, вносит его в Государственный реестр РФ и выдает заявителю сертификат об утверждении типа. Срок сертификата — 5 лет, после этого проводятся испытания на соответствие средства измерения утвержденному типу и продлевается сертификат.

**Требования к дозиметрическим приборам.** Испытания дозиметров проводятся на соответствие требованиям ГОСТ 28271–89 «Приборы радиометрические и дозиметрические носимые. Общие технические требования и методы испытаний». Испытываются следующие основные метрологические характеристики:

Основная погрешность измерения должна быть не более 20 % (при доверительной вероятности 95 %).

Погрешность за счет энергетической зависимости чувствительности к фотонному ионизирующему излучению в диапазоне энергий от 0,05 до 3 МэВ не должна превышать  $\pm 25$  %.

Анизотропия. Проверяется погрешность за счет зависимости чувствительности от угла падения ионизирующего излучения на детектор или блок детектирования.

Радиационная толщина. Показания дозиметра в поле  $\beta$ -излучения не должны превышать значения мощности эквивалентной дозы, создаваемой этим излучением за фильтром 1 г/см<sup>2</sup> тканезквивалентного вещества.

## Средства измерения ионизирующих излучений, внесенные в Государственный реестр средств измерения РФ

Наименование средства измерения, тип	Назначение средства измерения	Поставщики и производители
<b>Профессиональные дозиметры</b>		
1. Дозиметр ДРГ-01Т1	Измерение мощности экспозиционной дозы $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий от 0,05 до 3,0 МэВ. Диапазон измерения $7,16 \times 10^{-13}$ – $7,16 \times 10^{-6}$ А/кг (0,01 мР/ч–99,99 Р/ч)	«Изотоп»
2. ДБГ-04А	Измерение мощности эквивалентной дозы $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий от 0,05 до 3,0 МэВ. Диапазон измеряемой мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч — 0,10–1000. Масса дозиметра — 0,35 кг. Габаритные размеры, мм — 150 ´ 67 ´ 35. Наличие звуковой сигнализации предполагает использование в качестве карманного персонального дозиметра	«Изотоп», НПП «Доза»
3. ДБГ-06Т	Измерение МЭД фотонного излучения 0,05– 3 МэВ в двух режимах работы — поиск и изменение. Диапазон измерения: мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч — 0,10–99,99; мощности экспозиционной дозы, мР/ч — 0,01–9,999. Габариты (масса) — 165 ´ 85 ´ 50 мм (60 г)	«Изотоп»
4. ДБГ-14Т	Измерение мощности амбиентной эквивалентной дозы в диапазоне от 0,10 до 99,99 мкЗв/ч $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий от 0,06 до 3,0 МэВ. Габариты (масса) — 280 ´ 130 ´ 85 мм (1,4 кг)	ГУП НИИ ПММ
5. Дозиметр $\gamma$ -излучения EL-1101	Измерение мощности эквивалентной и экспозиционной доз $\gamma$ -излучения, средней энергии спектра $\gamma$ -излучения. Диапазон энергий $\gamma$ -излучения, МэВ — 0,04– 3,0. Диапазон измерения: мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч — 0,05– 100;	«Изотоп», НПП «Доза»

	<p>мощности экспозиционной дозы, мР/ч — 0,005– 100. В приборе используется сцинтилляционный БД с кристаллом Na(Tl) размером 25 ´ 16 мм. Масса дозиметра — 3 кг.</p>	
<p>6. Поисковый микропроцессорный дозиметр РМ-1401</p>	<p>Обнаружение и локализация сверхмалых количеств ядерных и радиоактивных материалов. Измерение мощности: эквивалентной дозы в пределах 0,05– 40 мкЗв/ч; <math>\gamma</math> -квантов в диапазоне энергий 0,06–3 МэВ. Детектор CsI(Tl). Габариты (масса) — 82 ´ 120 ´ 22 мм (400 г с элементами питания)</p>	<p>«Изотоп», «Изотоп»-М</p>
<p>7. Дозиметр рентгеновского <math>\gamma</math> -излучения EL-1119</p>	<p>Измерение мощности экспозиционной дозы, мощности поглощенной дозы в воздухе, мощности амбиентной эквивалентной дозы Н* (10), а также экспозиционной дозы, поглощенной дозы в воздухе, амбиентной эквивалентной дозы рентгеновского и <math>\gamma</math> -излучений с энергиями от 20 кэВ до 3 МэВ. Интерфейс RS-232C. Звуковая и световая сигнализация о превышении порогов по мощности дозы и дозе. Можно использовать для оперативного и инспекционного радиационного контроля. Мощность дозы от 0,05 мкЗв/ч до 10 Зв/ч, доза — от 1 мкЗв до 10 Зв. Детектор — тканеэквивалентная сцинтилляционная пластмасса, БД выносной</p>	<p>«Изотоп», НПП «Доза»</p>
<p>8. Дозиметр <math>\gamma</math> -излучения многофункциональный ДКГ-01Д «Гарант»</p>	<p>Измерение МЭД (<math>0,1-3 \times 10^6</math> мкЗв/ч) и ЭД (<math>1-3 \times 10^6</math> мкЗв) <math>\gamma</math> -излучения (диапазон 0,05–3,0 МэВ). Детектор: газоразрядный счетчик. Габариты (масса) дозиметра — 210 ´ 100 ´ 55 мм (400 г). Габариты приставки — 215 ´ 100 ´ 115 мм</p>	<p>«Изотоп»-М</p>
<p>9. Дозиметр ДКГ-02У «Арбитр»</p>	<p>Измерение МЭД (<math>0,1-3 \times 10^6</math> мкЗв/ч) и ЭД (<math>1-1 \times 10^8</math> мкЗв) <math>\gamma</math> -излучения (диапазон 0,05–3,0 МэВ) в нормальных и аварийных условиях, поиск источников <math>\gamma</math> -излучения. Архивация измерений (до 1000 результатов), даты и времени измерений. Звуковая сигнализация превышения устанавливаемых порогов по дозе и мощности дозы — 20 порогов. Детекторы: газоразрядные счетчики СБМ-20 (4 шт) и СИ-34Г (1 шт). Габариты (масса) — 152 ´ 82 ´ 32 мм (150 г)</p>	<p>«Изотоп»-М, НПП «Доза»</p>
<p>10. Дозиметр</p>	<p>Измерение МЭД (<math>0,1- 3 \times 10^3</math> мкЗв/ч) и ЭД (<math>1- 10^8</math> мкЗв) <math>\gamma</math> -излучения (диапазон 0,05– 3,0 МэВ).</p>	<p>«Изотоп»-М</p>



$\gamma$ -излучения ДКГ-03Д «Грач»	Детектор: газоразрядный счетчик. Габариты (масса) дозиметра — 111 ´ 28 ´ 73 мм (200 г)	
11. Дозиметр ДКГ-05П («Вояж»)	Измерение МЭД фотонного излучения одновременно в кабине (1 канал — БД-1, 0,08–3,0 МэВ) и в кузове (3 канала — БД-2-4, 0,12–3,0 МэВ) спецавтомобилей, предназначенных для перевозки радиоактивных веществ. Звуковая и световая сигнализация о превышении двух пороговых значений мощности дозы по каждому каналу. БД-2-4.	«Изотоп»-М
11. Дозиметр ДКГ-05П («Вояж»)	Диапазон мощности дозы, мкЗв/ч: БД-1 — 0,1–100; БД-2-4 — 1– 10 000. Габариты, мм (масса, кг): БД-1 — $\approx$ 65 ´ 450 (2,5); БД-2-4 — $\approx$ 65 ´ 200 (1); устройства УИ-139 — 250 ´ 180 ´ 95 (4,0)	«Изотоп»-М
12. Дозиметр ДКС-90	Измерение мощности эквивалентной дозы и эквивалентной дозы $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий от 0,015 до 10 МэВ. Выносной сцинтилляционный БД. Диапазон энергий $\gamma$ -излучения, МэВ — 0,015–10,0. Диапазон измерения МЭД — 0,10– 10 <sup>6</sup> мкЗв/ч и ЭД-1 — 10 <sup>6</sup> мкЗв. Масса — 2,6 кг	«Изотоп»-М
13. ДКС-АТ-1121/ ДКС-АТ-1123	Широкодиапазонные приборы для дозиметрии непрерывного и импульсного рентгеновского и $\gamma$ -излучений в диапазоне энергий 0,015–10 МэВ. Диапазон измерения: МЭД непрерывного излучения 0,05 мкЗв/ч–10,0 Зв/ч; МЭД импульсного излучения 1,0 мкЗв/ч–10,0 Зв/ч (только для 1123); МЭД непрерывного и импульсного излучения 0,05 мкЗв/ч–10,0 Зв/ч. Масса, кг: дозиметра — 0,8; пульта дистанционного управления — 0,3	«Изотоп»-М
14. Радиометр-дозиметр ДКС-96	Универсальный носимый $\alpha$ -, $\beta$ -, $\gamma$ - радиометр-дозиметр для комплексного радиационного контроля в соответствии с допустимыми уровнями по НРБ-99. Диапазон энергий $\gamma$ -излучения, МэВ — 0,015– 10,0. Диапазон измерения МЭД, мкЗв/ч — 0,1– 10 <sup>5</sup> ; плотности потока $\alpha$ -частиц, см <sup>-2</sup> × мин <sup>-1</sup> — 1–1000; плотности потока $\beta$ -частиц, см <sup>-2</sup> × мин <sup>-1</sup> — 1–2000. Интерфейс-стык С2 (RS-232С) для передачи хранимой информации в ПЭВМ	НПП «Доза»

15. Дозиметр-радиометр-ДРБП-03	<p>Диапазон энергий:  <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,05– 3,0;  <math>\beta</math> -излучения, МэВ — 0,15– 3,5.</p> <p>Диапазон измерения:  МЭД, мкЗв/ч — <math>0,1-6 \times 10^5</math>;  ЭД, мкЗв — <math>10-10^7</math>;  плотности потока <math>\alpha</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — 0,1– 200;  плотности потока <math>\beta</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — 1– 200.  Масса комплекта, кг — 3,0</p>	НПП «Доза»
16. Дозиметр-радиометр-МКС-1117 (EL-1117)	<p>Для комплексного радиационного контроля в соответствии с требованиями НРБ-99.</p> <p>Диапазон энергий:  <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,04– 3,0;  <math>\beta</math> -излучения, МэВ — 0,225– 3,5.</p> <p>Диапазон измерения:  МЭД, мкЗв/ч — <math>0,05-10^3</math>;  МПГ, мкГр — <math>0,05-10^3</math>;  мощности экспозиционной дозы, мкР/ч — <math>5-10^5</math>;  плотности потока <math>\alpha</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1-3 \times 10^4</math>;  плотности потока <math>\beta</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1-10^6</math>.  Масса комплекта, кг — 7</p>	НПП «Доза»
17. Радиометр-дозиметр РМ-1501	<p>Прибор специального назначения, сочетает в себе возможности радиометра <math>\alpha</math> -, <math>\beta</math> -излучений, чувствительного дозиметра <math>\gamma</math> - и рентгеновского излучения, а также позволяет оценивать спектральный состав <math>\gamma</math> -излучения в полевых условиях.</p> <p>Диапазон энергий <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,06–1,5 NaI(Tl) (<math>\text{Æ} 25 \times 16</math> мм).</p> <p>Диапазон измерения:  МЭД, мкЗв/ч — <math>0,1-10^5</math>;  плотности потока <math>\alpha</math> -излучения, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1-3 \times 10^4</math> (ZnS(A<math>\gamma</math>) <math>\text{Æ} 60</math> мм);  плотности потока <math>\beta</math> -излучения, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1-10^5</math> (сцинт. пластмасса <math>\text{Æ} 60</math> мм).  Габариты и масса пульта, мм (кг) — <math>250 \times 125 \times 100</math> (2,6)</p>	НПП «Доза»
18. Радиометр-дозиметр МКС-04Н	<p>Для оперативного радиационного контроля мощности дозы <math>\gamma</math> -излучения и поверхностной <math>\beta</math> -загрязненности.</p>	НПП «Доза»

	<p>Диапазон энергий:  <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,1–3,0;  <math>\beta</math> -излучения, МэВ — 0,05–3,0.          Диапазон измерения МЭД, мкЗв/ч — 0,1–1000;          плотности потока <math>\beta</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1-10^4</math>.          Масса, кг — 1,1</p>	
19. Дозиметр-радиометр «ЭКО-1» (ДРГБ-01)	<p>Многофункциональный высокочувствительный прибор.          Диапазон энергий:  <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,06–1,25;  <math>\beta</math> -излучения, МэВ — <math>\geq 0,156</math>.          Диапазон измерения:          МЭД, мкЗв/ч — 0,15–5,0;          плотности потока <math>\beta</math> -частиц, кБк/кг — 4–100.          Габаритные размеры, мм (масса, кг) — 180 ´ 85 ´ 55 (0,36)</p>	«Изотоп»-М
20. Дозиметр-радиометр ДРГБ-04	<p>Прибор радиационного контроля с микропроцессорным управлением.          Диапазон энергий <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,065–1,5.          Диапазон измерения:          МЭД, мкЗв/ч — 0,2–100;          плотности потока <math>\beta</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — 0,2–100.          Габаритные размеры, мм (масса, кг) — 180 ´ 85 ´ 55 (0,36)</p>	«Изотоп»-М
21. Радиометр-дозиметр ИРД-02	<p>Измерение МЭД <math>\gamma</math> -излучения плотности потока <math>\beta</math> -излучения; индикация <math>\alpha</math> -излучения.          Диапазон энергий <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,06–1,25.          Нижний предел энергий:  <math>\beta</math> -излучения, МэВ — 0,05  <math>\alpha</math> -излучения, МэВ — 3,0          Диапазон измерения:          МЭД, мкЗв/ч (мкР/ч) — 0,1–20 (10–2000);          плотности потока <math>\beta</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — 3–2000;          плотности потока <math>\alpha</math> -частиц, <math>\text{см}^{-2} \times \text{мин}^{-1}</math> — <math>1 \times 10^3-1 \times 10^6</math>.          Габаритные размеры, мм (масса, кг) — 240 ´ 78 ´ 65 (0,5)</p>	«СНИИН-АВЕРС»

<p>22. Радиометр-обнаружитель источников радиоактивного излучения РЗС-10Н</p>	<p>Предназначен для детектирования <math>\alpha</math> -, <math>\beta</math> -, <math>\gamma</math> - и рентгеновского излучений (один блок детектирования).          Диапазон энергий, МэВ:  <math>\gamma</math> -излучения, — 0,006–3,0;  <math>\beta</math> -излучения — 0,1–3,5;  <math>\alpha</math> -излучения — 3,98–8,78.</p>	<p>«СНИИП»</p>
<p>22. Радиометр-обнаружитель источников радиоактивного излучения РЗС-10Н</p>	<p>Измерение МЭД <math>\gamma</math> -и рентгеновского излучения — <math>0,01-5 \times 10^2</math> мкЗв/ч;          плотности потока <math>\beta</math> -частиц — <math>4-2 \times 10^4</math> см<sup>-2</sup> × мин<sup>-1</sup>;          плотности потока <math>\alpha</math> -частиц — <math>0,5-1 \times 10^4</math> см<sup>-2</sup> × мин<sup>-1</sup>.          Габаритные размеры, мм (масса, кг):          пульта 108 ´ 35 ´ 177 (0,5);          блока детектирования — <math>\approx 70</math> ´ 330 (1)</p>	<p>«СНИИП»</p>
<p>23. Дозиметр-радиометр СРП-88Н СРП-97</p>	<p>Для оперативного радиационного контроля. Наличие аналоговой шкалы позволяет достоверно оценить радиационную обстановку.          Тип детектора — сцинтиллятор NaI(Tl) (<math>\approx 25</math> ´ 10 мм).          Диапазон энергий <math>\gamma</math> -излучения, МэВ — 0,05–3,0.          Диапазон измерения потока <math>\gamma</math> -излучения, 1/с — 10–30 000.          Время измерения, с — 1–10. Масса, кг — 2</p>	<p>НПП «Доза»,          «Изотоп»,          Геологоразведка</p>
<p>24. Дозиметр-радиометр поисковый РМ1402М</p>	<p>Прибор-лаборатория для измерения ИИ и нейтронов; поиска, локализации и экспресс-идентификации радиоактивных и ядерных материалов. БД-01 и БД-02 CsI(Tl) с фотодиодом; БД-03 СчГМ; БД-04 <sup>3</sup>He; БД-05 пропорциональный счетчик со слюдяным окном.          Габаритные размеры, мм (масса, кг)          блока обработки — 32 ´ 85 ´ 107 (0,35);          сигнализатора вибрационного — <math>\approx 10</math> ´ 46 (0,05);          БД-01 — <math>\approx 45</math> ´ 188 (0,3);          БД-02 — <math>\approx 45</math> ´ 131 (0,28);          БД-03 — <math>\approx 21</math> ´ 113,5 (0,1);          БД-04 — <math>\approx 59</math> ´ 207 (0,49);          БД-05 — 64 ´ 40 ´ 118 (0,31)</p>	<p>«Изотоп»</p>

<b>Спектрометры</b>		
25. Портативные спектрометры «Прогресс-Спектр»	Радиационный контроль продуктов питания, стройматериалов, лесопромышленной продукции и других объектов внешней среды на основе спектрометрических методов измерения активности $\alpha$ -, $\beta$ -, $\gamma$ -излучающих радионуклидов. В серии «Прогресс-Спектр» разработаны: $\gamma$ -спектрометр сцинтилляционный «Спектр-гамма»; $\beta$ -спектрометр сцинтилляционный «Спектр-бета»; спектрометр излучения человека «Спектр-СИЧ»	НПП «Доза»
26. $\gamma$ -Спектрометр полупроводниковый «Прогресс-гамма» (ППД)	Диапазон регистрируемых энергий, МэВ — 0,05–3. Определение радионуклидного состава и обработка спектров любых проб с произвольным нуклидным составом	НПП «Доза»
27. Многофункциональный носимый $\gamma$ - $\beta$ -спектрометр «Прогресс»	Портативный спектрометр, позволяющий решать задачи радиационного контроля как на месте, без отбора проб, так и в лаборатории. Значение минимальной измеряемой активности (МИА) при измерении удельной объемной активности радионуклидов без отбора проб в однородных объектах за 30 мин (геометрия «4 $\pi$ »), Бк/кг: по $^{137}\text{Cs}$ — 2, по $^{40}\text{K}$ — 30, по $^{226}\text{Ra}$ — 4, по $^{232}\text{Th}$ — 3. Значение МДА при измерении содержания $^{137}\text{Cs}$ в теле человека за 10 мин, Бк/кг — 1000. Масса спектрометра в сборе (без коллиматора), кг — 5	НПП «Доза»
28. Спектрометр энергии $\gamma$ -излучения полевой РПГ-301	Измерение физических характеристик $\gamma$ -излучения в диапазоне энергий 0,2–3 МэВ с определением концентраций радионуклидов. Диапазон $A_{\text{уд}}$ естественных радионуклидов (Ra, K, Th) в строительном сырье и материалах — 100–2000 Бк/кг.	Геологоразведка
28. Спектрометр энергии $\gamma$ -излучения полевой РПГ-301	Габаритные размеры, мм (масса, кг): анализатор импульсов 300 ´ 90 ´ 270 (3,4); блок детектирования 270 ´ 110 ´ 210 (4,1); (с кристаллом NaI(Tl)) $\approx$ 80 ´ 80; блок аккумуляторов 278 ´ 160 ´ 86 (5,4)	Геологоразведка
29. Спектрометр излучения	Измерение содержания $\gamma$ -излучающих нуклидов в организме человека.	ГУП НИИ ПММ

человека с теневой защитой СЕГ-09Т	<p>Диапазон регистрируемого <math>\gamma</math>-излучения — 8– 480 фДж (0,05– 3,0 МэВ).</p> <p>Отн. энерг. разр. — 9,5 % для <math>E\gamma = 0,662</math> МэВ.</p> <p>Минимально детектируемая активность за время изменения 600 с на фантоме тела (по <math>^{137}\text{Cs}</math>) — 190 Бк (<math>5 \times 10^{-9}</math> Ки).</p> <p>Габаритные размеры, мм (масса, кг) — 1500 ´ 700 ´ 1300 (700)</p>	
<b>Приборы специального назначения</b>		
30. БДАС-03П-01	<p>Блок детектирования для измерения объемной активности (ОА) искусственных аэрозолей, дисперсионная фаза которых содержит а - и б -активные нуклиды.</p> <p>Применяется в системах радиационного и технологического контроля АЭС и других объектов с ЯЭУ.</p> <p>Диапазон измерения, Бк/м<sup>3</sup>:  ОА<sub>а</sub> = <math>8 \times 10^{-2}</math>– <math>3 \times 10^4</math>;  ОА<sub>б</sub> = <math>25,0</math>– <math>1 \times 10^5</math>.</p> <p>Габаритные размеры, мм (масса, кг) — 410 ´ 268 ´ 292 (16)</p>	«Импульс»
31. Радиометр а-активных газов РГА-01	<p>Измерение ОА а-излучающего нуклида <math>^{222}\text{Rn}</math> в диапазоне <math>1 \times 10^2</math>–<math>1 \times 10^9</math> Бк/м<sup>3</sup>.</p> <p>Габаритные размеры, мм (масса, кг):  пульт УИО-01П 125 ´ 210 ´ 235 (3,3);  щуп 200 ´ 800 ´ 110 (1,1);  устройство детектирования УДГА-01 315 ´ 140 ´ 800 (3,4)</p>	«Импульс»
32. РГГ-РГА-02Т	<p>Радиометрический комплекс для измерения объемной и эквивалентной равновесной ОА радона в различных средах в диапазоне от 0,5 до <math>1 \times 10^4</math> Бк м<sup>-3</sup> (РГА-02Т) и от 10 до <math>10^6</math> Бк м<sup>-3</sup></p>	ГУП НИИ ПММ
33. Радиометр а-активных газов РГА-500	<p>Прямые измерения ОА эманации радона-222 в почвенном воздухе, в жилых и производственных помещениях, в карьерах и подземных горных выработках, в пробах воды естественных и искусственных водоемов в диапазоне <math>3 \times 10^2</math>–<math>10^{-6}</math> Бк/м<sup>3</sup>.</p> <p>Габаритные размеры, мм (масса, кг):  измерительный пульт 150 ´ 270 ´ 330 (4,0);  насос 64 ´ 110 ´ 330 (0,6);  воздухозаборник АЕ 90 ´ 600 (1,2);  камера измерительная АЕ 89 ´ 101 (0,1)</p>	Геологоразведка

**Пояснение.** Здесь МЭД — мощность эквивалентной дозы в мкЗв/ч или мощность экспозиционной дозы в мкР/ч.

Таблица 2П/II

Характеристики некоторых типов сцинтилляционных детекторов

Характеристика	Размеры (диаметр + высота), мм	Сцинтиллятор	Диапазон рабочих температур, °С	Вибрационные нагрузки		Ударные нагрузки, <b>g</b>	Влажность, % (при температуре, °С)	Гарантия, лет
				Частота, Гц	Ускорение, <b>g</b> <sup>*1)</sup>			
ВТП-05	16÷30	Nal(Tl)	(-50)÷(+50)	50–2000	До 12	6	95 (40)	7
Сцинтилляционные детекторы	От 10÷10 до 30÷100	Nal(Tl)	(-21)÷(+65)	50	3	—	98 (40)	2
СДН-28, СДН-29	От 10÷10 до 40÷80	Nal(Tl)	(-20)÷(+140)	50	3	10	95 (40)	1
Детекторы унифицированные	От 16÷20 до 160÷160	Nal(Tl)	(-20)÷(+60) <sup>*3)</sup> (-15)÷(+40) (-10)÷(+40)	50	3	—	98 (40)	2
Детектор CsI(Tl)	От 16÷10 до 80÷80	CsI(Tl)	10÷35				80 (25±10)	2
Детектор на основе антрацена	От 20÷5 до 40÷31,5	Антрацен	(-21)÷(+65)				80 (25±10)	2
Детектор на основе стильбена	От 10÷20 до 63÷63	Стильбен	(-21)÷(+65)				80 (25±10)	2
Пластмассовые детекторы	От 1÷1 до 1000÷700	Раствор <sup>*2)</sup>	(-21)÷(+65)				80 (25±10)	2

\*1)  $g = 9,8 \text{ м/с}^2$ .

\*2) Твердый раствор п-терфинала с добавкой 1,4-ди/2 (5 фенилксозилил)/бензола.

\*3) При размерах соответственно до 40 мм, от 50 до 80 мм, от 100 до 160 мм.

Основные характеристики некоторых типов полупроводниковых детекторов

Характеристика	ДДС 5/2А	ДДР 5/2	ДДС 18/2А	ДКД-Пс-200, группа I			ДК Д-Пс-100
				А	Б	В	
Рабочая площадь, мм <sup>2</sup>	19,7	19,7	254	200	200	200	100
Рабочее напряжение, В	100	100	100	25	25	25	20
Толщина чувствительной области, мкм	2000	2000	2000	30–1000	1000–1500	1500–2000	25–200
Потеря энергии α-излучения энергией 5,15 МэВ в мертвом слое, кэВ (не более)	30	200	100	25	25	25	25
Энергетическое разрешение по α-излучению (5,15 МэВ), кэВ (не более)	60		100	80	80	80	50
Диапазон рабочих температур, °С	(–100)ч(+30)	(–100)ч(+50)	(–100)ч(+30)	(–60)ч(+50)	(–60)ч(+50)	(–60)ч(+50)	(–60)ч(+60)
Вибрационные нагрузки:							
частота, с <sup>-1</sup>	500	500	500	25	25	25	2500
ускорение, g	7,5	7,5	7,5	5	5	5	18
Одиночные удары	500	500	500	15	15	15	100
Ресурс, ч	5000	5000	5000	10000	10000	10000	5000
Гарантия, лет	2	2	2	7	7	7	8,5



## Некоторые дополнительные характеристики дозиметров

**Дозиметры гамма- и рентгеновского излучений** по назначению делятся на два больших класса: инспекционные и индивидуальные. Инспекционные дозиметры предназначены для определения дозовых характеристик полей ионизирующего излучения и должны измерять AMBIENTную эквивалентную дозу, т. е. ту дозу, которую получил бы человек, находясь в точке измерения. Поверка инспекционных дозиметров проводится также по величине AMBIENTной эквивалентной дозы. Индивидуальные дозиметры должны находиться на теле человека и измерять дозу, полученную конкретным человеком в поле ионизирующего излучения. Поверка индивидуальных дозиметров проводится с учетом экранирования части излучения телом человека, т. е. по индивидуальной дозе с помощью фантома, который моделирует человека.

**В приборах с газоразрядными счетчиками** в качестве детектора используются счетчики Гейгера — Мюллера. Эти детекторы компактны, относительно недороги и надежны в эксплуатации. Для регистрации  $\gamma$ -излучения в диапазоне энергии, начиная от 60 кэВ, наиболее широко используются счетчики типа СБМ-20 для мощностей доз до 2 мЗв/ч и типа СИ-34Г, СИ-41Г для больших мощностей доз. К недостаткам счетчиков относится их малая чувствительность. Для счетчика СБМ-20 чувствительность равна 70 имп./мкР, т. е. при фоне 10 мкР/ч счетчик регистрирует 0,2 импульса в секунду. Для увеличения чувствительности в дозиметрах применяют несколько счетчиков, например в дозиметре ДРГ-01Т используют 4 счетчика СБМ-20 и 2 счетчика СИ-34Г. Из-за малой чувствительности в приборах со счетчиками устанавливается большое время измерения (несколько десятков секунд) для уменьшения статистической погрешности результатов измерения. Для выравнивания энергетической зависимости чувствительности и достижения необходимой радиационной толщины в дозиметрах применяют фильтры из тонких свинцовых пластин.

Наиболее типичным представителем *профессионального дозиметра гамма-излучения с газоразрядными счетчиками* является ДРГ-01Т и/или ДРГ-01Т1. Диапазон рабочих температур от  $-10$  до  $+40$  °С. Энергетический диапазон от 50 кэВ до 3,0 МэВ. Рабочий диапазон мощностей доз от 0,1 мР/ч до 100000 мР/ч. Масса дозиметра 0,6 кг. Недостатками прибора можно считать устаревшую элементную базу прибора, непылебрызгозащищенное исполнение, тяжелый металлический корпус, отсутствие автоматического переключения с чувствительного диапазона на грубый и обратно. ДРГ-01Т должны заменить приборы типа ДКГ-02У «Арбитр», государственные испытания которого завершены в ГП «ВНИИФТРИ».

В сцинтилляционных приборах используются блоки детектирования с органическими (стильбен, антрацен, сцинтиллирующая пластмасса) или неорганическими [NaI(Tl), CsI(Eu)] кристаллами, оптически сопряженными с фотоэлектронным умножителем или фотодиодом. Стоимость таких блоков детектирования гораздо больше, чем газоразрядных счетчиков, но область их применения шире и чувствительность выше. Например, чувствительность СРП-88Н, где применяется сцинтиллятор NaI(Tl) размером  $\approx 25 \times 40$  мм, составляет 18000 имп./мкР, а нового прибора ДКС-96В со сцинтиллятором NaI  $\approx 63 \times 63$  — 108000 имп./мкР. Применяя разные сцинтилляторы, удается расширить энергетический диапазон таких приборов. Нижняя граница диапазона приборов ДРГ3-01, -02, -03 и ДРГ-05М1 составляет 20 кэВ, а ДКС-90 и ДКС-96Г — 15 кэВ. Применение сцинтиллятора с бериллиевым окном позволяет прибору EL-1103 регистрировать рентгеновское излучение с энергией от 5 кэВ.

Для регистрации  $\beta$ -излучения по совокупности измерительных и эксплуатационных характеристик лучшими являются детекторы на основе пластмасс: полистирола (ПС), поливинилтолуола (ПВТ), поливинилсилола (ПВК) и полиметилметакрилата (ПММА). Основными достоинствами пластмассовых сцинтилляторов являются: малое время высвечивания (2–4 нс); высокая устойчивость к радиационному облучению (102–103 Гр), воздействию температуры и влаги, механическим перегрузкам; стойкость в вакууме, а также слабая зависимость от температуры светового выхода (от  $-200$  °С до размягчения полимера). Некоторые сравнительные характеристики указанных сцинтилляторов приведены в табл. 4ПІІ.

Наибольшим световым выходом обладают детекторы на основе ПВК. Световой выход его может быть доведен до значений, соответствующих стильбену. Постоянная времени высвечивания ПВК при этом равна 2–2,5 нс.

Уменьшение времени высвечивания до 1,5–1,7 нс сопровождается одновременным уменьшением светового выхода (65–70 % стиблена).

Детекторы на основе ПВТ обладают на 10–12 % большим световым выходом, чем детекторы из полистирола. Отечественная промышленность выпускает пластмассовые сцинтилляторы преимущественно на основе ПС и ПВТ.

Полиметилметакрилатная полимерная основа обладает по сравнению с другими сцинтилляторами повышенной прозрачностью, что дает преимущества при использовании ПММА в больших блоках.

Указанные детекторы различаются также по температуре размягчения. Важным показателем для детекторов является радиационная стойкость. Наибольшей радиационной стойкостью обладают детекторы на основе ПММА. Следующими в порядке уменьшения доз, приводящих к повреждению детекторов, являются ПВК, ПС и ПВТ.

*Таблица 4П II*

#### **Сравнительные характеристики пластмассовых сцинтилляторов с различной полимерной основой**

Полимерная основа	Световой выход	Коэффициент поглощения, см <sup>-1</sup>	Температура размягчения, °С
Полистирол	100	0,013	80
Поливинилтолуол	120	—	115
Поливинилсилол	135	—	130
Полиметилметакрилат	100	0,003	110

*Дозиметры  $\gamma$ -излучения со сцинтилляционными детекторами* в Госреестре представлены приборами ДКС-96Г, ДКС-90У и -90Н, приборами серии EL (EL-1119, -1117).

Радиометр-дозиметр ДКС-96 является единственным прибором с полным набором блоков детектирования, достаточным для выполнения комплексного радиационного контроля объектов. ДКС-96 с датчиком для дозиметрии  $\gamma$  - и рентгеновского излучений называется ДКС-96Г (это современная версия выпускавшихся ранее ДКС-90У и ДКС-90Н) и позволяет измерять мощность эквивалентной дозы  $\gamma$ – и рентгеновского излучений в диапазоне энергий от 15 кэВ до 10 МэВ. Рабочий диапазон мощностей доз от 0,1 мкЗв/ч до 10<sup>6</sup> мкЗв/ч. Имеет возможность измерения дозы от импульсных источников излучения.

Дозиметры серии EL отличаются современной элементной базой, высокой чувствительностью и малой погрешностью в рабочем диапазоне. EL-1101 и EL-1119 измеряют мощность эквивалентной дозы в диапазоне 0,05 мкЗв/ч–1000 мкЗв/ч, имеют рабочий энергетический диапазон от 40 кэВ (EL-1101) или от 20 кэВ (EL-1119) до 3,0 МэВ. Температурный диапазон от –10 °С до +40 °С. Масса дозиметров около 3 кг.

Дозиметр РМ-1401 — поисковый прибор, предназначенный в первую очередь для скрытного обнаружения источников ионизирующих излучений по  $\gamma$ –излучению. Позволяет измерять мощность эквивалентной дозы  $\gamma$ –излучения в энергетическом диапазоне 60 кэВ–1,25 МэВ.

Инспекционные дозиметры рентгеновского излучения представлены двумя приборами: ДКС-96Г, измеряющим рентгеновское излучение от 15 кэВ, и EL-1119 — от 20 кэВ.

Дозиметр EL-1103 предназначен для измерения *направленных* эквивалентной и поглощенной доз рентгеновского излучения в диапазоне энергий 5 кэВ — 160 кэВ. Диапазон мощностей доз 0,1 мкЗв/ч — 100 мкЗв/ч. Это единственный прибор, позволяющий измерять дозовые нагрузки на хрусталик и кожу. Он применяется для радиационного контроля генерирующих источников ионизирующего излучения (видеотерминалы, телевизоры и др.) на соответствие требованиям соответствующих ГОСТов и СанПиН по мощности дозы.

Для контроля же рабочих мест персонала, т. е. измерения амбиентной дозы рентгеновского излучения, применяются ДКС-96Г и EL-1119.

Сцинтилляционные дозиметры ДРГЗ-03, ДРГ-05М, МКС-04, приведенные в Госреестре, в настоящее время не производятся.

**Кремниевые полупроводниковые детекторы**, которые стали использоваться в дозиметрах лишь с появлением новых малощумящих детекторов, позволяют регистрировать рентгеновское и  $\gamma$ -излучения в широком диапазоне энергии и мощностей доз и применяются в основном для индивидуальной дозиметрии, т. к. имеют большую анизотропию, малую чувствительность. В реестре присутствуют персональные дозиметры  $\gamma$ -излучения с кремниевыми полупроводниковыми детекторами RAD-51S, RAD-52S фирмы «Rados Technology» (Финляндия) и рентгеновского излучения ДКР-04 производства НПП «Доза».

**Термолюминесцентные, фотометрические и радиофотолуминесцентные дозиметры.** Эти приборы применяются для индивидуальной дозиметрии. В Госреестр внесены термолюминесцентные дозиметры (ТЛД), системы, включающие в себя сами дозиметры и считывающие устройства: КДТ-02М (завод «Электрон», г. Желтые Воды), ДТУ-01 (фирма «ЛИТ», Рига), ТДК-01Ц, ТДК-02Ц (ПО «Маяк», Челябинская обл.), АКВДК-201 и АКВДК-301 (АЭХК, г. Ангарск), Сапфир-001 (г. Екатеринбург), «Дозакус» (фирма «Rados Technology», Финляндия). Радиофотолуминесцентные дозиметры и дозиметры фотоконтроля представлены системой Флюорад ДРГ-711 фирмы «Люмекс» из С.-Петербурга и ДФК-2.1 НПО «Эльф» из Саратова.

#### **Адреса некоторых поставщиков и производителей приборов:**

«Доза», Научно-производственное предприятие: 141570, Московская обл., Солнечногорский р-н, пос. Менделеево, ГП «ВНИИФТРИ», НПП «Доза».

ГУП НИИ ПММ: 196143, Санкт-Петербург, пр. Ю. Гагарина, д. 67.

«Изотоп»: 191002, Россия, г. Санкт-Петербург, Загородный пр., д. 13.

«Изотоп»-М: 119435, Москва, Погодинская ул., д. 22.

ИНТРА: 129348, Москва, Ярославское шоссе, д. 2, корп. 1

ОАО «Приборный завод «Сигнал»: 249035, Калужская обл., г. Обнинск, пр. Ленина, д. 121.

«СНИИП»: 123060, Москва, ул. Расплетина, д. 5.

ОАО «Пятигорский завод «Импульс»: Ставропольский край, г. Пятигорск, ул. Малыгина, д. 5.

Геологоразведка: 193019, Санкт-Петербург, ул. Книпович, д. 11, корп. 2.

ЭХК, Ангарский электролизный химический комбинат: 665804, г. Ангарск Иркутской обл.

# РАЗДЕЛ 7. РАДИОНУКЛИДЫ В ПРИРОДЕ

Автор-составитель: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых

## 7.1. Источники радиации на Земле

Источники ионизирующих излучений подразделяют на естественные и техногенные. К естественным источникам относятся компоненты экосистем, содержащие радионуклиды в их первозданном состоянии. Это космическое излучение и космогенные нуклиды, а также радионуклиды, содержащиеся в горных породах, почвах, гидросфере и атмосфере. К техногенным источникам относятся объекты, образовавшиеся в связи с разработкой человеком различных технологических процессов. Это выбросы АЭС и ТЭС на угле, проведение сельскохозяйственных и промышленных работ, обеспечивающих повышение урожайности и производительности труда.

Радионуклиды, находящиеся в окружающей среде, являются источниками как внешнего, так и внутреннего облучения.

Большинство источников естественной радиации внешнего облучения таковы, что избежать облучения от них практически невозможно. Это космическое излучение и космогенные радионуклиды, содержащиеся в атмосфере, а также фон  $\gamma$ -излучения нуклидов, содержащихся в почве и грунте.

## 7.2. Радионуклиды земного происхождения

Имеющиеся в природе элементы с порядковыми номерами  $Z = 1, 83$  состоят в основном из стабильных нуклидов и незначительного количества долгоживущих изотопов с  $T_{1/2} > 10^9$  лет (табл. 7.1) [1]. В этой области только у двух элементов Tc ( $Z = 43$ ) и Pm ( $Z = 61$ ) нет ни одного стабильного изотопа. У тяжелых элементов с порядковыми номерами более 83 (от полония и выше) стабильных изотопов вообще нет. Радиоактивные нуклиды:  $^{40}\text{K}$  ( $1,28 \cdot 10^9$  лет),  $^{187}\text{Re}$  ( $5 \cdot 10^{10}$  лет),  $^{238}\text{U}$  ( $4,468 \cdot 10^9$  лет),  $^{232}\text{Th}$  ( $1,28 \cdot 10^{10}$  лет) и др., представленные в [табл. 7.2](#), являются долгоживущими нуклидами, еще не распавшимися на сегодняшний день со времени образования Земли. Вероятно, единственным радиоактивным изотопом с предельно малым периодом полураспада, который еще сохранился в природе, является  $^{235}\text{U}$  ( $7,038 \cdot 10^8$  лет). Если предположить, что содержание  $^{235}\text{U}$  при образовании Земли составляло примерно 10 % от количества ядер  $^{238}\text{U}$ , а сегодняшняя его распространенность 0,72 %, то время существования Земли примерно равно  $3,3 \cdot 10^9$  лет. Начальное содержание  $^{235}\text{U}$ , большее, чем 10 %, в природном уране маловероятно, поскольку это вызвало бы протекание цепной ядерной реакции деления во многих месторождениях урана на Земле. Однако следы такого процесса обнаружены лишь на одном месторождении Окло в 1972 г. (государство Габон, Африка [4]). Поэтому такой сравнительно долгоживущий изотоп как  $^{147}\text{Sm}$  ( $1,03 \cdot 10^8$  лет), не обнаруженный в природном самарии, по-видимому полностью распался, как и многие другие нуклиды с периодами полураспада менее  $1 \cdot 10^8$  лет. В [табл. 7.3](#) приведены удельная активность элементов (Бк/кг), содержащих естественные долгоживущие радионуклиды, а также удельная активность земной коры и морской воды, обусловленная распадом конкретного радионуклида, вычисленная исходя из содержания элементов в этих средах [1, 2].

Стабильные изотопы элементов [1]

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
${}^1_1\text{H}$	99,9844	1,00794 ± 7
${}^2_1\text{D}$	0,0156	
${}^3_2\text{He}$	1,3 × 10 <sup>-4</sup>	4,002602 ± 2
${}^4_2\text{He}$	99,99987	
${}^6_3\text{Li}$	7,4	6,941 ± 2
${}^7_3\text{Li}$	92,6	
${}^9_4\text{Be}$	100	9,01218 ± 1
${}^{10}_5\text{B}$	19,7	10,811 ± 5
${}^{11}_5\text{B}$	80,3	
${}^{12}_6\text{C}$	98,892	12,011 ± 1
${}^{13}_6\text{C}$	1,108	
${}^{14}_7\text{N}$	99,635	14,0067 ± 1
${}^{15}_7\text{N}$	0,365	
${}^{16}_8\text{O}$	99,759	15,9994 ± 3
${}^{17}_8\text{O}$	0,037	15,9994 ± 3
${}^{18}_8\text{O}$	0,204	
${}^{19}_9\text{F}$	100	18,998403 ± 1
${}^{20}_{10}\text{Ne}$	90,923	20,179 ± 1
${}^{21}_{10}\text{Ne}$	0,257	
${}^{22}_{10}\text{Ne}$	8,820	
${}^{23}_{11}\text{Na}$	100	22,98977 ± 1
${}^{24}_{12}\text{Mg}$	78,70	24,305 ± 1
${}^{25}_{12}\text{Mg}$	10,13	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{26}_{12}\text{Mg}$	11,17	
$^{27}_{13}\text{Al}$	100	26,98154 ± 1
$^{28}_{14}\text{Si}$	92,21	28,0855 ± 3
$^{29}_{14}\text{Si}$	4,70	
$^{30}_{14}\text{Si}$	3,09	
$^{31}_{15}\text{P}$	100	30,97376 ± 1
$^{32}_{16}\text{S}$	95,00	32,066 ± 6
$^{33}_{16}\text{S}$	0,76	
$^{34}_{16}\text{S}$	4,22	
$^{36}_{16}\text{S}$	0,014	
$^{35}_{17}\text{Cl}$	75,53	35,453 ± 1
$^{37}_{17}\text{Cl}$	24,47	
$^{36}_{18}\text{Ar}$	0,337	39,948 ± 1
$^{38}_{18}\text{Ar}$	0,063	
$^{40}_{18}\text{Ar}$	99,60	
$^{39}_{19}\text{K}$	93,078	39,0983 ± 1
$^{40}_{19}\text{K}_{*1}$	0,012	
$^{41}_{19}\text{K}$	6,91	
$^{40}_{20}\text{Ca}$	96,967	40,078 ± 4
$^{42}_{20}\text{Ca}$	0,64	
$^{43}_{20}\text{Ca}$	0,145	
$^{44}_{20}\text{Ca}$	2,06	
$^{46}_{20}\text{Ca}$	0,003	
$^{48}_{20}\text{Ca}$	0,185	
$^{45}_{21}\text{Sc}$	100	44,95591 ± 1

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{46}_{22}\text{Ti}$	7,93	$47,88 \pm 3$
$^{47}_{22}\text{Ti}$	7,28	
$^{48}_{22}\text{Ti}$	73,94	
$^{49}_{22}\text{Ti}$	5,51	
$^{50}_{22}\text{Ti}$	5,34	
$^{50}_{23}\text{V} *2$	0,25	$50,9415 \pm 1$
$^{51}_{23}\text{V}$	99,75	
$^{50}_{24}\text{Cr}$	4,31	$51,9961 \pm 6$
$^{52}_{24}\text{Cr}$	83,76	
$^{53}_{24}\text{Cr}$	9,55	
$^{54}_{24}\text{Cr}$	2,38	$51,9961 \pm 6$
$^{55}_{25}\text{Mn}$	100	$54,9380 \pm 1$
$^{54}_{26}\text{Fe}$	5,82	$55,847 \pm 3$
$^{56}_{26}\text{Fe}$	91,66	
$^{57}_{26}\text{Fe}$	2,19	
$^{58}_{26}\text{Fe}$	0,33	
$^{59}_{27}\text{Co}$	100	$58,9332 \pm 1$
$^{58}_{28}\text{Ni}$	67,71	$58,69 \pm 1$
$^{60}_{28}\text{Ni}$	26,16	
$^{61}_{28}\text{Ni}$	1,25	
$^{62}_{28}\text{Ni}$	3,66	
$^{64}_{28}\text{Ni}$	1,16	
$^{63}_{29}\text{Cu}$	69,09	$63,546 \pm 3$
$^{65}_{29}\text{Cu}$	30,91	
$^{64}_{30}\text{Zn}$	48,99	$65,39 \pm 2$

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{66}_{30}\text{Zn}$	27,81	
$^{67}_{30}\text{Zn}$	4,11	
$^{68}_{30}\text{Zn}$	18,57	
$^{70}_{30}\text{Zn}$	0,62	
$^{69}_{31}\text{Ga}$	60,4	69,723 ± 4
$^{71}_{31}\text{Ga}$	39,6	
$^{70}_{32}\text{Ge}$	20,51	72,59 ± 3
$^{72}_{32}\text{Ge}$	27,43	
$^{73}_{32}\text{Ge}$	7,76	
$^{74}_{32}\text{Ge}$	36,54	
$^{76}_{32}\text{Ge}$	7,76	
$^{75}_{33}\text{As}$	100	74,9216 ± 1
$^{74}_{34}\text{Se}$	0,87	78,96 ± 3
$^{76}_{34}\text{Se}$	9,02	
$^{77}_{34}\text{Se}$	7,58	
$^{78}_{34}\text{Se}$	23,52	
$^{80}_{34}\text{Se}$	49,82	
$^{82}_{34}\text{Se}$	9,19	
$^{79}_{35}\text{Br}$	50,54	79,904 ± 1
$^{81}_{35}\text{Br}$	49,46	
$^{78}_{36}\text{Kr}$	0,35	83,80 ± 1
$^{80}_{36}\text{Kr}$	2,27	
$^{83}_{36}\text{Kr}$	11,55	
$^{84}_{36}\text{Kr}$	56,90	
$^{86}_{36}\text{Kr}$	17,37	



Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{85}_{37}\text{Rb}$	72,15	85,4678 ± 3
$^{87}_{37}\text{Rb}^*_{3}$	27,85	
$^{84}_{38}\text{Sr}$	0,56	87,62 ± 1
$^{86}_{38}\text{Sr}$	9,86	
$^{87}_{38}\text{Sr}$	7,02	87,62 ± 1
$^{88}_{38}\text{Sr}$	82,56	
$^{89}_{39}\text{Y}$	100	88,9059 ± 1
$^{90}_{40}\text{Zr}$	51,46	91,224 ± 2
$^{91}_{40}\text{Zr}$	11,23	
$^{92}_{40}\text{Zr}$	17,11	
$^{94}_{40}\text{Zr}$	17,40	
$^{96}_{40}\text{Zr}$	2,80	
$^{93}_{41}\text{Nb}$	100	92,9064 ± 1
$^{92}_{42}\text{Mo}$	15,84	95,94 ± 1
$^{94}_{42}\text{Mo}$	9,04	
$^{95}_{42}\text{Mo}$	15,72	
$^{96}_{42}\text{Mo}$	16,53	
$^{97}_{42}\text{Mo}$	9,46	
$^{98}_{42}\text{Mo}$	23,78	
$^{100}_{42}\text{Mo}$	9,63	
$^{(98)}_{43}\text{Tc}^*_{4}$	100	97,9072
$^{96}_{44}\text{Ru}$	5,57	101,07 ± 2
$^{98}_{44}\text{Ru}$	1,86	
$^{98}_{44}\text{Ru}$	12,71	
$^{100}_{44}\text{Ru}$	12,61	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{101}_{44}\text{Ru}$	17,11	
$^{102}_{44}\text{Ru}$	31,63	
$^{104}_{44}\text{Ru}$	18,51	
$^{103}_{45}\text{Rh}$	100	102,9055 ± 1
$^{102}_{46}\text{Pd}$	0,96	106,42 ± 1
$^{104}_{46}\text{Pd}$	10,97	
$^{105}_{46}\text{Pd}$	22,23	
$^{106}_{46}\text{Pd}$	27,33	
$^{108}_{46}\text{Pd}$	26,71	
$^{110}_{46}\text{Pd}$	11,80	
$^{107}_{47}\text{Ag}$	51,88	107,8682 ± 3
$^{109}_{47}\text{Ag}$	48,18	
$^{106}_{48}\text{Cd}$	1,22	112,41 ± 1
$^{108}_{48}\text{Cd}$	0,88	
$^{110}_{48}\text{Cd}$	12,39	
$^{111}_{48}\text{Cd}$	12,75	
$^{112}_{48}\text{Cd}$	24,07	
$^{113}_{48}\text{Cd}$	12,26	
$^{114}_{48}\text{Cd}$	28,86	
$^{116}_{48}\text{Cd}$	7,57	
$^{113}_{49}\text{In}$	4,28	114,82 ± 1
$^{115}_{49}\text{In} *5$	95,72	
$^{112}_{50}\text{Sn}$	0,96	118,710 ± 7
$^{114}_{50}\text{Sn}$	0,66	118,710 ± 7
$^{115}_{50}\text{Sn}$	0,35	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{116}_{50}\text{Sn}$	14,30	
$^{117}_{50}\text{Sn}$	7,61	
$^{118}_{50}\text{Sn}$	24,03	
$^{119}_{50}\text{Sn}$	8,58	
$^{120}_{50}\text{Sn}$	32,85	
$^{122}_{50}\text{Sn}$	4,72	
$^{124}_{50}\text{Sn}$	5,94	
$^{121}_{51}\text{Sb}$	57,25	121,75 ± 3
$^{123}_{51}\text{Sb}$	42,75	
$^{120}_{52}\text{Te}$	0,089	127,60 ± 3
$^{122}_{52}\text{Te}$	2,46	
$^{123}_{52}\text{Te}$	0,87	
$^{124}_{52}\text{Te}$	4,61	
$^{125}_{52}\text{Te}$	6,99	
$^{126}_{52}\text{Te}$	18,71	
$^{128}_{52}\text{Te}$	31,79	
$^{130}_{52}\text{Te}$	34,48	
$^{127}_{53}\text{I}$	100	126,9045 ± 1
$^{124}_{54}\text{Xe}$	0,096	131,29 ± 3
$^{126}_{54}\text{Xe}$	0,09	
$^{128}_{54}\text{Xe}$	1,919	
$^{129}_{54}\text{Xe}$	26,44	
$^{130}_{54}\text{Xe}$	4,08	
$^{131}_{54}\text{Xe}$	21,18	
$^{132}_{54}\text{Xe}$	26,89	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{134}_{54}\text{Xe}$	10,44	
$^{136}_{54}\text{Xe}$	8,87	
$^{133}_{55}\text{Cs}$	100	132,9054 ± 1
$^{130}_{56}\text{Ba}$	0,101	137,33 ± 1
$^{132}_{56}\text{Ba}$	0,097	
$^{134}_{56}\text{Ba}$	2,42	
$^{135}_{56}\text{Ba}$	6,59	
$^{136}_{56}\text{Ba}$	7,81	
$^{137}_{56}\text{Ba}$	11,32	
$^{138}_{56}\text{Ba}$	71,66	
$^{138}_{57}\text{La}_{*6}$	0,089	138,9055 ± 3
$^{139}_{57}\text{La}$	99,911	
$^{136}_{58}\text{Ce}$	0,193	140,12 ± 1
$^{138}_{58}\text{Ce}$	0,25	
$^{140}_{58}\text{Ce}$	88,48	
$^{142}_{58}\text{Ce}$	11,07	
$^{141}_{59}\text{Pr}$	100	140,9077 ± 1
$^{142}_{60}\text{Nd}$	27,11	144,24 ± 3
$^{143}_{60}\text{Nd}$	12,17	
$^{144}_{60}\text{Nd}_{*7}$	23,85	
$^{145}_{60}\text{Nd}$	8,30	
$^{146}_{60}\text{Nd}$	17,22	
$^{148}_{60}\text{Nd}$	5,73	
$^{150}_{60}\text{Nd}$	5,62	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{145}_{61}\text{Pm}^*8$	—	144,9128
$^{144}_{62}\text{Sm}$	3,09	150,36 ± 3
$^{147}_{62}\text{Sm}^*9$	14,97	
$^{148}_{62}\text{Sm}$	11,24	
$^{149}_{62}\text{Sm}$	13,83	
$^{150}_{62}\text{Sm}$	7,74	
$^{152}_{62}\text{Sm}$	26,72	
$^{154}_{62}\text{Sm}$	22,71	
$^{151}_{63}\text{Eu}$	47,82	151,96 ± 1
$^{153}_{63}\text{Eu}$	52,18	
$^{152}_{64}\text{Gd}^*10$	0,20	157,25 ± 3
$^{154}_{64}\text{Gd}$	2,15	
$^{155}_{64}\text{Gd}$	14,73	
$^{156}_{64}\text{Gd}$	20,47	
$^{157}_{64}\text{Gd}$	15,68	
$^{158}_{64}\text{Gd}$	24,87	
$^{160}_{64}\text{Gd}$	21,90	
$^{159}_{65}\text{Tb}$	100	158,9254 ± 1
$^{156}_{66}\text{Dy}$	0,0524	162,50 ± 3
$^{158}_{66}\text{Dy}$	0,0902	
$^{160}_{66}\text{Dy}$	2,294	
$^{161}_{66}\text{Dy}$	18,88	
$^{162}_{66}\text{Dy}$	25,53	
$^{163}_{66}\text{Dy}$	24,97	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{164}_{66}\text{Dy}$	28,18	
$^{165}_{67}\text{Ho}$	100	164,9304 ± 1
$^{162}_{68}\text{Er}$	0,136	167,26 ± 3
$^{164}_{68}\text{Er}$	1,56	
$^{166}_{68}\text{Er}$	33,41	
$^{167}_{68}\text{Er}$	22,94	167,26 ± 3
$^{168}_{68}\text{Er}$	27,07	
$^{170}_{68}\text{Er}$	14,88	
$^{169}_{69}\text{Tm}$	100	168,9342 ± 1
$^{168}_{70}\text{Yb}$	0,135	173,04 ± 3
$^{170}_{70}\text{Yb}$	3,03	
$^{171}_{70}\text{Yb}$	14,31	
$^{172}_{70}\text{Yb}$	21,82	
$^{173}_{70}\text{Yb}$	16,13	173,04 ± 3
$^{174}_{70}\text{Yb}$	31,84	
$^{176}_{70}\text{Yb}$	12,73	
$^{175}_{71}\text{Lu}$	96,41	174,96711
$^{176}_{71}\text{Lu}^*11$	2,59	
$^{174}_{72}\text{Hf}^*12$	0,163	178,49 ± 3
$^{176}_{72}\text{Hf}$	5,21	
$^{177}_{72}\text{Hf}$	18,56	
$^{178}_{72}\text{Hf}$	27,10	
$^{179}_{72}\text{Hf}$	13,75	
$^{180}_{72}\text{Hf}$	35,22	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{180}_{73}\text{Ta}_{*13}$	0,0123	180,9479 ± 1
$^{181}_{73}\text{Ta}$	99,9877	
$^{180}_{74}\text{W}$	0,135	183,85 ± 3
$^{182}_{74}\text{W}$	26,41	
$^{183}_{74}\text{W}$	14,40	
$^{184}_{74}\text{W}$	30,64	
$^{186}_{74}\text{W}$	28,41	
$^{185}_{75}\text{Re}$	37,07	186,207 ± 1
$^{187}_{75}\text{Re}$	62,93	
$^{184}_{76}\text{Os}$	0,018	190,2 ± 1
$^{186}_{76}\text{Os}$	1,59	
$^{187}_{76}\text{Os}$	1,64	
$^{188}_{76}\text{Os}$	13,3	
$^{189}_{76}\text{Os}$	16,1	
$^{190}_{76}\text{Os}$	26,4	
$^{192}_{76}\text{Os}$	40,95	
$^{191}_{77}\text{Ir}$	37,3	192,22 ± 3
$^{193}_{77}\text{Ir}$	62,7	
$^{190}_{78}\text{Pt}_{*14}$	0,0127	195,08 ± 1
$^{192}_{78}\text{Pt}_{*15}$	0,80	
$^{194}_{78}\text{Pt}$	32,9	
$^{195}_{78}\text{Pt}$	33,8	
$^{196}_{78}\text{Pt}$	25,3	
$^{198}_{78}\text{Pt}$	7,19	

Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
$^{197}_{79}\text{Au}$	100	196,9665 ± 1
$^{196}_{80}\text{Hg}$	0,146	200,59 ± 3
$^{198}_{80}\text{Hg}$	10,02	
$^{199}_{80}\text{Hg}$	16,84	
$^{200}_{80}\text{Hg}$	23,13	
$^{201}_{80}\text{Hg}$	13,22	
$^{202}_{80}\text{Hg}$	29,79	
$^{204}_{80}\text{Hg}$	6,85	
$^{203}_{81}\text{Tl}$	29,50	204,383 ± 1
$^{205}_{81}\text{Tl}$	70,50	204,383 ± 1
$^{204}_{82}\text{Pb}$	1,50	207,2 ± 1
$^{205}_{82}\text{Pb} *16$	—	
$^{206}_{82}\text{Pb}$	23,6	
$^{207}_{82}\text{Pb}$	22,6	
$^{208}_{82}\text{Pb}$	52,3	
$^{209}_{83}\text{Bi}$	100	208,9804 ± 1
$^{209}_{84}\text{Po} *17$	100	208,9824
$^{210}_{85}\text{At}$	100	209,9871
$^{222}_{86}\text{Rn}$	100	222,0176
$^{223}_{87}\text{Fr}$	100	223,0197
$^{226}_{88}\text{Ra}$	100	226,0254
$^{227}_{89}\text{Ac}$	100	227,0278
$^{232}_{90}\text{Th}$	100	232,0381
$^{231}_{91}\text{Pa}$	100	231,0359
$^{234}_{92}\text{U}$	0,0056	238,0289



Изотоп	Содержание, масс. %	Средняя атомная масса
${}_{92}^{235}\text{U}$	0,72	238,0289
${}_{92}^{238}\text{U}$	99,274	238,0289

- \*1  ${}^{40}\text{K}$  — радиоактивный;  $T_{1/2} = 1,25 \cdot 10^9$  лет.  
\*2  ${}^{50}\text{V}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 4 \cdot 10^{14}$  лет.  
\*3  ${}^{87}\text{Rb}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 5 \cdot 10^{10}$  лет.  
\*4  ${}^{98}\text{Tc}$  — нет стабильных изотопов.  
\*5  ${}^{115}\text{In}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 6 \cdot 10^{14}$  лет.  
\*6  ${}^{138}\text{La}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 10^{11}$  лет.  
\*7  ${}^{144}\text{Nd}$  — радиоактивный  $T_{1/2} = 5 \cdot 10^{15}$  лет.  
\*8  ${}^{145}\text{Pm}$  — нет стабильных изотопов.  
\*9  ${}^{147}\text{Sm}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 1,3 \cdot 10^{11}$  лет.  
\*10  ${}^{152}\text{Gd}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 1,08 \cdot 10^{14}$  лет.  
\*11  ${}^{176}\text{Lu}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 2,4 \cdot 10^{10}$  лет.  
\*12  ${}^{174}\text{Hf}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 2 \cdot 10^{15}$  лет.  
\*13  ${}^{180}\text{Ta}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} > 10^{12}$  лет.  
\*14  ${}^{190}\text{Pt}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 5,9 \cdot 10^{11}$  лет.  
\*15  ${}^{192}\text{Pt}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 10^{15}$  лет.  
\*16  ${}^{205}\text{Pb}$  — радиоактивный,  $T_{1/2} = 5 \cdot 10^7$  лет.  
\*17 Элементы с  $Z > 83$  стабильных изотопов не имеют.

Таблица 7.2

## Характеристики природных долгоживущих радионуклидов [1–3]

Изотоп	Распространенность, масс. %	Период полураспада	Вид распада (Выход, %)	Энергия частиц, МэВ (Выход, %)	Энергия $\gamma$ -квантов, МэВ (Выход, %)
$^{40}\text{K}$	0,012	$1,281 \cdot 10^9$ лет	$^{-}\beta$ (89,3), E (10,7)	1,45 (89,3)	1,461 (10,7)
$^{87}\text{Rb}$	27,85	$4,7 \cdot 10^{10}$ лет	$^{-}\beta$ (100)	0,111 (100)	—
$^{113}\text{Cd}$	12,2	$9,3 \cdot 10^{15}$ лет	$^{-}\beta$ (100)	0,093 (100)	—
$^{115}\text{In}$	95,72	$5,15 \cdot 10^{15}$ лет	$^{-}\beta$ (100)	0,152 (100)	—
$^{123}\text{Te}$	0,87	$1 \cdot 10^{13}$ лет	E (100)	—	—
$^{138}\text{La}$	0,089	$1,35 \cdot 10^{11}$ лет	$^{-}\beta$ (32,9), E (67,1)	$0,095^+$ (32,9)	0,788 (32,9); 1,436 (61,7)
$^{144}\text{Nd}$	23,85	$2,7 \cdot 10^{15}$ лет	$\alpha$ (100)	1,883 (100)	—
$^{147}\text{Sm}$	15,0	$1,06 \cdot 10^{11}$ лет	$\alpha$ (100)	2,248 (100)	—
$^{152}\text{Gd}$	0,2	$1,08 \cdot 10^{14}$ лет	$\alpha$ (100)	2,148 (100)	—
$^{176}\text{Lu}$	2,59	$3,6 \cdot 10^{10}$ лет	$^{-}\beta$ (99)	0,18 (99)	0,2 (84); 0,307 (93)
$^{174}\text{Hf}$	$1,63 \cdot 10^{-1}$	$2 \cdot 10^{15}$ лет	$\alpha$ (100)	2,593 (100)	—
$^{180}\text{Ta}$	$1,23 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{13}$ лет	E (100)	—	0,332 (94,4); 0,215 (81,4); 0,093 (17,3)
$^{187}\text{Re}$	62,93	$5 \cdot 10^{10}$ лет	$^{-}\beta$ (100)	0,00017	—
$^{190}\text{Pt}$	$1,27 \cdot 10^{-2}$	$5,9 \cdot 10^{11}$ лет	$\alpha$ (100)	3,182	—

Изотоп	Распространенность, масс. %	Период полураспада	Вид распада (Выход, %)	Энергия частиц, МэВ (Выход, %)	Энергия $\gamma$ -квантов, МэВ (Выход, %)
$^{232}\text{Th}$	100	$1,41 \cdot 10^{10}$ лет	$\alpha$ (100)	4,016 (76,8); 3,957 (23,2)	0,059 (0,2)
$^{235}\text{U}$	0,72	$7,037 \cdot 10^8$ лет	$\alpha$ (100)	4,599 (5,18); 4,397 (57); 4,367 (18)	0,186
$^{238}\text{U}$	99,28	$4,47 \cdot 10^9$ лет	$\alpha$ (100)	4,198 (76,8); 4,149 (22,0)	—

\* Дана средняя энергия  $\beta$ -частиц.

Таблица 7.3

**Удельная радиоактивность земной коры и морской воды, обусловленная долгоживущими радионуклидами природных элементов [11]**

Радионуклид	Удельная активность элемента, Бк/кг	Содержание элемента в земной коре, г/т	Средняя удельная активность в земной коре, Бк/т	Содержание элемента в морской воде, г/т	Средняя удельная активность в морской воде, Бк/т
$^{40}\text{K}$	$3,17 \cdot 10^4$	$2,09 \cdot 10^4$	$6,62 \cdot 10^5$	$3,8 \cdot 10^4$	$1,2 \cdot 10^4$
$^{87}\text{Rb}$	$8,96 \cdot 10^5$	90	$8,06 \cdot 10^4$	0,12	$1,07 \cdot 10^2$
$^{113}\text{Cd}$	1,56	0,2	$3,12 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$1,82 \cdot 10^{-7}$
$^{115}\text{In}$	21	0,1	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$4,2 \cdot 10^{-4}$
$^{123}\text{Te}$	90	$1 \cdot 10^{-3}$	$9 \cdot 10^{-5}$	—	—
$^{138}\text{La}$	$6,3 \cdot 10^2$	30	18,9	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$7,6 \cdot 10^{-6}$
$^{144}\text{Nd}$	4,38	28	$1,23 \cdot 10^{-1}$	$2,3 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-8}$
$^{147}\text{Sm}$	$1,25 \cdot 10^5$	6	7,5	$4,2 \cdot 10^{-7}$	$5,25 \cdot 10^{-2}$

$^{152}\text{Gd}$	1,56	5,4	$8,42 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$9,36 \cdot 10^{-10}$
$^{176}\text{Lu}$	$5,45 \cdot 10^4$	0,5	27,2	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$6,54 \cdot 10^{-5}$
$^{174}\text{Hf}$	$6,05 \cdot 10^{-2}$	4,5	$2,72 \cdot 10^{-4}$	—	—
$^{180}\text{Ta}$	0,9	2,0	$1,8 \cdot 10^{-3}$	—	—
$^{187}\text{Re}$	$8,95 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^{-3}$	0,89	—	—
$^{190}\text{Pt}$	14,6	$5 \cdot 10^{-3}$	$7,3 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$1,46 \cdot 10^{-7}$
$^{232}\text{Th}$	$4,08 \cdot 10^6$	12	$4,9 \cdot 10^4$	$5 \cdot 10^{-5}$	0,204
$^{235}\text{U}$	$5,69 \cdot 10^5$	2,7	$1,54 \cdot 10^3$	$3 \cdot 10^{-3}$	1,71
$^{238}\text{U}$	$1,24 \cdot 10^7$	2,7	$3,35 \cdot 10^4$	$3 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^2$

Таблица 7.4

Семейство урана-238 [13]

№	Радионуклид	$T_{1/2}$	Вид распада	Энергия частиц, МэВ (Выход, %)
1	$^{238}\text{U}$	$4,468 \cdot 10^9$ лет	$\alpha, \gamma$	4,15 (23); 4,20 (77)
2	$^{234}\text{Th}$	24,1 сут.	$\beta, \gamma$	0,193 (55)
3	$^{234}\text{Pa}$	1,17 мин	$\beta, \gamma$	2,32 (80)
4	$^{234}\text{U}$	$2,455 \cdot 10^5$ лет	$\alpha, \gamma$	4,722 (28); 4,733 (72)
5	$^{230}\text{Th}$	$7,54 \cdot 10^4$ лет	$\alpha, \gamma$	4,617 (24); 4,684 (76)
6	$^{226}\text{Ra}$	1600 лет	$\alpha, \gamma$	4,601 (5,7); 4,784 (94,3)

7	$^{222}\text{Rn}$	3,825 сут.	$\alpha$	5,489 (100)
8	$^{218}\text{Po}$	3,05 мин	$\alpha$ $\beta$ (H 0,02 %)	6,002 ( $\approx$ 100)
9	$^{214}\text{Pb}$	26,8 мин	$\beta, \gamma$	0,980 (макс)
10	$^{214}\text{Bi}$	19,9 мин	$\beta, \gamma$ $\alpha$ ( $\approx$ 0,02 %)	0,600 (макс) 5,51 (макс)
11	$^{214}\text{Po}$	164 мкс	$\alpha, \gamma$	7,687 (макс)
12	$^{210}\text{Pb}$	22,3 лет	$\beta, \gamma$	0,061 (макс)
13	$^{210}\text{Bi}$	5,013 сут.	$\beta$ $\alpha$ (0,0013 %)	1,161 ( $\approx$ 100) 4,686
14	$^{210}\text{Po}$	138,4 сут.	$\alpha$	5,305 (100)
15	$^{206}\text{Pb}$	Стаб.		
<b>Вилки</b>				
3'	$^{234m}\text{Pa}$ (0,13 %)	6,70 ч	$\beta, \gamma$	0,45 (90); 1,20 (10)
9'	$^{218}\text{At}$ (0,02 %)	$\approx$ 2 с	$\alpha$	6,653 (6); 6,694 (94)
11'	$^{210}\text{Tl}$ (0,02 %)	1,3 мин	$\beta, \gamma$	2,3 (макс.)
14'	$^{206}\text{Tl}$ (0,0013 %)	4,19 мин	$\beta$	1,571 (100)

Таблица 7.5

## Семейство актиния

№	Радионуклид	$T_{1/2}$	Вид распада	Энергия частиц, МэВ (Выход, %)
1	$^{235}\text{U}$	7,038 · 108 лет	$\alpha, \gamma$	4,22 (5,7); 4,33 (6,7); 4,37 (17,6); 4,40 (58,2); 4,56 (4,3); 4,60 (5,2)
2	$^{231}\text{Th}$	25,52 ч	$\beta, \gamma$	0,05 (12); 0,08 (82)
3	$^{231}\text{Pa}$	32760 лет	$\alpha, \gamma$	4,73 (9,5); 4,95 (26); 5,01 (25,6); 5,03 (22,7); 5,06 (11,1)
4	$^{227}\text{Ac}$	21,77 г.	$\beta, \gamma$ $\alpha$ (1,38 %), $\gamma$	0,005 (9,8); 0,008 (34,5); 0,011 (54,2) 4,94 (0,5); 4,95 (0,7)
5	$^{227}\text{Th}$	18,72 сут.	$\alpha, \gamma$	5,7 (5,1); 5,71 (13,0); 5,76 (20,4); 5,98 (23,3); 6,04 (24,1)
6	$^{223}\text{Ra}$	11,435 сут.	$\alpha, \gamma$	5,43 (2,3); 5,54 (9,1); 5,61 (24,1); 5,72 (52,2); 5,75 (9,4)
7	$^{219}\text{Rn}$	3,96 с	$\alpha, \gamma$	6,42 (7,4); 6,55 (12,1); 6,82 (80,3)
8	$^{215}\text{Po}$	0,00178 с	$\alpha, \gamma$	7,39 (99,9)
9	$^{211}\text{Pb}$	36,1 мин	$\beta, \gamma$	0,16 (4,8); 0,47 (92,9)
10	$^{211}\text{Bi}$	2,14 мин	$\alpha, \gamma,$ $\beta$ (0,27 %)	6,28 (16); 6,62 (83,6)
11	$^{207}\text{Tl}$	4,77 мин	$\beta, \gamma$	0,49 (99,8)
12	$^{207}\text{Pb}$	Стаб.		
<b>Вилки</b>				
4'	$^{223}\text{Fr}$ (1,38 %)	21,8 мин	$\beta, \gamma$	0,24 (2,4); 0,29 (12,4); 0,33 (4,2); 0,35 (14); 0,36 (65,3)
4''	$^{215}\text{Bi}$ ( $\approx$ 97 %)	7,4 мин	$\beta, \gamma$	
10'	$^{211}\text{Po}$ (0,27 %)	0,55 с	$\alpha$	



Таблица 7.6

## Семейство тория-232

№	Радионуклид	$T_{1/2}$	Вид распада	Энергия частиц, МэВ (Выход, %)
1	$^{232}\text{Th}$	1,405 · 10 <sup>10</sup> лет	$\alpha, \gamma$	3,95 (24); 4,01 (76)
2	$^{228}\text{Ra}$	5,75 лет	$\beta$	0,65 (100)
3	$^{228}\text{Ac}$	6,13 ч	$\beta, \gamma$	2,09 (макс.)
4	$^{228}\text{Th}$	1,913 лет	$\alpha, \gamma$	5,344 (28); 5,427 (71)
5	$^{224}\text{Ra}$	3,66 сут.	$\alpha, \gamma$	5,447 (6); 5,684 (94)
6	$^{228}\text{Rn}$	55,6 с	$\alpha$	6,287 (100)
7	$^{216}\text{Po}$	0,15 с	$\alpha$	6,002 (100)
8	$^{212}\text{Pb}$	10,64 ч	$\beta, \gamma$	0,586 (макс.)
9	$^{212}\text{Bi}$	60,6 мин	$\alpha (\approx 35 \%)$ $\beta, \gamma$	6,051 (25); 6,090 (10) 2,26 (макс.)
10	$^{212}\text{Po}$	304 нс	$\alpha$	8,78 (100)
11	$^{206}\text{Tl}$	3,053 мин	$\beta, \gamma$	1,80 (макс.)
12	$^{208}\text{Pb}$	Стаб.		



Из табл. 7.3. видно, что наибольшая удельная активность земной коры связана с наличием в ней изотопов  $^{40}\text{K}$  ( $6,62 \cdot 10^5$  Бк/т),  $^{87}\text{Rb}$  ( $8,06 \cdot 10^4$  Бк/т),  $^{232}\text{Th}$  ( $4,9 \cdot 10^4$  Бк/т),  $^{238}\text{U}$  ( $3,35 \cdot 10^4$  Бк/т) и  $^{235}\text{U}$  ( $1,54 \cdot 10^3$  Бк/т). Из приведенных радионуклидов  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  являются родоначальниками природных радиоактивных семейств (радиоактивных рядов):  $^{238}\text{U}$  — семейство урана (табл. 7.4),  $^{235}\text{U}$  — семейство актиния (табл. 7.5) и  $^{232}\text{Th}$  — семейство тория (табл. 7.6).

Природные радиоактивные семейства представляют собой длинные цепочки генетически связанных между собой радиоактивных нуклидов, оканчивающиеся стабильными изотопами свинца. Основная природная радиоактивность у поверхности Земли обусловлена  $\alpha$ - и  $\beta$ -распадом радионуклидов, принадлежащих семействам  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , а также распадом  $^{40}\text{K}$ .

Изменение массового числа  $A$  в радиоактивных семействах происходит только при  $\alpha$ -распаде, когда из ядра уходит 4 массовых единицы. Поэтому значения массовых чисел членов семейства урана выражают соотношением  $(4n + 2)$ , ряда актиния —  $(4n + 3)$  и ториевого семейства —  $(4n + 0)$ , где второе слагаемое — остаток от деления массового числа  $A$  на 4. Если необходимо узнать, к какому радиоактивному ряду принадлежит тот или иной нуклид, достаточно его массовое число разделить на 4, и полученный остаток 0, 2 или 3 укажет на соответствующий ряд. Например, короткоживущие изотопы свинца  $^{211}\text{Pb}$  ( $T_{1/2} = 36,1$  мин) и  $^{212}\text{Pb}$  ( $T_{1/2} = 10,64$  ч) принадлежат соответственно актиниевому ( $211 : 4 = 52 + 3$ ) и ториевому ( $212 : 4 = 53 + 0$ ) рядам. Если члены радиоактивного ряда не подвергались никакому химическому воздействию, то радиоактивные нуклиды в каждом ряду находятся в вековом равновесии с родоначальником каждого семейства. Поэтому активность в руде любого члена уранового семейства равна  $\alpha$ -активности  $^{238}\text{U}$ , а активность членов семейств актиния и тория равна соответственно активности  $^{235}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ . В одной тонне урана, находящегося в урановой руде, содержится 0,337 г  $^{226}\text{Ra}$  ( $T_{1/2} = 1600$  лет), 16,53 г  $^{230}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 7,7 \cdot 10^4$  лет), 0,329 г  $^{231}\text{Pa}$  ( $T_{1/2} = 3,276 \cdot 10^4$  лет), а в тонне тория — 0,404 г  $^{228}\text{Ra}$  ( $T_{1/2} = 5,75$  года). Следовательно, используя данные табл. 7.3, можно оценить концентрацию и удельную активность в земной коре и морской воде как вышеперечисленных радионуклидов, так и любых других короткоживущих изотопов, принадлежащих естественным радиоактивным рядам.

В рассматриваемых природных семействах имеются нуклиды, обладающие высокой радиотоксичностью:  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ . Естественное перераспределение оксидов и солей урана, тория и их продуктов распада за счет химических реакций происходит очень медленно, и практически они не оказывают существенного влияния на жизнедеятельность человека. Но в этих семействах имеются радиоактивные изотопы благородного газа радона  $^{226}\text{Rn}$  (3,82 сут.),  $^{219}\text{Rn}$  (3,98 с) и  $^{220}\text{Rn}$  (55,6 с), который из-за своей химической инертности легко проникает через поверхность земной коры в атмосферу. Распадаясь, изотопы радона в воздухе образуют дочерние  $\alpha$ - и  $\beta$ -радиоактивные нуклиды, которые оказывают радиационное воздействие на человека.

### 7.3. Естественный радиационный фон окружающей среды

Естественные источники создают относительно постоянный уровень радиации, который воздействует на все население Земли в течение очень длительного времени [5–9]. Это, например, дозы от внешнего космического излучения, дозы от поступления внутрь организма  $^{40}\text{K}$  или космогенных радионуклидов. Однако имеются составляющие дозы облучения, которые зависят от человеческой деятельности. Так, дозы, получаемые от вдыхания радона и продуктов его распада внутри помещений, определяются концентрацией радона в воздухе, которая зависит от выбора строительных материалов, конструкций зданий и наличия вентиляционных устройств.

Рассмотрение доз облучения человека от естественных источников особенно важно в связи с тем, что они вносят самый крупный вклад в коллективную дозу, получаемую всем населением Земли. Кроме того, представляет практический интерес изучение наличия различных уровней радиационного фона на Земле в зависимости от местности, поскольку эти факты дают возможность оценить значимость дополнительного облучения, вызываемого искусственными источниками излучений [6, 10, 11].

Радиация при больших дозах вызывает серьезные поражения тканей, а при малых может вызвать рак, индуцировать генетические дефекты, которые, возможно, проявятся у детей и внуков

человека, подвергшегося облучению, или у его более отдаленных потомков. Основная масса населения наибольшую дозу получает от естественных источников радиации. Радиация, связанная с развитием атомной энергетики, составляет лишь малую долю радиации, порождаемой другими видами деятельности человека. Значительно большие дозы люди получают, например, от применения рентгеновского излучения в медицине.

Доза облучения от естественных источников радиации зависит от местности. Уровень радиации в некоторых местах земного шара, где залегают более радиоактивные породы, оказывается значительно выше среднего.

При известной концентрации в грунте какого-либо радионуклида, например  $^{40}\text{K}$ , можно расчетным путем оценить мощность дозы на поверхности этого грунта. Представим бесконечную среду (грунт), которая имеет какую-то удельную радиоактивность и испускает  $\gamma$ -кванты определенной энергии. Выделим в этой среде элементарный шаровой слой с радиусом  $x$ , м, и толщиной  $dx$ , м. Выражение для мощности дозы в центре этого шара можно записать в виде:

$$d\dot{D}_{\text{ц}} = \frac{4\pi x^2 dx c K_{\gamma} e^{-\mu x}}{x^2} = 4\pi c K_{\gamma} e^{-\mu x} dx, \quad (7.1)$$

где  $4\pi x^2 dx c$  — активность радионуклида в объеме элементарного шарового слоя, Бк;  $c$  — объемная радиоактивность, Бк/м<sup>3</sup>;  $K_{\gamma}$  — гамма-постоянная радиоактивного изотопа, Гр·м<sup>2</sup>/с·Бк;  $\mu$  — коэффициент ослабления  $\gamma$ -квантов, м<sup>-1</sup>.

Интегрируя выражение (7.1) по  $x$  (в пределах от 0 до  $\infty$ ), получим выражение для мощности дозы внутри бесконечной среды [12]:

$$\dot{D}_{\text{ц}} = \frac{4\pi c K_{\gamma}}{\mu}, \quad (7.2)$$

где  $\dot{D}_{\text{ц}}$  — мощность дозы, Гр/с.

На поверхности Земли мощность дозы будет в 2 раза меньше, чем внутри грунта. Кроме того, при небольших расстояниях от практически бесконечной поверхности радиоактивного грунта мощность дозы слабо зависит от расстояния, и поэтому можно принять, что на расстоянии 1 м она равна

$$\dot{D}_{\text{ц}} = \frac{2\pi c K_{\gamma}}{\mu} \text{ Гр/с} \quad (7.3)$$

Используя зависимость (7.3), вычислим мощность дозы на расстоянии 1 м от поверхности Земли, содержащей  $^{40}\text{K}$  с удельной активностью 1 Бк/кг.

Этот радионуклид испускает 0,107  $\gamma$ -кванта с энергией 1,46 МэВ на 1 Бк, и его гамма-постоянная равна  $5,05 \cdot 10^{-18}$  Гр·м<sup>2</sup>/с·Бк. С учетом многократного рассеяния  $\gamma$ -квантов в среде (грунте) для такой энергии при  $\mu_{\text{полг}} \approx 0,00258$  м<sup>2</sup>/кг

$$\begin{aligned} \dot{D} &= \frac{2 \cdot 3,14 \cdot 1 \cdot 5,05 \cdot 10^{-18}}{0,00258} = 1,23 \cdot 10^{-14} \text{ Гр/с} = \\ &= 0,44 \cdot 10^{-10} \text{ Гр/ч.} \end{aligned}$$

Аналогично вычислены мощности дозы на данном расстоянии от  $\gamma$ -квантов, испускаемых нуклидами, входящими в урановый и ториевый ряды, при концентрации  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , равной 1 Бк/кг, которые приведены в табл. 7.7 [13].

В табл. 7.8 представлена оцененная с использованием данных табл. 7.7 мощность дозы на высоте 1 м от поверхности Земли для различных пород и почв, имеющих разные удельные активности  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  [13].

Для оценки годовой эквивалентной дозы внешнего  $H_{\text{вн}}$  облучения от радионуклидов, содержащихся в грунте или почве, при их известной концентрации можно воспользоваться соотношением

$$H_{\text{вн}} = 8766(0,43C_{\text{K}} + 4,27C_{\text{U}} + 6,62C_{\text{Th}}) \frac{\mu_{\text{от}}}{\mu_{\text{вз}}} \cdot 10^{-10} \text{Зв}, \quad (7.4)$$

$$\frac{\mu_{\text{от}}}{\mu_{\text{вз}}} = 1,11$$

где 8766 — среднее число часов в году;  $\frac{\mu_{\text{от}}}{\mu_{\text{вз}}}$  — отношение массовых коэффициентов поглощения фотонов в биологической ткани и в воздухе;  $C_{\text{K}}$ ,  $C_{\text{U}}$  и  $C_{\text{Th}}$  — удельные активности  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  соответственно; коэффициенты  $0,43 \cdot 10^{-10}$ ,  $4,27 \cdot 10^{-10}$  и  $6,62 \cdot 10^{-10}$  — рассчитанные значения мощности дозы в Гр/ч на 1 Бк/кг, взятые из табл. 7.7.

В качестве примера приведем оценку дозы излучения от гранита с известной удельной активностью. При содержании в грунте 1000 Бк/кг  $^{40}\text{K}$ , 60 Бк/кг  $^{238}\text{U}$  и 80 Бк/кг  $^{232}\text{Th}$  (первая строка в табл. 7.8) мощность дозы на расстоянии 1 м будет равна 0,12 мкГр/ч. Следовательно, за год эквивалентная доза от такого грунта составит значительную величину  $H_{\text{вн}} = 8766 \cdot 0,12 \cdot 1,11 = 1168$  мкЗв, которая в три раза больше средней эквивалентной дозы внешнего облучения от земных источников радиации, равной, по данным НКДАР, 350 мкЗв/г. [5, 13].

Аналогичные оценки эквивалентной дозы, выполненные для песчаника (четвертая строка в табл. 7.8), дают величину  $H_{\text{вн}} = 298$  мкЗв/г.

Таблица 7.7

**Мощность поглощенной дозы в воздухе на высоте 1 м от поверхности Земли при содержании радионуклида 1 Бк/кг [13]**

Радионуклид	Мощность дозы, $10^{-10}$ Гр/ч
$^{40}\text{K}$	0,43
$^{238}\text{U}$	4,27
$^{232}\text{Th}$	6,62

**Удельная активность  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  в породах и почвах  
и мощность дозы на высоте 1 м [13]**

Порода или почва		Удельная активность, Бк/кг			Мощность дозы на высоте 1 м, мкГр/ч
		$^{40}\text{K}$	$^{238}\text{U}$	$^{232}\text{Th}$	
Породы	Граниты	1000	60	80	0,12
	Базальты	240	10	10	0,02
	Известняки	90	30	7	0,02
	Песчаники	370	19	10	0,03
	Сланцы	700	44	45	0,08
Почвы	Сероземы	670	31	48	0,074
	Черноземы	410	22	36	0,051
	Каштановые	550	27	37	0,060
	Серые лесные	370	18	27	0,041
	Подзолистые	150	9	12	0,018
	Торфянистые	90	6	6	0,011
	Средние	370	26	26	0,046
	Типичный диапазон	110– 740	11– 52	7,5– 48	0,014– 0,090

В местах проживания основной массы населения земного шара уровни внешнего облучения [5], обусловленные различиями в концентрации радиоактивных нуклидов в породах, примерно одного порядка — от 300 до 600 мкЗв/г. Средняя эквивалентная доза внешнего облучения, которую человек получает за год от земных источников естественной радиации, составляет 350 мкЗв. Но некоторые группы населения получают значительно большие дозы облучения. Так, около 3 % населения Земли получают 1000 мкЗв/г. Есть места, где уровни земной радиации намного выше. В Бразилии в 200 км к северу от Сан-Паулу есть небольшая необитаемая возвышенность, где уровень мощности дозы в 800 раз превосходит среднее значение и достигает 0,25 Зв/г. В городе Гуарапара (Южная Америка), в котором проживает всего 12 000 человек и где отдыхает летом 30 000 курортников, уровень радиации на отдельных участках пляжей составляет 0,175 Зв/г. На юго-западе Индии вдоль морского побережья длиной 55 км, где обитает 70 000 человек, уровень радиации местами достигает 0,017 Зв/г., что в 50 раз больше среднегодовой дозы внешнего облучения. В Иране в районе города Рамсер у подземных источников, богатых радием, были зарегистрированы уровни 0,4 Зв/г.

Доза облучения естественными радионуклидами зависит не только от местности, где проживает человек, но и от того, какие материалы были использованы при обустройстве жилища. Жилые здания построены из различных неорганических материалов (камень, гравий, песок, цемент и т. д.), добытых в карьерах, и всегда содержат естественные радиоактивные нуклиды, которые будут создавать в помещениях определенную дозу внешнего облучения. В табл. 7.9 приведены удельные активности в Бк/кг  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  и  $^{40}\text{K}$  в строительных материалах, используемых в разных странах. Анализ таблицы показывает, что наибольшее содержание радионуклидов обнаружено в золе, шлаке, пемзе, граните, гипсе и шлакобетоне, а наиболее низкое — в карбонатных породах (например в мраморе, известняке). Удельная активность

радионуклидов в силикатном кирпиче в несколько раз ниже, чем в красном (глиняном) кирпиче, а удельная активность бетонов в большой степени зависит от наполнителей.

Для сравнения радиоактивности различных строительных материалов и грунтов в [7] введено понятие эффективной удельной активности, которая вычисляется из соотношения

$$C_{эф} = CRa + 1,31C_{Th} + 0,085C_K, (7.5)$$

где  $CRa$ ,  $C_{Th}$ ,  $C_K$  — удельные активности  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  и  $^{40}K$  соответственно, Бк/кг (при условии, что урановый и ториевый ряды находятся в радиоактивном равновесии).

В соотношении (7.5) численные коэффициенты найдены расчетным путем и подтверждены экспериментально методом измерения мощности дозы от насыщенных слоев урановой и ториевой руд и калия при их известных концентрациях. Аналогичное выражение для вычисления характерного (репрезентативного) уровня удельной активности строительных материалов предложено Комиссией по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР) [15]:

$$CRa + 1,5C_{Th} + 0,1C_K = C_{хар}, (7.6)$$

где  $C_{хар} = 150$  Бк/кг — характерный уровень активности строительных материалов, который практически немного выше среднего значения  $C_{эф}$  земной коры и на 40 % выше, чем  $C_{эф}$  почвы.

В выражении (7.6) коэффициенты при  $C_{Th}$  и  $C_K$  отличаются от соответствующих коэффициентов в соотношении (7.5) в большую сторону. Эти коэффициенты зависят от точности оценок мощности дозы от нуклидов — членов ряда урана и тория при их заданных концентрациях. Если использовать расчетные данные табл. 7.7 и приравнять относительный коэффициент для урана к единице, то в выражениях (7.5) и (7.6) коэффициент, на который надо умножить концентрацию тория, должен быть равен  $6,62 : 4,24 = 1,55$ , а коэффициент, на который надо умножить концентрацию калия, —  $0,43 : 4,27 = 0,1$ , что ближе к величинам коэффициентов, рекомендуемым в [15]. Значение  $C_{эф} = 150$  Бк/кг, предложенное в [15], видимо, взято потому, что оно равно среднему содержанию радионуклидов в строительных материалах в зарубежных странах. В этой же работе были введены понятия первого повышенного уровня  $C_{эф1} = 2C_{эф}$  и второго повышенного уровня  $C_{эф2} = 4C_{эф}$  для удельной активности естественных радионуклидов в материалах, которые могут быть использованы при строительстве жилых домов и различных объектов. В табл. 7.10 приведены средние значения удельной активности естественных радионуклидов в строительных материалах, используемых в бывших союзных республиках СССР. Из сопоставления данных табл. 7.10 следует, что средние значения удельных активностей по отдельным радионуклидам для строительных материалов различных республик близки, находятся в пределах средних значений  $C_{эф}$  почвы и почти на 30 % меньше средней величины  $C_{эф}$  земной коры.

Таблица 7.9

**Удельная активность естественных радионуклидов  
в различных строительных материалах [7]**

Страна	Стройматериал	Удельная активность, Бк/кг		
		$^{226}Ra$	$^{232}Th$	$^{40}K$
<b>Строительный камень</b>				
Великобритания	Гранит	89	81	111
Венгрия	Мрамор	18	11	74
ФРГ	Гранит	100	80	1299
	Базальт	33	37	444
	Түф, пемза	111	126	1073

Страна	Стройматериал	Удельная активность, Бк/кг		
		<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K
	Сланец	44	56	888
	Известняк, мрамор	< 18	< 18	37
	Песчаник, кварцит	< 33	< 33	480
Италия	Түфолитоид	129	122	1539
	Ненфро	241	218	2068
<b>Наполнители бетона</b>				
ФРГ	Песок, гравий	< 15	< 18	241
	Пористый сланец	41	67	555
Финляндия	Песок, гравий	37	43	1054
Швеция	Легкий наполнитель	144	158	10
Великобритания	То же	4	7	33
США	Гравий	26	18	370
	Песок	30	30	444
Норвегия	Легкий наполнитель	52	56	810
Венгрия	Керамзит	41	63	630
<b>Вяжущие</b>				
США	Цемент	18	11	111
Великобритания	Цемент	22	18	155
	Гипс	22	7	141
Норвегия	Клинкер	96	59	814
	Цемент	30	18	241
	Гипс	11	3	11
Венгрия	Цемент	26	18	149
ФРГ	Портландцемент	< 26	< 18	241
	Известь	< 30	22	185
	Гипс	< 18	< 10	96
Финляндия	Цемент	44	26	241
	Гипс	7	2	26
Швеция	Цемент	55	47	241
	Гипс	4	1	22
Великобритания	Легкий бетон	59	26	370
США	Бетон	26	18	296
Норвегия	Бетон	28	36	651
Венгрия	Бетон	11	15	185
	Дорожные блоки	52	59	555
Финляндия	Легкий бетон	49	36	370
Швеция	Легкий бетон	55	18	299
	Легкий бетон с			
	1947– 1975 гг.	1295	67	770

Страна	Стройматериал	Удельная активность, Бк/кг		
		<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K
	После 1975 г.	333	28	529
<b>Кирпич</b>				
Тайвань	Красный кирпич	47	65	577
	Черепица	53	60	448
Великобритания	Силикатный кирпич	15	4	333
	Кирпич	52	44	703
Норвегия	Кирпич	63	74	1136
Венгрия	Красный кирпич	44	52	592
	Желтый кирпич	52	44	629
	Кирпич	48	52	629
	Саман	33	44	592
	Огнеупорный кирпич	44	78	666
	Кровельные	74	56	777
ФРГ	Кирпич	59	67	673
	Шамот	59	85	407
	Силикатный кирпич	< 22	< 22	222
Финляндия	Глиняный кирпич	78	62	962
	Белый кирпич	22	23	577
Швеция	Кирпич	96	127	962
<b>Стройматериалы на основе отходов промышленности</b>				
США, Иллинойс	Зола	3145	17	1850
США, Монтана	То же	81	18	444
США, Северная	»	92	15	1590
США, Пенсильвания	»	96	18	407
США, Миннеаполис	»	115	15	407
	Шлак	166	18	962
	Фосфогипс	958	—	—
	То же	500	—	—
	»	1221	10	—
<b>США</b>	<b>Отходы урановой</b>	<b>4625</b>	<b>—</b>	<b>—</b>
Великобритания	Фосфогипс	629	18	41
Польша	Зола	133	109	451
	То же	96	21	629
	»	237	41	814
	Шлак	67	18	481
	То же	159	44	629
Венгрия	Шлакобетон	111	30	185
	Бетон на золе	263	133	555
	Цемент с золой	56	41	274

Страна	Стройматериал	Удельная активность, Бк/кг		
		$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$
ФРГ	Пемзобетон	74	80	710
	Шлакобетон	121	101	529
	Доменный шлак	118	130	518
	Зола	211	129	721
	Металлургический	59	85	148
	Глиноземный цемент	148	159	37
	Фосфогипс	56	< 18	< 37
	Фосфогипс	592	< 16	< 96
	Кирпич из красного	281	233	337
Финляндия	Шлак	102	69	196
Швеция	Фосфогипс	15	82	48
Норвегия	Шлак	96	60	818
<b>Прочие материалы</b>				
США	Ильменит	3	1	13
Великобритания	Вермикулит	92	—	1443
ФРГ	Асбоцемент	< 22	< 22	74
	Штукатурка	< 30	< 26	259
	Битум	< 18	< 18	111
	Глина	48	85	1110



Средние значения удельной активности естественных радионуклидов в образцах стройматериалов, используемых в бывших союзных республиках СССР [7]

Республика	Число жителей, млн чел	Количество исследованных образцов	Число обследованных месторождений		Удельная активность, Бк/кг			
			всего	на 1 млн жителей	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	C <sub>эф</sub>
РСФСР	144,027	2944	2579	17,9	25,2	24,4	370	89
Украинская	50,973	517	433	8,5	28	33	407	106
Узбекская	18,479	55	54	2,9	28	31	477	110
Казахская	16,036	184	170	10,6	42	27	511	120
Белорусская	10,002	62	58	5,8	24	29	585	112
Азербайджанская	6,718	88	69	10,3	24	19	237	69
Грузинская	5,239	33	22	4,2	28	27	444	101
Таджикская	4,643	38	35	7,6	32	30	470	111
Молдавская	4,142	7	7	1,7	26	17	270	73
Киргизская	4,055	58	52	12,8	35	33	492	120
Литовская	3,603	101	69	19,2	27	29	659	120
Армянская	3,369	8	8	2,4	37	42	792	159
Туркменская	3,271	42	40	12,2	27	17	311	75
Латвийская	2,621	36	35	13,4	25	26	466	99
Эстонская	1,541	9	9	5,8	21	13	348	68

Для оценки мощности дозы облучения (от  $\gamma$ -квантов естественных радионуклидов, содержащихся в строительных материалах) внутри помещений можно воспользоваться зависимостью (7.7), которая получена для сферы с учетом толщины слоя активного вещества при предположениях, аналогичных сделанным при выводе формулы (7.2) [12]:

$$\dot{D} = \frac{4\pi c K_{\gamma}}{\mu} \left( 1 - e^{-\mu \bar{d}} \right), \quad (7.7)$$

где  $\bar{d}$  — усредненная толщина стен, потолка и пола, имеющих удельную активность нуклида  $C$ , Бк/кг;  $\dot{D}$  — мощность дозы, например от нуклида  $^{40}\text{K}$ , Гр/с; остальные множители — такие же, что и в выражении (7.2).

Оценим эквивалентную дозу, получаемую жильцами, проживающими в помещении, построенном после 1974 г. в Швеции из легкого бетона, содержащего  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  и  $^{40}\text{K}$  с

удельными активностями 333 Бк/кг, 28 Бк/кг и 529 Бк/кг соответственно (см. табл. 7.9). Примем усредненную толщину стен, потолка и пола равной 25 см ( $\rho_{\text{бет}} = 1800 \text{ кг/м}^3$ ).

Вычислим мощность дозы внутри помещения от  $^{40}\text{K}$  при его концентрации 529 Бк/кг, используя формулу (7.7):

$$\begin{aligned} \dot{D}_{\text{K}} &= \frac{12,56 \cdot 529 \cdot 5,06 \cdot 10^{-18}}{0,00258} \left(1 - e^{-0,00258 \cdot 1800 \cdot 0,25}\right) = \\ &= 0,893 \cdot 10^{-11} \text{ Гр/с} = 3,21 \cdot 10^{-18} \text{ Гр/ч.} \end{aligned}$$

В течение года человек в среднем находится в жилом помещении около 6000 часов [7], и эквивалентная доза только от  $^{40}\text{K}$  составит

$$H_{\text{внK}} = 3,21 \cdot 10^{-18} \cdot 6000 \cdot 1,11 = 2,14 \cdot 10^{-4} \text{ Зв/г.} = 214 \text{ мкЗв.}$$

За этот же период времени эквивалентная доза от распада продуктов урана составит

$$H_{\text{внU}} = \frac{4,23}{0,43} \cdot 214 \cdot \frac{333}{529} = 1330 \text{ мкЗв,}$$

в которую основной вклад вносит  $^{226}\text{Ra}$  и генетически связанные с ним нуклиды.

Эквивалентную дозу от продуктов распада тория находим аналогично:

$$H_{\text{внTh}} = \frac{6,62}{0,43} \cdot 214 \cdot \frac{28}{529} = 175 \text{ мкЗв}$$

И суммарная доза за год от естественных радионуклидов будет равна  $H_{\text{вн}} = 1720 \text{ мкЗв}$ .

Полученные значения эквивалентной дозы от рядов урана и тория занижены по отношению  $^{40}\text{K}$  примерно на 2–3 %. Это связано с тем, что эффективная энергия  $\gamma$ -квантов у  $^{40}\text{K}$  несколько выше, чем у продуктов распада урана и тория. Поправку, учитывающую различие в энергиях  $\gamma$ -квантов (обусловленную членом  $e^{-\mu \cdot d}$  в формуле (7.7)), можно извлечь из данных табл. 7.11, в которой приведены относительные значения мощности дозы (%) от  $\gamma$ -квантов в центре сферы в зависимости от толщины сферического слоя  $d$  для  $^{40}\text{K}$  и семейств урана и тория. При толщине слоя бетона  $54 \text{ г/см}^2$  для семейства урана поправка составит 2 % от дозы, рассчитанной для уранового ряда, которую необходимо прибавить к 1720 мкЗв. Поправка для ряда тория меньше 1 %, и ею можно пренебречь. Кроме того, необходимо учесть тот факт, что наличие окон и дверей уменьшает суммарную дозу облучения, поскольку на их месте нет бетона. Поэтому вычисленную эквивалентную дозу следует умножить на геометрический фактор, равный отношению суммы площадей стен и перекрытий за вычетом окон и дверей к общей площади стен, пола и потолка.

Дозы, рассчитанные для сферы с заданной толщиной стенки, необходимо также скорректировать на фактор, учитывающий геометрию помещений (приведен в табл. 7.12). Из этой таблицы следует, что при толщине стен, например,  $50 \text{ г/см}^2$  в помещении кубической формы при той же концентрации естественных радионуклидов в строительном материале доза облучения будет больше, чем внутри сферы, на 7,7 %. Различие мало для стен толщиной более  $100 \text{ г/см}^2$  и составляет менее 2,6 %, но возрастает при малых толщинах, достигая 20–30 %. Описанный метод дает возможность сравнительно легко оценить дозу облучения в помещениях, построенных из материалов, содержащих естественные радионуклиды. Более подробное описание расчета дозы облучения внутри помещений приведено в [7].

Таблица 7.11

**Зависимость относительного значения мощности дозы  $\gamma$ -излучения (%)  
в центре сферы от толщины сферического слоя  $d$  [7]**

$d, \text{г/см}^2$	Семейство урана	Семейство тория	Калий	$\gamma$ -Кванты с энергией:	
				0,8 МэВ	1 МэВ
0,235	0,67	0,66	0,60	0,67	0,65
1,175	3,17	3,0	2,97	3,32	3,21
2,35	6,23	5,95	5,80	6,52	6,32
11,75	27,5	26,3	25,8	28,6	27,9
23,5	47,0	45,5	44,9	49,1	48,0
70,5	84,9	84,3	82,6	86,8	85,9
94,0	92,4	91,3	91,2	93,3	92,7
141,0	98,9	97,5	97,4	98,6	98,0
235	100	100	100	100	100

Таблица 7.12

**Отношение мощности дозы  $\gamma$ -излучения (%),  
создаваемого в помещениях с различной толщиной ограждений (стен), к мощности дозы  
при  
бесконечной толщине данного слоя [7]**

Форма помещения	Толщина ограждения, $\text{г/см}^2$						
	1	2	5	10	20	50	100
Сферическая	2,7	5,4	13,0	24,3	42,6	75,1	93,8
Кубическая	3,3	6,4	15,4	28,4	48,7	81,1	96,4
Удлиненная	3,5	6,9	16,5	30,3	51,4	83,5	97,3
Сжатая	4,8	7,1	16,9	31,0	52,4	84,4	97,6
Бесконечный плоский слой	11,2	18,6	34,2	51,0	70,3	91,5	98,6

**Средневзвешенные значения эффективной удельной активности  
естественных радионуклидов в стройматериалах различных регионов России [7]**

Область, край, республика	Число жителей, тыс. чел.	Масса используемых стройматериалов, т/ (чел. · г.)	$C_{эф}$ , Бк/кг	Средняя мощность дозы в помещении $D$ , нГр/ч	Средняя эффективная эквивалентная доза $H$ , мкЗв/г.
Бурятская	1013	3,5	104	82	492
Калининградская	848	3,6	88	70	416
Камчатская	435	3,3	48	38	227
Карельская	787	5,5	92	73	435
Кемеровская	3123	9,1	41	32	194
Коми	1227	7,7	31	24	147
Костромская	798	3,4	48	38	227
Краснодарский	5026	7,7	122	96	577
Красноярский	3476	5,2	97	77	459
Курская	1327	3,0	72	57	341
Ленинградская	6538	3,9	141	111	667
Липецкая	1211	7,4	107	85	506
Мордовская	963	3,9	38	30	180
Мурманская	1101	8,4	92	73	435
Омская	2076	3,7	128	101	605
Орловская	863	2,9	102	81	482
Приморский	2164	7,4	74	58	350
Рязанская	1312	11,0	57	45	270
Саратовская	2631	6,2	45	36	213
Сахалинская	701	2,8	74	58	350
Смоленская	1143	3,5	82	65	388
Ставропольский	2748	4,2	94	74	445
Татарская	3531	3,9	39	31	184
Томская	972	6,7	65	51	307
Тульская	1864	6,7	82	65	388
Тюменская	2675	2,6	60	47	284
Удмуртская	1572	2,8	38	30	180
Ингушетия	1222	5,1	81	64	383
(Якутская) Саха	1001	3,3	186	147	880
Ярославская	1452	2,6	73	58	345

В табл. 7.13 даны значения эффективной удельной активности естественных радионуклидов в строительных материалах и оцененные мощности дозы в помещениях по тридцати регионам Российской Федерации. В таблицу включены только регионы, для которых получено хорошее согласие с данными геологического фонда потребляемых материалов как по отдельным видам строительных материалов, так и по общему количеству материалов, используемых в регионе. Среднее значение эффективной удельной активности в строительных материалах в Российской Федерации составляет 89 Бк/кг (см. табл. 7.10). Первый и второй повышенные уровни (как превышение в 2 и 4 раза среднего значения) в соответствии с рекомендациями ОЭСР [15] могут быть определены в пределах 178 Бк/кг и 356 Бк/кг соответственно.

Результаты широкомасштабных исследований мощности дозы  $\gamma$ -излучения в жилых помещениях в целом ряде западных стран приведены в табл. 7.14. В скобках даны средние значения мощности дозы в странах, в которых исследовались не все регионы. Из табл. 7.14 следует, что наиболее низкая мощность дозы наблюдается в деревянных домах (30– 70 нГр/ч), сравнительно высокая — в бетонных, кирпичных и каменных (100– 120 нГр/ч), а наиболее высокие значения мощности дозы обнаружены в домах из легкого бетона (172 нГр/ч).

Измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения в помещениях и вне зданий на открытой местности характеризуют радиоактивность строительных материалов. В табл. 7.15 приведены выполненные в ФРГ измерения отношения мощности дозы  $\gamma$ -излучения, создаваемого в зданиях, построенных из различных строительных материалов, к мощности дозы вне зданий [16]. Среднее значение этого отношения для жилых зданий составило 1,36. Измерения показали, что среднегодовая доза  $\gamma$ -излучения на открытой местности вблизи бетонных зданий равна 370 мкЗв/г., в то время как вблизи деревянных зданий она меньше и составляет 310 мкЗв/г.

Мощность дозы  $\gamma$ -излучения в зданиях (Европа), нГр/ч [7]

Страна	Число зданий	Тип зданий	Средняя мощность дозы $\gamma$ -излучения	Средневзвешенная мощность дозы $\gamma$ -излучения по стране	Год исследований
Австрия	1900	Кирпичные	110	71	1980
		Бетонные	81		
		Деревянные	75		
		Каменные	110		
Великобритания	2000	Различные	62	62	1985
ГДР	667	То же	74	74	1969
Дания	82	Кирпичные	60	60	1985
		Бетонные	50		
		Деревянные	30		
Ирландия	223	Различные	62	62	1985
Италия	600	То же	60	60	1984
Нидерланды	399	»	64	64	1985
Норвегия	2026	Кирпичные	120	95	1977
		Бетонные	105		
		Деревянные	71		
Польша	1351	Сборные со шлаком	77–120	73	1984
		Кирпичные	57–100		
		Сборные	54–68		
		Кирпично-деревянные	60–79		
		Деревянные	42–51		
Франция	946	Различные	88	75	1980
	5798	То же	75		1985
ФРГ	29996	Каменные	70	70	1978
		Каркасные	71		
		Сборные	40		
		Деревянные	45		
Швеция	1189	Кирпичные	92	96	1983
		Бетонные	116		
		Легкий бетон	172		
		Деревянные	53		

$\frac{D_{\text{пом}}}{D_{\text{ул}}}$  [16]

**Отношение мощностей дозы  $\gamma$ -излучения в зданиях и на открытой местности**

Строительный материал	$\frac{D_{\text{пом}}}{D_{\text{ул}}}$	Строительный материал	$\frac{D_{\text{пом}}}{D_{\text{ул}}}$
Пемза	1,50	Глина	1,35
Шлак	1,47	Известняк	1,24
Клинкер	1,36	Бетон	1,24
Кирпич и камень	1,35	Пенобетон	1,18
		Дерево	0,95

Измерения также показали, что средняя мощность дозы в жилых зданиях в ФРГ составляет 70 нГр/ч. Наименьшая мощность дозы получена в федеральной земле Бремен (46 нГр/ч) и Гамбурге (49 нГр/ч), а наибольшая — в Саарланде (106 нГр/ч) и Рейнланде-Пфальце (90 нГр/ч). Повышенное значение мощности дозы в домах Саарланда обусловлено широким использованием в этом регионе шлаков и других отходов промышленности в качестве строительных материалов.

Более корректные измерения были проведены в Норвегии [17], где мощность дозы  $\gamma$ -излучения определялась в парках и садах, а не вблизи зданий. Было найдено, что отношение средней мощности дозы в жилых зданиях к мощности дозы на открытой местности, с учетом числа жителей, составило для деревянных домов 0,95, бетонных — 1,42 и кирпичных — 1,6.

Аналогичные измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения внутри и вне зданий были проведены в г. Ленинграде (С.-Петербурге). Установлено, что средневзвешенное значение мощности дозы во всех зданиях города составляет 91 нГр/ч: в домах, построенных до 1960 г., — 70 нГр/ч, а в домах, построенных после 1960 г., — 99 нГр/ч. Средняя мощность дозы  $\gamma$ -излучения на улицах города составила 52 нГр/ч, в садах и парках — 44 нГр/ч.

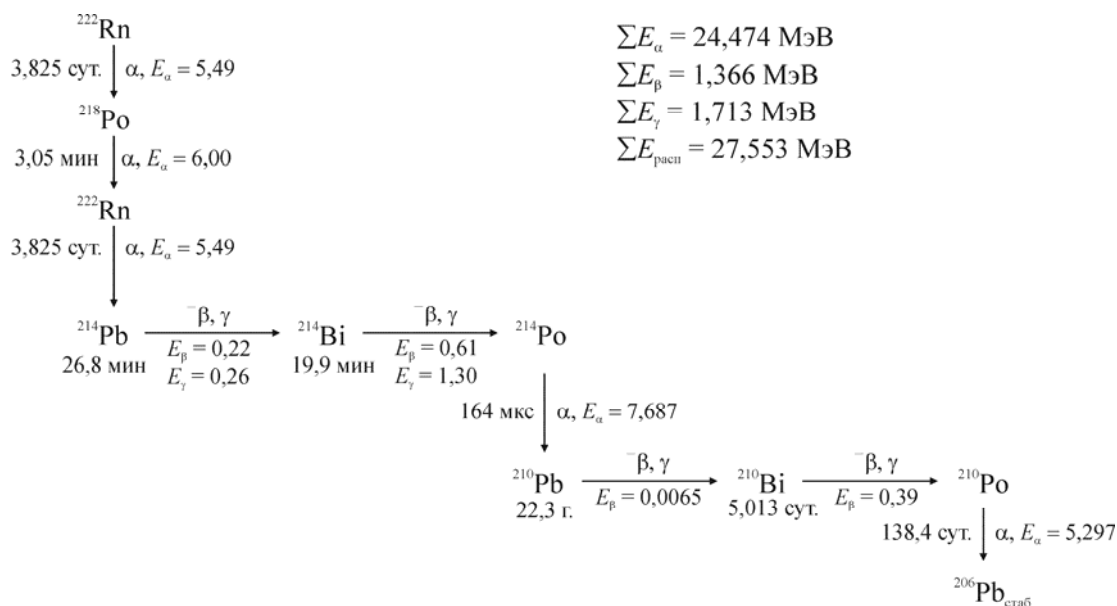
Приведенные значения мощности дозы  $\gamma$ -излучения внутри и вне помещений дают возможность вычислить эквивалентную эффективную усредненную дозу, получаемую жителем региона, местности или города. Так, если предположить, что житель в г. С.-Петербурге 0,8 суток проводит внутри зданий, а 0,15 и 0,05 соответственно на улицах и в парках, то, живя в домах старой постройки, он получает 420 мкЗв/г., а в новых зданиях — 520 мкЗв/г. [7].

## 7.4. Земные источники внутреннего облучения человека

### 7.4.1. Объемная активность радона в воздухе помещений

Доза облучения от земных источников радиации зависит от образа жизни людей. Использование природного газа для отопления и приготовления пищи, открытых угольных жаровен, герметизация помещений с целью сохранения тепла — все это увеличивает уровень облучения людей естественными источниками радиации. Большую часть дозы человек получает от радионуклидов  $^{222}\text{Rn}$  и продуктов его распада, а также от  $^{40}\text{K}$ , попадающих в его организм вместе с вдыхаемым воздухом или пищей. Согласно оценкам НКДАР, радон вместе с дочерними продуктами радиации распада ответственен примерно за 75 % годовой индивидуальной эффективной эквивалентной дозы облучения, получаемой населением от земных источников радиации [5]. При этом большая часть дозы облучения обусловлена дочерними продуктами распада радона, а не самим радоном. По рис 7.1, на котором приведена цепочка распада нуклидов, генетически связанных с  $^{222}\text{Rn}$ , видно, что на продукты распада радона, включая а, b и  $\gamma$ -излучение, приходится 22,063 МэВ (из полной энергии 27,553 МэВ), т. е. 80 %. В числе дочерних

продуктов три нуклида ( $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Po}$  и  $^{210}\text{Po}$ ) испускают  $\alpha$ -частицы и один из них —  $^{218}\text{Po}$  находится практически всегда в равновесии с  $^{222}\text{Rn}$  из-за малого периода его полураспада. При вдыхании воздуха в легкие вместе с радоном попадают и продукты его распада, оседающие на поверхности легких, активная площадь которых составляет около 50 м<sup>2</sup>. Продукты распада радона, образовавшиеся в объеме легких, примерно на 80 % тоже задерживаются поверхностью легких, подвергая их непрерывному облучению  $\alpha$ - и  $\beta$ -частицами.



**Рис. 7.1.** Основные продукты распада  $^{222}\text{Rn}$  и энергия, выделяющаяся на 1 Бк  $^{222}\text{Rn}$

Повышенное содержание урана в строительных материалах приводит к увеличению мощности дозы внешнего  $\gamma$ -облучения, но еще в большей степени — внутреннего облучения, связанного с эмиссией  $^{222}\text{Rn}$  в обитаемые помещения. В 1980-х гг. сначала в Швеции и Финляндии, а затем в Великобритании и США были обнаружены жилые помещения с концентрацией радона, в 5000 раз превышающей его концентрацию в наружном воздухе [5]. С 1930 г. для строительства зданий в Швеции широко использовался легкий бетон с наполнителем, изготовленным из кварцевых сланцев (см. табл. 7.9). Производство этих изделий было прекращено только в 1976 г. из-за их высокой удельной активности, особенно по  $^{226}\text{Ra}$ , достигающей 1200 Бк/кг. По данным [18], в этих зданиях к тому времени проживало около 10 % населения Швеции. Высокая удельная радиоактивность была обнаружена в США у бетонов, в которых в качестве наполнителя применялся кальцийсиликатный шлак, являющийся побочным продуктом переработки фосфатных руд. Таким же продуктом переработки фосфатных руд является фосфогипс, который относится к разряду промышленных отходов. Установлено, что этот материал также имеет высокую удельную радиоактивность по  $^{226}\text{Ra}$ , но до 1970-х гг. его использовали как строительный материал. Только в Японии в 1974 г. строительная промышленность израсходовала 3 млн тонн такого материала. Фосфогипс как строительный материал применялся также в США, ФРГ и в Швеции. Люди, живущие в таких домах, подвергаются облучению в среднем на 30 % более интенсивному, чем жильцы других домов, и, согласно расчетам, ожидаемая эффективная коллективная эквивалентная доза облучения в результате применения этого материала составляет около 300 000 чел.-Зв [5]. Известны случаи применения в строительстве даже отходов урановых рудников. В 1962–1966 гг. пустая порода из отвалов обогатительных фабрик, производящих урановый концентрат, применялась в качестве строительного материала для засыпки площадок под дома (г. Гранд-Джанкшен, Колорадо, США) [19]. После обнаружения этого факта власти штатов приняли решение о необходимости проведения защитных мероприятий, включая такие, как удаление этих отвалов из готовых построек.

Радон высвобождается из земной коры повсеместно, но его концентрация в наружном воздухе существенно различается для разных точек земного шара (табл. 7.16). Однако большую часть дозы облучения от радона и его продуктов распада человек получает, находясь в закрытых непроветриваемых помещениях, в которых уровень концентрации радона в среднем в 8 раз выше, чем в наружном воздухе [5]. Радон накапливается в таких помещениях, просачиваясь через



фундамент и пол из грунта или высвобождаясь из строительного материала (кирпич, бетон, шлакоблоки).

Скорость проникновения исходящего из земли радона в помещения фактически определяется толщиной и целостностью межэтажных перекрытий. Этот вывод подтвердился при инспекции домов, построенных на регенерированных после добычи фосфатов землях во Флориде и в Чикаго. Например, в Чикаго в домах, стоящих прямо на земле, с земляными подвалами, были зарегистрированы концентрации радона, в 100 раз превышающие его средний уровень в наружном воздухе.

Таблица 7.16

**Концентрация  $^{222}\text{Rn}$  в различных местах земного шара (при среднем уровне  $2 \text{ Бк/м}^3$ ) [5]**

Место	Бк/м <sup>3</sup>
1. Цинциннати (город, США)	9,6
2. Франция	9,3
3. Нью-Йорк (город, США)	4,8
4. Великобритания	3,3
5. Вашингтон (город, США)	2,9
6. Япония	2,1
7. Боливия	1,5
8. Филиппины	0,3
9. Индийский океан	0,7
10. Марианские острова	0,05
11. Маршалловы острова	0,02
12. Каролинские острова	0,02

Результаты подобных исследований объемной активности радона в воздухе жилых помещений приведены в табл. 7.17 [7]. Высокие значения объемной активности обнаружены в домах Великобритании ( $140 \text{ Бк/м}^3$ ), Китая ( $120 \text{ Бк/м}^3$ ) и в домах Швеции, построенных до 1975 г. ( $122 \text{ Бк/м}^3$ ). Для оценки вклада радона, выделяющегося из грунта, в объемную активность воздуха в жилых помещениях в ряде стран были выполнены специальные исследования. В результате, например, установлено, что обнаруженная высокая объемная активность, в 10 раз превышающая среднее значение для всей страны, в Корнуэлле и других районах Великобритании обусловлена тем, что здания построены на обнаженных гранитных породах.

Характеристику радиационного фона жилых помещений можно получить только путем широкомасштабных исследований. Основная часть информации объемной активности радионуклидов в воздухе помещений относится к  $^{222}\text{Rn}$ . Объемная активность дочерних продуктов  $^{222}\text{Rn}$ , определяющая дозы в легочной ткани, как правило, оценивалась по объемной активности  $^{222}\text{Rn}$  при определенном значении коэффициента равновесия.

Концентрация радона и его продуктов распада в помещениях определяется скоростью его эксхалации из строительных конструкций зданий и из грунта, которая зависит от коэффициента эманирования радона из строительного материала. Коэффициент эманирования определяется как отношение равновесной активности  $^{222}\text{Rn}$ , выделившегося из 1 кг строительного материала, к удельной активности радона в твердом образце этого материала. В [7] для оценки свойств

строительных материалов выделять радон и создавать объемную активность в воздухе помещений введен параметр эффективной удельной активности радия, который определяется как произведение удельной активности радия на коэффициент эманирования радона из этого материала. В табл. 7.18 и 7.19 приведены коэффициенты эманирования и эффективные удельные активности основных материалов, используемых в отечественном строительстве и в зарубежных странах. Низкие коэффициенты эманирования получены для летучей золы, шлака и цемента, что связано с их термической обработкой. По этой же причине более низкий коэффициент эманирования у красного кирпича по сравнению с бетоном. Из данных табл. 7.18 также следует, что эффективная удельная активность  $^{226}\text{Ra}$  почти во всех исследованных строительных материалах ниже, чем в почве. Этот факт указывает на то, что эмиссия радона из почвы преобладает над его эмиссией из строительного материала. Поэтому объемная удельная активность радона в подвалах и на первых этажах, как правило, будет выше, чем в помещениях, расположенных на следующих этажах.

Таблица 7.17

**Объемные активности  $^{222}\text{Rn}$  и его дочерних продуктов в жилых домах [7]**

Страна	Тип жилищ	Число измерений	Год исследований	Медианные (мед.) или средние (ср.) значения, Бк/м <sup>3</sup>
Австрия (Зальцбург)	Дома, квартиры	729	1980	15 (мед.)
Бельгия	73 дома, 6 квартир	79	1984	41 (мед.)
Великобритания				
в целом	Дома	> 2000	1985	13 (мед.)
Корнуэлл и др. районы	То же	700		140 (мед.)
Венгрия	»	833	1972	—
Дания	72 дома 10 квартир	82	1984	70 (мед.) 22 (мед.)
Ирландия	Дома	250	1984	43 (мед.)
Италия	То же	1000	1984	43 (мед.)
Канада	»	13413	1980	33 (мед.)
Канада (Урановый город)	»	632	1976	—
Китай	»	896	1983	120 (ср.)
Нидерланды	»	1000	1985	24 (мед.)
Польша	Квартиры	201	1978	10 (ср.)
США	Дома	552	—	35 (мед.) 61 (ср.)
Финляндия	То же	2154	1982	64 (мед.) 90 (ср.)
Франция	»	765	Продолжаются	44 (мед.) 76 (ср.)
ФРГ	»	5970	1984	40 (мед.) 49 (ср.)
Швейцария	»	123	1982	60 (мед.) 150 (ср.)
Швеция	Дома постройки до 1975 г.	315	1982	122 (ср.)

Страна	Тип жилищ	Число измерений	Год исследований	Медианные (мед.) или средние (ср.) значения, Бк/м <sup>3</sup>
				65 (мед.)
	Квартиры постройки до 1975 г.	191	1982	85 (ср.) 46 (мед.)
	Дома постройки после 1975 г.	96	1982	59 (ср.)
	Дома с высоким содержанием радона	25 535	1984	100 (мед.)
	Квартиры с высоким содержанием радона	6445	1984	100 (мед.)

Таблица 7.18

**Коэффициент эманирования  $\eta$  и эффективная удельная активность  $C_{RaH}$  в отечественных строительных материалах и почве (средние значения и диапазон вариаций) [20]**

Материал	Число образцов	$C_{Ra}$ , Бк/кг	$h$ , %	$C_{RaH}$ , Бк/кг
Глина	23	48 (10–255)	21 (13–39)	7,0 (1,4–25)
Почва	7	21 (15–28)	21 (5,7–44)	4,1 (1,6–6,7)
Щебень	11	35 (14–81)	9,1 (3,0–17)	3,5 (4,4–14)
Песчано-гравийная смесь	10	18 (8,1–41)	19 (7,4–35)	3,4 (1,1–6,7)
Строительный раствор	4	15 (11–20)	24 (16–42)	3,3 (2,3–4,4)
Тяжелый бетон	15	27 (11–48)	11 (3,4–26)	3,1 (1,0–4,1)
Песок	14	9,6 (3,7–20)	20 (4,3–46)	1,9 (0,41–5,2)
Гравий	5	16 (5,6–23)	11 (7,1–14)	1,7 (0,67–7,0)
Легкий бетон	5	23 (13–44)	9,6 (1,2–23)	1,5 (0,56–3,5)
Силикатный кирпич	6	14 (6,3–30)	10 (6,9–14)	1,3 (0,81–2,1)
Штукатурка	3	9,6 (6,7–14)	12 (9,1–16)	1,0 (0,59–1,4)
Шлак	17	104 (21–192)	0,9 (0,1–1,5)	0,92 (0,15–4,4)
Известь, мел	6	26 (8,1–70)	3,5 (2,7–4,0)	0,92 (0,04–2,4)
Туф	5	48 (37–67)	1,4 (0,5–2,4)	0,59 (0,22–1,1)
Кирпич красный	16	36 (13–56)	1,5 (0,4–3,8)	0,55 (0,18–1,7)
Зола	8	107 (52–155)	0,8 (0,1–2,4)	0,55 (0,07–1,6)
Цемент	13	41 (23–59)	1,3 (0,5–2,3)	0,48 (0,11–1,0)
Керамзитовый гравий	7	28 (23–74)	1,0 (0,3–1,7)	0,41 (0,15–0,59)
Строительный гипс	4	8,9 (7,0–10)	4,4 (1,9–7,3)	0,37 (0,15–0,59)
Известняк	4	3,7 (3,7–4,1)	4,6 (1,4–13)	0,18 (0,04–0,52)



Коэффициенты эманирования  $\eta$  и эффективная удельная активность  $C_{Ra,h}$   
в зарубежных строительных материалах [24, 32–34]

Материал	Страна	Число образцов	$C_{Ra}$ , Бк/кг	$h$ , %	$C_{Ra}h$ , Бк/кг
Бетон	Венгрия	~100	13	28	3,6
	Норвегия	137	28	1–20	0,3–5,6
	США	50	9–32	13–25	1,2–8
Бетон с летучей золой	США	8	19	26	4,9
Красный кирпич	Венгрия	~ 200	55	3,6	2,0
	Польша	3	18	2–5	0,4–0,9
	США	6	45	1	0,5
Кирпич	Норвегия	18	63	1	0,6
	Греция	5	45	2	0,9
Силикатный кирпич	Польша	3	7–15	0,8–16	0,1–1,8
Саман	США	2	30	6	1,8
Гипс	США	12	12	28	3,4
Гипс (апатитовый)	Польша	1	26	3,5	0,9
Гипс (фосфоритовый)	Польша	3	580–740	13–20	86–130
Заполнитель из вспученной глины	Норвегия	12	52	1–20	0,5–10
Скальная порода	США	9	55	4	2,2
Летучая зола	Польша	33	100	0,5	0,5
Шлак	Польша	11	70	0,7	0,5
Цемент	Польша	4	9–25	0,8–8	0,1–2
	США	4	50	1	0,5
Песок	США	2	34	16	5,4
		2	10	12	1,2
Гравий	США	4	14	7	1,0

Концентрация  $^{222}\text{Rn}$  в воздухе помещений зависит не только от коэффициента эманирования  $^{222}\text{Rn}$  из строительного материала, но и от воздухообмена в помещениях.

Объемная удельная активность радона в воздухе помещений в зависимости от времени и скорости его выделения из стен и перекрытий с учетом радиоактивного распада и кратности обмена воздуха в помещении определяется выражением [21]:

$$C_0(t) = \left[ \frac{\sum_i q_i S_i}{V(\lambda_0 + \lambda_v)} + \frac{C(a)\lambda_v}{\lambda_0 + \lambda_v} \right] \{1 - \exp[-(\lambda_0 + \lambda_v)t]\} + C_0(0) \exp[-(\lambda_0 + \lambda_v)t], \quad (7.8)$$

где  $C_0(t)$  — объемная активность радона в помещении в момент времени  $t$ ;  $q_i$  — скорость выделения радона из стен и перекрытий, Бк/(м<sup>2</sup> · с), имеющих площадь  $S_i$ , м<sup>2</sup>;  $V$  — объем помещения, м<sup>3</sup>;  $\lambda_0$  — постоянная распада радона, равная  $2,1 \cdot 10^{-6}$  с<sup>-1</sup>;  $\lambda_v$  — кратность воздухообмена в помещении, с<sup>-1</sup>;  $C_0(0)$  — объемная активность радона в помещении при  $t = 0$ , Бк/м<sup>3</sup>;  $C(a)$  — объемная активность радона в атмосферном воздухе, Бк/м<sup>3</sup>.

Из зависимости (7.8) следует, что равновесная объемная активность радона в помещении определяется соотношением:

$$C_0(t) = \frac{\sum_i q_i S_i}{V(\lambda_0 + \lambda_v)} + \frac{\lambda_v}{\lambda_0 + \lambda_v} C(a). \quad (7.9)$$

При одинаковой скорости выделения радона из стен, пола и потолка получим выражение:

$$C_0(t) = \frac{qS}{V(\lambda_0 + \lambda_v)} + \frac{\lambda_v}{\lambda_0 + \lambda_v} C(a), \quad (7.10)$$

где  $S$  — суммарная площадь пола, стен и потолка, м<sup>2</sup>.

Из соотношения (7.10) следует, что объемная равновесная активность радона в воздухе помещений всегда больше, чем в атмосферном воздухе, и в основном определяется отношением скорости выделения радона из стен и перекрытий к скорости воздухообмена.

В литературе имеются данные экспериментальных определений скорости эксхалляции радона из почв и земных пород, которые находятся в пределах от  $2,1 \cdot 10^{-4}$  до  $5,25 \cdot 10^{-2}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с) при среднем значении  $1,57 \cdot 10^{-2}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с). В табл. 7.20 приведены оцененные по формуле (7.10) значения объемной активности <sup>222</sup>Rn, в помещении площадью  $S = 20$  м<sup>2</sup> и высотой 3 м при скорости его выделения из строительных материалов в пределах  $5,25 \cdot 10^{-2}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с) до  $2,0 \cdot 10^{-4}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с) и кратности обмена воздуха от 0,1 до 10 в час. В вычислениях принято, что объемная активность <sup>222</sup>Rn в атмосферном воздухе составляет 3,7 Бк/м<sup>3</sup>.

Из табл. 7.20 видно, что при пониженном воздухообмене ( $\lambda_v = 0,1$  ч<sup>-1</sup>) даже при средней скорости выделения <sup>222</sup>Rn равной  $1,57 \cdot 10^{-2}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с), объемная активность радона в воздухе помещений может достигать весьма высоких значений — 827 Бк/м<sup>3</sup>. В случае отсутствия воздухообмена в таком помещении объемная активность радона будет определяться только константой его распада и при  $q = 1,57 \cdot 10^{-2}$  Бк/(м<sup>2</sup> · с) составит значительную величину —  $1,17 \cdot 10^4$  Бк/м<sup>3</sup>.

**Объемная активность  $^{222}\text{Rn}$  в воздухе помещения (Бк/м<sup>3</sup>) при разных значениях кратности воздухообмена  $l_n$  и скорости его эксхалляции  $q$**

$l_n, \text{ч}^{-1}$	$q, \text{Бк}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$			
	$5,25 \cdot 10^{-2}$	$1,57 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-4}$
0,1	2757	827	93	14,7
0,5	587	178	23	6,3
1,0	300	91,5	13,2	4,9
5,0	62	21,4	5,6	3,9
10,0	33,3	12,5	4,7	3,8

Если же здание построено из дерева с полом площадью  $S = 20 \text{ м}^2$ , то объемная активность  $^{222}\text{Rn}$  на первом этаже (при средней скорости его выделения из грунта  $q = 1,57 \cdot 10^{-2} \text{ Бк}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$  и скорости воздухообмена  $l_n = 0,1 \text{ ч}^{-1}$ ) будет равна  $182 \text{ Бк}/\text{м}^3$ , что намного выше объемной активности атмосферного воздуха.

Объемная активность радона в воздухе помещений зависит от скорости эксхалляции радона из стен и перекрытий (см. формулу (7.10)), которая в свою очередь определяется коэффициентом эманирования и длиной диффузии  $^{222}\text{Rn}$  в строительном материале, а также концентрацией в нем  $^{226}\text{Ra}$ . Процесс диффузии радона в строительных материалах подробно рассмотрен в [7, 22], где приведены формулы для оценки скорости эксхалляции радона и его объемной активности в помещении стандартных размеров с учетом набора параметров строительных материалов, которые можно измерить в лабораторных условиях:

$$C_0 = C_{\text{Ra}} \eta \rho d \frac{S}{V} \frac{\lambda_0}{\lambda_0 + \lambda_v} \cdot \frac{\text{th} \beta}{\beta} + \frac{\lambda_v}{\lambda_0 + \lambda_v} C_0(a), \quad (7.11)$$

$$q = C_{\text{Ra}} \eta \rho d \lambda_0 \frac{\text{th} \beta}{\beta}, \quad (7.12)$$

где  $q$  — скорость эксхалляции  $^{222}\text{Rn}$  из строительного материала,  $\text{Бк}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ ;  $C_0$  — объемная активность  $^{222}\text{Rn}$  в помещении,  $\text{Бк}/\text{м}^3$ ;  $\lambda_v$  — константа распада  $^{222}\text{Rn}$ ,  $\text{с}^{-1}$ ;  $C_{\text{Ra}}$  — удельная активность  $^{226}\text{Ra}$  в строительном материале,  $\text{Бк}/\text{кг}$ ;  $\eta$  — коэффициент эманирования;  $\rho$  — плотность материала конструкций,  $\text{кг}/\text{м}^3$ ;  $d$  — половина толщины стены здания,  $\text{м}$ ;  $S$  — площадь стен и перекрытий помещения,  $\text{м}^2$ ;  $V$  — объем помещения,  $\text{м}^3$ ;  $C_0(a)$  — объемная активность  $^{222}\text{Rn}$  в

наружном воздухе,  $\text{Бк}/\text{м}^3$ ;  $\beta = \frac{d}{l_0}$  — безразмерный параметр, зависящий от толщины стены и

длины диффузии радона;  $l_0 = \sqrt{\frac{b}{\rho \lambda_0}}$  — длина диффузии радона,  $\text{м}/\text{с}$ ;  $b$  — коэффициент диффузии,  $\text{м}^2/\text{с}$ ;  $\rho$  — пористость строительного материала.

Из формулы (7.12) следует, что скорость эксхалляции зависит от длины диффузии радона в строительном материале через параметр  $\frac{\text{th} \beta}{\beta}$ . Его значения для разных  $b$  приведены в табл. 7.21.

При  $b \leq 0,5$  (длина диффузии больше или равна толщине стены) значение  $\frac{th\beta}{\beta}$  мало отличается от единицы, и скорость эксхалляции достигает максимума (см. соотношение (7.12)). Для  $^{222}\text{Rn}$  длина диффузии в строительных конструкциях составляет около 20 см. При этом для обычных толщин стен и перекрытий (50–10 см) значение параметра  $\frac{th\beta}{\beta}$  лежит в диапазоне от 0,68 до 0,98, т. е. тоже мало отличается от единицы. В этом случае основным параметром

Таблица 7.21

Значение параметра  $(th\beta)/b$  для различной величины  $b$  [7]

$b$	$\frac{th\beta}{\beta}$	$b$	$\frac{th\beta}{\beta}$
0,1	0,9967	1,1	0,7277
0,2	0,9869	1,2	0,6947
0,3	0,9710	1,3	0,6629
0,4	0,9499	1,4	0,6324
0,5	0,9242	1,5	0,6034
0,6	0,8951	1,7	0,5502
0,7	0,8634	2,0	0,4820
0,8	0,8300	3,0	0,3317
0,9	0,7959	5,0	0,2000
1,0	0,7616	10,0	0,1000

строительных материалов, определяющим скорость эксхалляции радона и его объемную активность в воздухе помещений, является произведение удельной активности  $^{222}\text{Rn}$  на коэффициент эманирования  $C_{\text{Rah}}$ . Используя данные перечисленных выше строительных материалов и формулы (7.11) и (7.12), можно оценить объемную активность  $^{222}\text{Rn}$  в помещении и скорость его эксхалляции. При использовании формулы (7.11) следует принять во внимание, что она выведена для помещений с постоянной кратностью воздухообмена. Фактически кратность воздухообмена в помещении изменяется во времени в зависимости от метеоусловий и режима проветривания, что ведет к изменению концентрации  $^{222}\text{Rn}$  в помещении [7].

#### 7.4.2. Объемная активность дочерних продуктов распада радона в воздухе помещений

Связь между объемной активностью  $^{222}\text{Rn}$  и его продуктами распада при разной кратности воздухообмена рассмотрена в [23] и дается соотношениями:

$$C_1 = \frac{\lambda_1}{\lambda_1 + \lambda_v} C_0 + \frac{\lambda_v}{\lambda_1 + \lambda_v} C_1(a); \quad (7.13)$$



$$C_2 = \frac{\lambda_2}{\lambda_2 + \lambda_v} C_1 + \frac{\lambda_v}{\lambda_2 + \lambda_v} C_2(a); \quad (7.14)$$

$$C_3 = \frac{\lambda_3}{\lambda_3 + \lambda_v} C_2 + \frac{\lambda_v}{\lambda_3 + \lambda_v} C_3(a), \quad (7.15)$$

где  $C_0, C_1, C_2, C_3$  — объемная активность в воздухе помещения  $^{222}\text{Rn}, ^{218}\text{Po}, ^{214}\text{Pb}$  и  $^{214}\text{Bi}$  соответственно;  $C_1(a), C_2(a), C_3(a)$  — объемная активность дочерних нуклидов в атмосферном воздухе;  $\lambda_1 = 14,63 \text{ ч}^{-1}, \lambda_2 = 1,552 \text{ ч}^{-1}, \lambda_3 = 209 \text{ ч}^{-1}$  — их постоянные распада.

В табл. 7.22 приведены отношения объемной активности дочерних продуктов распада к объемной активности  $^{222}\text{Rn}$  при разных кратностях воздухообмена, рассчитанные в предположении, что  $C_1(a) = C_2(a) = C_3(a) = 0$ . Это соответствует случаю, когда дочерние продукты  $^{222}\text{Rn}$ , содержащиеся в атмосферном воздухе, оседают на поверхности в вентиляционных трубах, проемах окон, дверей и щелях, где проходит воздух, и не поступают внутрь помещения. В пятом столбце табл. 7.22 приведены значения коэффициента равновесия  $F$  между радоном и его дочерними продуктами, который характеризует дозу облучения легочной ткани. Коэффициент  $F$  вычисляется из соотношения [9]:

$$F = \frac{0,1046C_1 + 0,5161C_2 + 0,3693C_3}{C_0}, \quad (7.16)$$

где  $C_1, C_2, C_3$  — вычисленные по формулам (7.13)–(7.15) объемные активности дочерних радионуклидов, Бк/м<sup>3</sup>. Величина  $C_0F = C_{\text{экв}}$  пропорциональна эквивалентной дозе, поглощенной в легочной ткани. В данном варианте при вычислениях отношения объемных активностей дочерних продуктов к объемной активности радона предполагалось, что дочерние продукты не оседают на поверхности стен и не захватываются аэрозолями.

Таблица 7.22

**Отношения объемной активности дочерних продуктов к объемной активности радона и коэффициент равновесия  $F$  при разной кратности воздухообмена в помещении  $\ln$  [7]**

$\ln, \text{ч}^{-1}$	$C_1/C_0$	$C_2/C_0$	$C_3/C_0$	$F$
0	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000
0,05	0,9963	0,9653	0,9429	0,9600
0,1	0,9927	0,9326	0,8904	0,9229
0,14	0,9898	0,9079	0,8515	0,8951
0,2	0,9855	0,8730	0,7975	0,8562
0,3	0,9785	0,8200	0,7180	0,7879
0,5	0,9646	0,7296	0,5899	0,7012
0,7	0,9512	0,6555	0,4923	0,6245
1,0	0,9317	0,5666	0,3845	0,5357
1,4	0,9069	0,4768	0,2867	0,4497

2,0	0,8721	0,3811	0,1957	0,3621
3,0	0,8197	0,2795	0,1154	0,2738
5,0	0,7318	0,1733	0,0515	0,1855
7,0	0,6609	0,1199	0,0278	0,1416
10,0	0,5770	0,0775	0,0135	0,1055

В [24– 26] рассмотрено влияние на коэффициент равновесия таких процессов, как присоединение атомов продуктов распада радона к аэрозолям, оседание этих атомов и аэрозолей на стены и другие поверхности, слет атомов с аэрозолей при радиоактивном распаде, а также доли свободных атомов в продуктах распада радона. Из зависимостей, полученных в этих работах, следует, что если даже нет воздухообмена в помещении, то оседание дочерних продуктов радона на поверхности приводит к сдвигу равновесий, и концентрация дочерних радионуклидов в воздухе уменьшится. Этот вывод подтвержден экспериментальными измерениями активности дочерних продуктов распада радона в изолированных помещениях и герметичных камерах [7]. Измерения объемной активности дочерних продуктов радона в жилых помещениях, где предварительно были закрыты окна и двери, показали, что отношение активностей  $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  и  $^{214}\text{Bi}$  составляет 1,00 : 0,99 : 0,97 для кирпичных и 1,00 : 0,92 : 0,89 для блочных домов [27]. Однако рассчитанные значения отношения активностей, полученные в [25, 26], значительно отличаются от экспериментальных данных, особенно при большой кратности воздухообмена. Такое отличие в основном обусловлено принятыми в [26] константами оседания нуклидов и их слета с поверхностей. Поведение дочерних продуктов радона достаточно сложно, зависит от многих параметров, связанных с составом воздуха, его влажностью, наличием аэрозолей, электрических полей, которые трудно учесть. Влияние различных параметров на коэффициент равновесия  $F$  рассмотрено в [7, 9, 24, 26].

Особенность эксхалляции торона —  $^{220}\text{Rn}$  (55,6 с) — в отличие от  $^{222}\text{Rn}$  состоит в том, что из-за малого периода полураспада этот нуклид, эманулируя из почвы под зданием, не вносит существенного вклада в объемную активность в воздухе помещения, поскольку распадается почти полностью за время диффузии через щели в полу и перекрытии. Накопление  $^{220}\text{Rn}$  и его продуктов распада в воздухе помещения описывается теми же закономерностями, которые получены для  $^{222}\text{Rn}$  [7, 22].

Постоянная распада  $^{220}\text{Rn}$  ( $1,246 \cdot 10^{-2}$  с) значительно больше постоянной распада  $^{222}\text{Rn}$  ( $2,097 \cdot 10^{-6}$  с), поэтому при не очень большой кратности воздухообмена в помещении можно в выражении (7.10) пренебречь величиной  $l_n$ , и формула примет вид:

$$C_0 = \frac{qS}{V\lambda_0} + \frac{\lambda_v}{\lambda_0} C(a). \quad (7.17)$$

Из зависимости (7.17) следует, что влияние поступления  $^{220}\text{Rn}$  из атмосферного воздуха

сильно ослаблено множителем  $\frac{\lambda_v}{\lambda_0}$  который при однократном воздухообмене равен 0,022.

Равновесная объемная активность  $^{220}\text{Rn}$  (торона) в соответствии с формулой (7.8) устанавливается через несколько минут после изменения какого-либо параметра (например, скорости эксхалляции торона). Скорость эксхалляции  $^{220}\text{Rn}$  можно вычислить из соотношения, аналогичного уравнению (7.12):

$$q = C_{\text{Threshold}}(l_0), \quad (7.18)$$

$$l_0 = \frac{d \cdot \ln \beta}{\beta}$$

где  $l_0$  — из-за малой длины диффузии  $^{220}\text{Rn}$  по сравнению с толщиной стен и перекрытий;  $C_{\text{Th}}$  — удельная активность  $^{228}\text{Th}$  в строительном материале, Бк/кг;  $h$  — коэффициент эманирования  $^{220}\text{Rn}$ , Бк/(м<sup>2</sup> · с);  $\rho$  — плотность материала, кг/м<sup>3</sup>;  $\lambda_0$  — константа распада  $^{220}\text{Rn}$ , с<sup>-1</sup>;  $l_0$  — длина диффузии  $^{220}\text{Rn}$ , м/с.

В табл. 7.23 приведены рассчитанные по формулам (7.13)– (7.15) отношения объемной активности дочерних продуктов  $^{220}\text{Rn}$  к объемной активности этого радионуклида в воздухе стандартного помещения и коэффициенты равновесия  $F$  при разной кратности воздухообмена. Коэффициент равновесия дочерних продуктов  $^{220}\text{Rn}$  вычислялся по формуле, приведенной в докладе НКДАР [9]:

$$F = 7 \cdot 10^{-16} \frac{C_1}{C_0} + 0,9133 \frac{C_2}{C_0} + 0,0867 \frac{C_3}{C_0}, \quad (7.19)$$

где  $C_1$ ,  $C_2$  и  $C_3$  — объемные активности в воздухе помещения  $^{216}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Pb}$  и  $^{216}\text{Bi}$  соответственно.

Из табл. 7.23 видно, что коэффициент равновесия дочерних продуктов  $^{220}\text{Rn}$  сильно зависит от кратности воздухообмена и он значительно меньше коэффициента равновесия, полученного для  $^{222}\text{Rn}$  при тех же кратностях воздухообмена (см. табл. 7.22).

Таблица 7.23

**Отношение объемной активности дочерних продуктов распада торона к объемной активности торона и коэффициент равновесия  $F$  при разном воздухообмене в помещении**

$\ln, \text{ч}^{-1}$	$C_1/C_0$	$C_2/C_0$	$C_3/C_0$	$F$
0,00	1,00	1,00	1,00	100
0,04	1,00000	0,61950	0,58539	61,66
0,06	1,00000	0,52049	0,47864	51,69
0,08	1,00000	0,44876	0,40191	44,47
0,1	0,99999	0,39440	0,34424	39,01
0,14	0,99999	0,31749	0,26370	31,28
0,2	0,99999	0,24564	0,19021	24,08
0,3	0,99998	0,17836	0,12411	17,37
0,5	0,99997	0,11524	0,06667	11,10
0,7	0,99996	0,08512	0,04214	8,14
1,0	0,99994	0,06114	0,02488	5,80
1,4	0,99992	0,04444	0,01462	4,19
2,0	0,99988	0,03153	0,00806	2,95
3,0	0,99983	0,02124	0,00396	1,98
5,0	0,99971	0,01285	0,00155	1,19
7,0	0,99969	0,00921	0,00082	0,85
10,0	0,99942	0,00647	0,00042	0,60

### 7.4.3. Оценка дозы от дочерних продуктов распада изотопов радона

Рассмотренные закономерности эксхалляции радона, накопление радона и продуктов его распада дают возможность оценить средние значения их объемных активностей в воздухе помещений, необходимые для определения среднего уровня облучения людей. Особенностью такой оценки является то, что она характеризует облучение людей вследствие эксхалляции радона из строительных конструкций, в то время как оценки, основанные на экспериментальных измерениях объемных активностей, включают суммарное облучение вследствие эксхалляции радона из строительных материалов и из почвы под зданием. Коэффициенты перехода от объемной эквивалентной равновесной активности  $^{222}\text{Rn}$  и  $^{220}\text{Rn}$  к дозам облучения людей зависят от параметров модели легких и принимаемого значения доли свободных атомов. Оценки этих коэффициентов проведены экспертами Международной комиссии по радиологической защите с учетом данных о средней вероятности нахождения людей в жилых, служебных и общественных помещениях, а также на открытом воздухе с учетом суточных вариаций объемной активности радона и его дочерних продуктов в воздухе и суточной вариации скорости дыхания. Полученные таким образом значения дозовых коэффициентов представлены в табл. 7.24.

Таблица 7.24

**Дозовые коэффициенты для объемной активности дочерних продуктов изотопов радона в различных условиях [7]**

Местонахождение людей	Длительность пребывания, ч/г	Дозовые коэффициенты мЗв · м <sup>3</sup> /(Бк · г.)	
		$^{222}\text{Rn}$	$^{220}\text{Rn}$
Жилые помещения	6000	0,061	0,23
Служебные и общественные помещения	1500	0,016	0,06
Вне помещений	1000	0,014	0,04

Эти коэффициенты были использованы в [7] для оценки индивидуальной эффективной эквивалентной дозы от  $^{222}\text{Rn}$  и  $^{220}\text{Rn}$  и продуктов их распада при эксхалляции радона только из строительных конструкций помещения, которая составила 480 мкЗв/г. Доза дополнительного облучения, обусловленная эксхалляцией радона из почвы, составила 1090 мкЗв/г. Эти оценки показывают, что дочерние продукты радона, находящиеся в воздухе жилых помещений, являются основными источниками облучения населения. При этом следует подчеркнуть, что большая часть дозы от дочерних продуктов изотопов радона реализуется в легочной ткани людей, а наибольшему облучению подвергаются пульмональная и трахеобронхиальная части легочной ткани. Эквивалентные дозы в этих органах при средних значениях объемной активности, по оценкам [7], составляют 4,0 и 26,8 мЗв/г. соответственно. Накопление дочерних продуктов радона в воздухе жилых помещений могут обуславливать около 10 % наблюдающихся случаев заболевания раком легких при средних значениях объемной активности в помещениях [28]. По данным НКДАР за 1982 г., концентрация радона вместе с его дочерними продуктами внутри домов в 90 % случаев в среднем во многих странах составляла менее 50 Бк/м<sup>3</sup>, что примерно в 25 раз выше среднего уровня в наружном воздухе, а в нескольких процентах случаев радиоактивность воздуха внутри помещений превышает 100 Бк/м<sup>3</sup> [5]. В различных странах доля домов, внутри которых концентрация радона и его дочерних продуктов составляет от 1000 до 10 000 Бк/м<sup>3</sup>, находится в пределах от 0,01 до 0,1 %. Это означает, что несколько миллионов людей на Земле систематически подвергаются повышенному облучению из-за высокой концентрации радона внутри домов. Источниками поступления радона в жилые помещения являются также вода и природный газ. Вода из артезианских скважин иногда содержит большое количество радона и продуктов его распада. Были отмечены случаи, когда удельная радиоактивность воды составляла 10<sup>5</sup> Бк/л [5]. По данным исследований, около 10 % населения пьют воду с концентрацией радона более 100 Бк/л, а 1 % — с концентрацией до 1000 Бк/л. При кипячении воды радон в значительной

степени улетучивается, но дочерние продукты его распада остаются и попадают в органы человека через пищеварительный тракт. При использовании воды, содержащей радон, в душевой комнате следует опасаться накопления радона и продуктов его распада в воздухе помещения. Так, обследования домов в Финляндии, в которых используется вода из артезианских скважин, показали, что в среднем концентрация радона в ванной комнате примерно в три раза выше, чем на кухне, и приблизительно в 40 раз выше, чем в жилых комнатах [5]. Радон содержится в природном газе и, несмотря на предварительную выдержку газа до потребления, концентрация радона и его дочерних продуктов распада в помещении, в котором используются газовые плиты и отопительные приборы, значительно возрастает, если эти помещения не снабжены вытяжкой.

#### 7.4.4. Дозы облучения отдельных органов человека радионуклидами земного происхождения

Существенный вклад в дозу внутреннего облучения вносят естественные радионуклиды  $^{40}\text{K}$ ,  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{228}\text{Ra}$ , поступающие в организм человека главным образом с пищей. Среднее содержание  $^{40}\text{K}$  в биологической ткани составляет 60 Бк/кг, что обуславливает среднюю эквивалентную эффективную дозу 180 мкЗв/г [29]. В 11 % случаев распада  $^{40}\text{K}$  происходит электронный захват, который сопровождается испусканием  $\gamma$ -кванта с энергией 1,46 МэВ, а в 89 % ядра калия испускают  $\beta$ -частицы со средней энергией 0,585 МэВ. Вклад  $^{40}\text{K}$  в дозу облучения различных органов приведен в табл. 7.25, откуда следует, что наибольшую дозу он создает в красном костном мозге. Радионуклид  $^{210}\text{Po}$  является  $\alpha$ -излучателем ( $E_\alpha = 5,297$  МэВ) с периодом полураспада 138 суток. Эквивалентная эффективная доза, формируемая в теле человека  $\alpha$ -излучением  $^{210}\text{Po}$ , для районов с нормальным содержанием этого радионуклида составляет 330 мкЗв/г, а наибольшую дозу 720 мкЗв/г он создает в эндостальных клетках (см. табл. 7.25) [30]. Радионуклиды  $^{210}\text{Po}$  и генетически связанный с ним  $^{210}\text{Pb}$  концентрируются в рыбе и моллюсках, поэтому люди, потребляющие много рыбы и других даров моря, могут получать относительно высокие дозы облучения. Десятки тысяч людей на Крайнем Севере питаются в основном мясом северного оленя, в котором оба упомянутых радионуклида присутствуют в довольно высокой концентрации. Эти радионуклиды попадают в организм оленей зимой, когда они питаются лишайниками, в которых накапливаются оба изотопа. Дозы внутреннего облучения от  $^{210}\text{Po}$  в этих случаях могут в 35 раз превышать средний уровень дозы других людей, не живущих в этом регионе.

Люди, живущие в Западной Австралии в местах с повышенной концентрацией урана в почве, получают дозы облучения, в 75 раз превосходящие средний уровень, поскольку едят мясо овец и кенгуру.

Таблица 7.25

#### Дозы, обусловленные внутренним облучением некоторыми естественными радионуклидами отдельных органов человека [31]

Радионуклид	Эквивалентная эффективная доза, мкЗв/г.				
	Красный костный мозг	Легкие	Гонады	Эндостальные клетки	Все тело
$^{40}\text{K}$	270	180	160	180	180
$^{210}\text{Po}$	100	54	110	720	130
$^{226}\text{Ra} + ^{228}\text{Ra}$	16	50	7,5	190	20

Из известных 13 изотопов радия только  $^{226}\text{Ra}$  (1600 лет) и  $^{228}\text{Ra}$  (6,7 года) играют значительную роль в облучении человека. Годовая тканевая эквивалентная доза, создаваемая

ими и образованными в теле продуктами их распада, составляет 190 мкЗв для костной эндостальной ткани и 50 мкЗв/г. для легких (см. табл. 7.25). В районах с нормальным радиационным фоном в результате поступления радия в организм человека годовая эффективная доза достигает 20 мкЗв.

## 7.5. Космические лучи

Радиационный фон, создаваемый космическими лучами, дает чуть меньше половины внешнего облучения, получаемого населением от естественных источников радиации. Космические лучи галактического происхождения приходят на Землю из глубин Вселенной, и только некоторая их часть рождается на Солнце во время солнечных вспышек. Космическое излучение подразделяется на первичное и вторичное. Первичное излучение состоит из заряженных частиц высокой энергии, в основном из протонов (~ 90 %) и ионов  ${}^4\text{He}$  (~ 7 %). Энергия протонов первичного космического излучения колеблется в широком диапазоне от 1 до  $10^{14}$  МэВ [36]. Первичное солнечное космическое излучение характеризуется относительно низкой энергией и малым вкладом и практически не приводит к существенному увеличению дозы внешнего излучения на поверхности Земли.

Магнитное поле Земли, воздействуя на низкоэнергетическую часть спектра первичного излучения ( $E_{\text{чист}} < 103$  МэВ), частично отклоняет его обратно в космическое пространство (протоны,  $\alpha$ -частицы, электроны). Захват заряженных частиц магнитным полем Земли привел к образованию радиационных поясов, которые простираются на расстояние 1,2–8 земных радиусов от экватора. Нижний пояс находится между  $30^\circ$  и  $60^\circ$  к северу и к югу от экватора, внешний пояс — в области более низких широт. Заряженные частицы, попав в пояс, движутся по спирали вокруг силовых линий магнитного поля Земли, отражаясь в районе полюсов. Взаимодействуя с ядрами атомов, присутствующих в воздухе, частицы высоких энергий первичного космического излучения образуют нейтроны, протоны, мезоны и другие элементарные частицы. Эти частицы вторичного космического излучения обладают достаточной энергией для того, чтобы вызвать еще целый ряд последующих ядерных реакций с ядрами азота, кислорода, углерода (табл. 7.26). В результате первичное космическое излучение почти полностью исчезает на высоте 20 км, и население Земли подвергается практически только воздействию вторичного космического излучения. Средняя плотность потока вторичного космического излучения, достигающая поверхности Земли, колеблется в интервале 2–4,5 частиц на квадратный сантиметр в секунду. Оно состоит из двух составляющих — ионизирующего и нейтронного компонентов. На долю ионизирующего компонента приходится 14 % , а на долю нейтронного — около 1 % вклада в суммарную дозу, вносимую всеми естественными источниками излучения в местности с нормальным радиационным фоном.

Кроме обычных реакций ( $p, n$ ), ( $n, p$ ), ( $n, g$ ), при больших энергиях космических частиц идет также реакция спалляции (реакция раскалывания ядер атомов на мелкие ядра-осколки), приводящая к образованию радионуклидов бериллия, углерода, хлора и других нуклидов. Равновесные активности некоторых радионуклидов, образующихся в атмосферном воздухе под действием космических лучей, составляют значительные величины (табл. 7.27). Радиоактивность этих нуклидов обуславливает их определенную концентрацию в воздухе и в дождевой воде, а также поглощенные дозы в отдельных органах и тканях, значения которых представлены в табл. 7.28.

**Характеристики радионуклидов, индуцированных  
космическим излучением [1–3, 37]**

Образующийся радионуклид	Период полураспада	Способ образования	Примерные пределы концентрации	
			Воздух, Бк/(10 <sup>3</sup> · м <sup>3</sup> )	Дождевая вода, Бк/(10 <sup>3</sup> · л)
<sup>3</sup> H	12,3 г.	<sup>14</sup> N (n, <sup>12</sup> C) <sup>3</sup> H	0,02–0,20	200–4000
<sup>7</sup> Be	53 сут.	Спалляция (N и O)	0,08–30	400–4000
<sup>10</sup> Be	1,6 · 10 <sup>6</sup> лет	Спалляция	—	(4–40) · 10 <sup>-5</sup>
<sup>11</sup> C	20,3 мин	Спалляция	—	—
<sup>14</sup> C	5730 лет	<sup>14</sup> N (n, p) <sup>14</sup> C	2,63 · 10 <sup>3</sup> (на уровне моря)	40
<sup>18</sup> F	1,8 ч	<sup>18</sup> O (p, n) <sup>18</sup> F	—	—
<sup>22</sup> Na	2,6 сут.	Спалляция (Ar)	(2–8) · 10 <sup>-4</sup>	0,004–0,04
<sup>24</sup> Na	14,7 ч	Спалляция (Ar)	(2–8) · 10 <sup>-3</sup>	4–40
<sup>28</sup> Mg	20,9 ч	Спалляция (Ar)	—	0,2–1,20
<sup>31</sup> Si	2,6 ч	Спалляция (Ar)	—	0,8–8
<sup>32</sup> Si	104 г.	Спалляция (Ar)	(4–20) · 10 <sup>-5</sup>	(4ч20) · 10 <sup>-3</sup>
<sup>32</sup> P	14,3 сут.	Спалляция (Ar)	0,008–1,0	20–200
<sup>33</sup> P	25,3 сут.	Спалляция (Ar)	0,008–1,0	20–200
<sup>34m</sup> Cl	32,2 мин	Спалляция (Ar)	—	4,0–32
<sup>35</sup> S	87,5 сут.	Спалляция (Ar)	0,008–1,0	20–200
<sup>36</sup> Cl	3 · 10 <sup>5</sup> лет	<sup>35</sup> Cl (n, g) <sup>36</sup> Cl	—	—
<sup>37</sup> Ar	35 сут.	<sup>37</sup> Cl (n, p) <sup>37</sup> Ar	—	—
<sup>38</sup> Cl	37,2 мин	Спалляция (Ar)	—	200–3000
<sup>38</sup> S	2,8 сут.	Спалляция (Ar)	—	20–200
<sup>39</sup> Ar	269 лет	<sup>38</sup> Ar (n, g) <sup>39</sup> Ar	—	—
<sup>39</sup> Cl	55,6 мин	<sup>40</sup> Ar (n, n p) <sup>39</sup> Cl и спалляция (Ar)	—	400–4000
<sup>41</sup> Ar	1,8 ч	<sup>40</sup> Ar (n, g) <sup>41</sup> Ar	—	—
<sup>81</sup> Kr	2,1 × 10 <sup>5</sup> лет	<sup>80</sup> Kr (n, g) <sup>81</sup> Kr	—	—





**Суммарная равновесная активность и масса некоторых радионуклидов, образующихся в атмосфере под действием космических лучей**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Активность, Бк	Масса, г
$^3\text{H}$	12,3 г.	$2,5 \cdot 10^{14}$	0,7
$^7\text{Be}$	53 сут.	$8,1 \cdot 10^{13}$	$6,2 \cdot 10^{-3}$
$^{14}\text{C}$	5730 лет	$(1,6-2,5) \cdot 10^{15}$	$(1,0-1,5) \cdot 10^4$
$^{22}\text{Na}$	2,6 сут.	$8,6 \cdot 10^{10}$	$3,9 \cdot 10^{-7}$

**Дозы, поглощенные в отдельных органах и тканях, от космогенных радионуклидов [9]**

Орган	Поглощенная доза, мкГр/г			
	$^3\text{H}$	$^7\text{Be}$	$^{14}\text{C}$	$^{22}\text{Na}$
Гонады	0,01	5,7	5	0,14
Легкие	0,01	—	5,7	0,12
Красный костный мозг	0,01	1,2	24	0,22
Эндостальные клетки	0,01	—	22	0,27
Щитовидная железа	0,01	—	5,9	0,12
Толстая кишка	0,01	—	13	0,14

Искусственная составляющая радиоактивности осадков в основном связана с вымыванием космогенных и техногенных радионуклидов из атмосферы. Это является главным механизмом ее очищения от радиоактивности, так как выпадение аэрозолей из атмосферы по площадям обычно соответствует количеству выпавших осадков [32]. Так,  $^7\text{Be}$  (53,3 сут.) и  $^{10}\text{Be}$  ( $1,5 \cdot 10^6$  лет), образующиеся при спалляции ядер азота и кислорода, сорбируются аэрозолями и затем вымываются из атмосферы осадками. Радионуклид  $^{10}\text{Be}$  накапливается в снеге и льде (до  $10^4$  атомов на 1 г вещества), проникает в озера и океаны, откладывается в донных осадочных породах и часто является основой для определения возраста морских и океанических отложений. В грунте и в водах океанов его содержание достигает  $10^{10}$  атомов на 1 г вещества, что составляет по удельной активности 137 Бк/т. Образующийся по реакции  $^{14}\text{N} (n, p) ^{14}\text{C}$  радиоуглерод  $^{14}\text{C}$ , как и стабильный углерод  $^{12}\text{C}$ , входит в состав молекулы  $^{14}\text{CO}_2$ , которая поглощается растениями, а затем и животными, питающимися этими растениями. Содержание  $^{14}\text{C}$  в живом веществе обуславливает его радиоактивность 16,6 распадов в минуту на 1 г природного углерода. В различных рассматриваемых объектах (деревья, животные, атмосфера) концентрация изотопа  $^{14}\text{C}$  одинакова в любой точке планеты из-за процессов перемешивания, протекающих в атмосфере. Если живой организм погибает, то со временем равновесие нарушается, поскольку прекращается изотопный обмен, и содержание  $^{14}\text{C}$  понижается с периодом полураспада 5730 лет. Это явление легло в основу датирования органических веществ древнего происхождения (до 4000 лет назад). Возраст определяется путем сравнения остаточного содержания радиоуглерода  $^{14}\text{C}$  в исследуемом образце со стандартной удельной активностью природного углерода 16,6 распад/(г · мин). Изотоп  $^{36}\text{Cl}$  образуется из природного хлора по реакции  $^{35}\text{Cl} (n, g) ^{36}\text{Cl}$  и

имеет период полураспада  $3 \cdot 10^5$  лет. С его помощью также можно определять возраст очень древних вод, находящихся в источниках, в которых  $^{14}\text{C}$  полностью распался.

Люди, живущие на уровне моря, получают в среднем из-за космических лучей эффективную эквивалентную дозу около 300 мкЗв/г. Для людей, живущих выше 2000 м над уровнем моря, эта величина примерно в 2 раза больше. На высоте 4000 м (максимальная высота, на которой расположены поселения шерпов) эффективная эквивалентная доза возрастает в 6,6 раза. Еще более интенсивному, хотя и непродолжительному облучению подвергаются экипажи и пассажиры трансконтинентальных авиалайнеров, летящих на высоте 12 000 м, где мощность дозы облучения за счет космических лучей возрастает примерно в 170 раз. На высоте 20 000 м, на которой осуществляют полеты сверхзвуковые реактивные самолеты, мощность дозы облучения превосходит указанное значение на уровне моря в 430 раз [5]. Мощность эквивалентной дозы космического излучения в зависимости от высоты над уровнем моря и широты местности приведена в табл. 7.29 [9, 13]. Данные табл. 7.29 относятся к открытой местности. В домах они были бы ниже за счет экранирования космического излучения межэтажными перекрытиями. Ослабление космического излучения в различных веществах изучалось в [32, 35]. Результаты, приведенные в табл. 7.30, позволяют сделать вывод, что вторичное космическое излучение, достигающее поверхности Земли, является довольно жестким излучением, поскольку оно ослабляется всего в 2 раза при толщине бетона 420 г/см<sup>2</sup>.

Таблица 7.29

**Мощность эквивалентной дозы космического излучения в зависимости от высоты над уровнем моря и широты (мЗв/г) [9, 13]**

Высота, км	Широта места, градусы		
	Экватор	30	50
0	0,30	—	—
1	0,60	0,70	0,90
2	1,00	1,30	1,70
3	1,70	2,20	3,00
4	2,60	3,60	5,00
5	4,00	5,80	8,00
10	14,0	23,0	45,0
15	30,0	50,0	110,0
30	35,0	60,0	140,0

Данные, приведенные в табл. 7.31, где суммированы дозы облучения от естественных источников излучения, показывают, что индивидуальная средняя годовая доза за счет внешнего облучения космическими лучами составляет 300 мкЗв/г. и сравнима с дозой внешнего облучения от источников земного происхождения ( $^{40}\text{K}$ , урановый и ториевый ряды). Вклад в индивидуальную эквивалентную эффективную дозу внутреннего облучения космогенных радионуклидов ( $^{14}\text{C}$ ,  $^7\text{Be}$ ,  $^3\text{H}$  и др.) значительно ниже вклада, обусловленного источниками земного происхождения ( $^{40}\text{K}$ , дочерние продукты распада радона).

Кратность ослабления космического излучения (К) в зависимости от толщины бетона [7, 32, 35]

Толщина, г/см <sup>2</sup>	К	Толщина, г/см <sup>2</sup>	К	Толщина, г/см <sup>2</sup>	К
0	1	180	1,60	460	2,04
20	1,06	220	1,72	500	2,08
40	1,12	260	1,78	600	2,22
60	1,19	300	1,85	700	2,38
80	1,26	340	1,88	800	2,63
100	1,33	380	1,92	900	2,86
140	1,49	420	2,00	1000	3,12

Таблица 7.31

Средние годовые эффективные эквивалентные дозы облучения от естественных источников радиации

Источники облучения	Доза, мкЗв/г.		
	внешнее облучение	внутреннее облучение	суммарно
Космическое излучение	300	15	315
Калий-40	120	180	300
Ряд урана-238	90	1150	1240
Ряд тория-232	140	230	370
Сумма	650	1575	2225

## Литература

- Куликов И.С. Изотопы и свойства элементов: Справочник. М.: Металлургия, 1990. 120 с.
- Соботович Э.В., Бартницкий Е.Н., Цоань О.В. и др. Справочник по изотопной геохимии. М.: Энергоатомиздат, 1982. 241 с.
- Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. Изд. 3-е. М.: Энергоатомиздат, 1987. 192 с.
- Чопин Г., Ридберг Я. Ядерная химия. Основы теории и применения / Пер. с англ. М.С. Горбуновой. М.: Энергоатомиздат, 1984. 304 с.
- Радиация. Дозы, дефекты, риск / Пер. с англ. Ю.А. Банникова. М.: Мир, 1990. 78 с.
- Польский О.Г., Соболев И.А., Шапин О.Б. и др. Концептуальные основы проведения радиационно-экологического мониторинга. 15-й Менделеевский съезд по общей и прикладной химии; Обнинский симпозиум «Радиологические проблемы в ядерной энергетике и при конверсии производства». Обнинск, 1993. Т. 1. С. 310.
- Крисюк Э.М. Радиационный фон помещений. М.: Энергоатомиздат, 1989. 120 с.

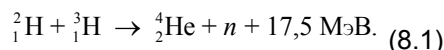
8. Lowder W.M., O'Brien K. Cosmic-ray dose rates in the atmosphere // Report HASL-254, N.Y. 1972.
9. Ионизирующее излучение: источники и биологические эффекты // Доклад НК ДАР ООН за 1982 г. на Генеральной Ассамблее. Нью-Йорк, 1982. Т. 1, 2.
10. Польский О.Г. и др. Основные итоги и задачи дальнейшей работы по охране окружающей среды от радиоактивных загрязнений // Сб.: Актуальные вопросы радиационной гигиены. М., 1983. С. 142.
11. Соболев А.И., Коренков И.П., Вербов В.В. и др. Естественные, антропогенные и техногенные источники облучения человека. М.: Прима, 1995. 92 с.
12. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. М.: Атомиздат, 1972. 312 с.
13. Очкин А.В. и др. Введение в радиозоологию. М.: ИздАТ, 2003. 199 с.
14. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Ч. 2. Кн. 2. М.: Энергоатомиздат, 1987. 480 с.
15. Exposure to Radiation from the Natural Radioactivity in Building Materials: Report by an NEA Group of Experts / W.A. Kolb, Chairman / Paris: NEA OECD, 1979.
16. Die Strahlenexposition von Anssen in der Bundesrepublik Deutschland durch natürliche radioaktive Stoffe im Freien und in Wohnungen unter Berücksichtigung des Einflusses von Baustoffen: Bericht über ein vom Bundesminister des Innern geordnetes Forschungsvorhaben. 1978.
17. Strangen E. Population doses from environmental gamma radiation in Norway // Health Phys. 1977. V. 33. P. 319–323.
18. Swedjemark G.A. Radon in dwelling in Sweden: Report SSI: 1978-013. Stockholm, 1978.
19. Culot M.V.J., Olson H.G., Schaiger K.J. Radon progeny control in buildings: Final report. Colorado State University, 1973.
20. Королева Н.А., Шалак Н.И., Крисяк Э.М. и др. Выделение радона из строительных материалов в жилищах // Гигиена и санитария. 1985. № 7. С. 64–66.
21. Крисяк Э.М., Тарасов С.И., Шапов В.П. и др. Исследование и нормирование радиоактивности строительных материалов. М.: Атомиздат, 1974.
22. Krišiak E.M. Airborne radioactivity in buildings // Health Phys. 1980. V. 38. P. 199–202.
23. Хульквист Б. Ионизирующее излучение естественных источников. М.: Изд-во иностр. лит., 1959.
24. Indoor Radon // Health Phys. 1983. V. 45. N. 2.
25. Jacobi W. Activity and potential  $\alpha$ -energy of radon-222 and daughters // Ibid. 1972. V. 22. P. 441–450.
26. Perstendörfe J., Wicke A., Schraul A. The influence of exhalation, ventilation and deposition processes upon the concentration of radon ( $^{222}\text{Rn}$ , thoron  $^{220}\text{Rn}$ ) and their decay products in room air // Health Phys. 1978. V. 34. P. 465–473.
27. Gessel T.F., Prichard H.M. Natural radioactivity in ilmenite aggregates // Ibid. 1975. V. 29. P. 354.
28. Exposure to enhanced natural radiation and its regulatory implications: Proc. of the seminar held in Maastricht (March, 1985) // The Science of the Total Environment. 1985. V. 45. P. 233.
29. Беляев В.А., Гусев Н.Г. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справочник. М.: 1986.
30. Отчет о результатах радиационно-экологического мониторинга Московского региона. М.: Мос. НПО «Радон», 1993. С. 171.
31. Естественные, антропогенные и техногенные источники облучения человека / Под ред. О.Г. Польского и А.И. Соболева. М.: Прима, 1995. 92 с.
32. Indoor exposure to natural radiation and associated risk assessment: Proc. of the intern seminar held at Anacapri (Oct. 1983) // Radiation Protection Dosimetry. 1984. V. 7. N. 1–4.
33. Natural Radiation Environment // Proc. of the Intern. Sympos. Houston (Apr. 1978). Houston, 1980. P. 1396.
34. Standen E., Berteig L. Radon in dwelling and influencing factors // Ibid. 1980. V. 39. P. 275–284.
35. Schindler H. Übergangseffekte bei der Ultrastrahlung // Z. Schrift für Physik. 1931. B. 72. S. 625.
36. Физический энциклопедический словарь / Под ред. А.М. Прохорова. М.: Энцикл., 1983. 928 с.
37. Апплби А.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиозоология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Хоррисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапка. М.: Мир, 1999. 512 с.

## РАЗДЕЛ 8 ТЕХНОГЕННЫЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ

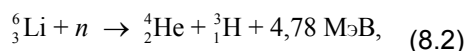
Авторы-составители: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых  
к.х.н., с.н.с. М.А. Афонин

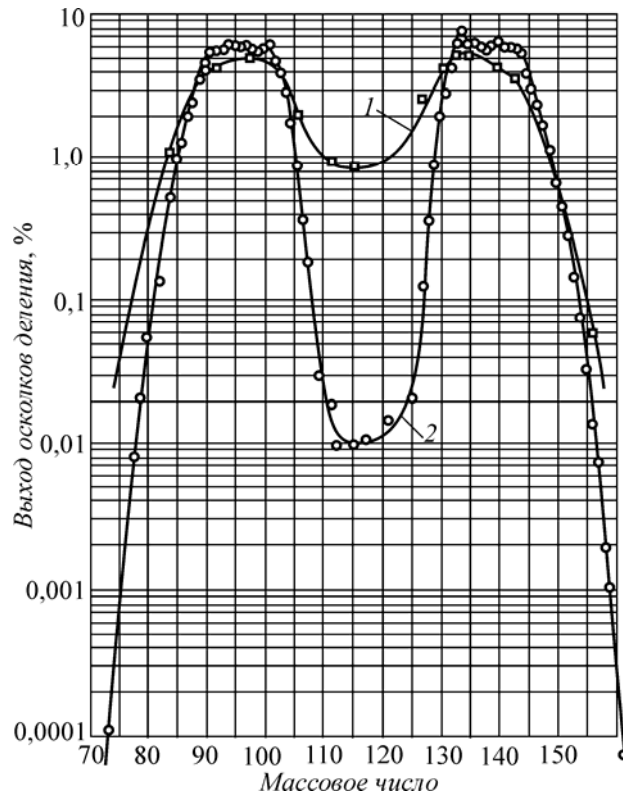
### 8.1. Искусственные радионуклиды техногенного происхождения

Главные физические процессы, в которых образуются техногенные искусственные радионуклиды, — это деление ядер и нейтронная активация. Деление ядер, индуцированное нейтронами и используемое для получения энергии в ядерных реакторах, является основным источником искусственных радионуклидов. При взрывах атомных и водородных бомб деление ядер также является преимущественным процессом их образования. Получающиеся при делении тяжелых атомных ядер радионуклиды (осколки) и продукты их распада представляют собой набор из нескольких сотен радиоизотопов с периодами полураспада от долей секунды до миллионов лет. Распределение выходов осколков на деление зависит от типа и энергии бомбардирующих частиц (тепловые и быстрые нейтроны, протоны, ионы гелия и т. д.) и от массы и заряда делящегося ядра ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ). Поскольку в каждом акте деления образуются два новых ядра-осколка, то суммарный выход всех осколков с массовыми числами от 85 до 150 а. е. м. приравнивается к 200 %. Обычно наблюдаемое распределение по массовым числам асимметрично с высокими значениями выходов нуклидов с массовыми числами, лежащими в интервалах 85–105 и 130–150 а. е. м. (рис. 8.1). В указанных интервалах максимальные выходы составляют 6–7 % и, следовательно, выходы таких важных для биологических систем радионуклидов, как  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{131}\text{I}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , находящихся в указанных интервалах, будут в тех же пределах (6–7 %) для многих делящихся ядер. При ядерном синтезе в ходе экзотергической реакции соединяются (сливаются) два ядра с малыми атомными массами. Такой синтез, например, происходит в водородной бомбе, где сливаются ядра трития и дейтерия с образованием  $\alpha$ -частицы и быстрого нейтрона. При этом выделяется 17,5 МэВ энергии, которая распределяется между образующимися частицами:



В данной реакции большую часть высвобождающейся энергии уносит быстрый нейтрон (14,5 МэВ). Для осуществления приведенной реакции взаимодействующие частицы должны обладать достаточной кинетической энергией, чтобы преодолеть кулоновскую силу отталкивания их зарядов. Поэтому для инициирования термоядерного взрыва ядерные устройства снабжаются запалом в виде атомной бомбы, которая находится внутри оболочки из дейтерида лития ( ${}^2\text{H}^6\text{Li}$ ). В такой бомбе часть нейтронов, получающихся при делении  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ , используется в реакции

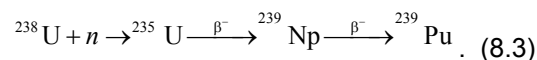




**Рис. 8.1.** Выход продуктов деления  $^{235}\text{U}$ :  
 1 — деление нейтронами с энергией 14 МэВ;  
 2 — деление тепловыми нейтронами

дающей ядра трития с энергией 2,6 МэВ, которые в свою очередь взаимодействуют по вышеприведенной реакции (8.1) с ядрами дейтерия с образованием нейтронов с энергией 14,5 МэВ. Эти быстрые нейтроны вызывают деление ядер внешней оболочки бомбы, состоящей из обедненного урана ( $^{238}\text{U}$ ). Таким образом, в термоядерной бомбе осуществляется цепочка реакций деление—синтез—деление. При взрыве водородной бомбы основное количество радионуклидов получается за счет деления ядер урана внешней оболочки быстрыми нейтронами.

В процессе нейтронной активации образование радионуклидов происходит как в ядерных реакторах, так и при ядерных взрывах. Так, при взрыве термоядерной бомбы в результате взаимодействия высвобождающихся быстрых (14,5 МэВ) нейтронов с ядрами атмосферного азота по реакции  $^{14}_7\text{N} (n, p) ^{14}_6\text{C}$  образуется радиоактивный углерод  $^{14}_6\text{C}$ , имеющий период полураспада 5730 лет. В результате испытаний ядерного оружия в атмосфере в 1970-е гг. концентрация  $^{14}\text{C}$  в воздухе в отдельные годы значительно (~ 1,5 раза) превышала естественный уровень [1]. При активации нейтронами  $^{238}\text{U}$  в ядерных реакторах непрерывно образуются ядра  $^{239}\text{U}$ , распадающиеся в долгоживущий радионуклид  $^{239}\text{Pu}$  [2]:



Эта реакция используется в ядерных реакторах для получения вторичного топлива, поскольку ядра  $^{239}\text{Pu}$  делятся тепловыми нейтронами, а также для получения оружейного плутония, применяемого в атомных и термоядерных бомбах. Дальнейшая активация  $^{239}\text{Pu}$  нейтронами реактора приводит к получению тяжелых изотопов плутония ( $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ) и еще более тяжелых атомных ядер изотопов америция, кюрия и др. Активность актиноидов, накапливающихся в реакторе за время кампании, составляет примерно 25 % от суммарной активности продуктов деления. Активация нейтронами стабильного изотопа  $^{133}\text{Cs}$ , образующегося при делении  $^{235}\text{U}$  с выходом 6,6 %, приводит к накоплению радиоактивного  $^{134}\text{Cs}$  (2,062 г). Поскольку  $^{134}\text{Cs}$  накапливается в реакторе при активации, а при ядерных взрывах он не

образуется, то отношение активностей  $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$  в пробах, взятых из атмосферного воздуха, грунта или водной среды, является важным тестом для определения источника выброса радиоактивных веществ — аварии ядерного реактора или взрыва ядерного устройства. Во время работы реактора за счет активации нейтронами конструкционных материалов накапливаются и другие не менее важные радионуклиды  $^{55}\text{Fe}$  (2,7 г.) и  $^{60}\text{Co}$  (5,27 г.).

## 8.2. Естественные радионуклиды техногенного происхождения

### 8.2.1. Радиоактивность, связанная с добычей нефти и газа

Природные радионуклиды в окружающей среде находятся в динамическом равновесии, нарушение которого возникает в результате сложных природных явлений или воздействия промышленности и сельскохозяйственной деятельности человека.

Загрязнение нефти и газа радионуклидами земного происхождения происходит двумя путями. Первый путь обусловлен тем, что нефтяным запасам часто сопутствуют глинистые сланцы, богатые ураном. Концентрация урана в сланцах может достигать 1000 г/т и более. Залегающие ниже пористые песчаники содержат рассолы, в которых постепенно растворяется  $^{226}\text{Ra}$  и его дочерние продукты. Затем эти продукты поступают в вышележащие нефтяные и газовые залежи и загрязняют их радионуклидами. Второй путь связан с диффузией  $^{222}\text{Rn}$  в нефтяные слои. Продукты распада  $^{222}\text{Rn}$  имеют времена жизни, измеряемые секундами и минутами, вплоть до  $^{210}\text{Pb}$  (22,3 г.), за которым следует  $^{210}\text{Po}$  (138 сут.). Как и радий, эти нуклиды являются главными загрязнителями нефти и газа.

В начале эксплуатации пробуренных скважин нефть и газ поступают сухими, но затем к их потоку начинает примешиваться вода, образуя эмульсию или аэрозоль. Эта пластовая вода содержит растворенные неактивные сульфаты и карбонаты  $\text{Cu}$ ,  $\text{Sr}$  и  $\text{Ba}$ . Изменение температуры и давления при добыче нефти и газа приводит к образованию на стенках труб прочных осадков солей, с которыми могут соосаждаться радий и его дочерние продукты. Удельная активность таких осадков может достигать  $1,5 \cdot 10^7$  Бк/кг. Основной способ захоронения таких осадков на нефтяных и газовых промыслах во всех странах — это затопление их в морях и океанах. Так, в Северном море на английских промыслах, где месторождения характеризуются сравнительно низкой радиоактивностью, по крайней мере в 10 % скважин образуются осадки и накипь с активностью более 1000 Бк/г в количествах до 100 т в год (1988 г.) [1]. Экстраполируя эти данные на работу нескольких тысяч скважин (работающих во всем мире), получаем, что, с учетом их возросшей продукции, суммарный сброс радиоактивных осадков, содержащих  $^{226}\text{Ra}$ , достиг в 2000 г. 3,6–7,2 ТБк (100–200 Ки) в год. Радионуклиды, находящиеся в рассолах и не осевшие в виде осадков, тоже сбрасываются в моря и реки. По усредненным данным, радиоактивность сопутствующих рассолов при добыче нефти (например, в Германии) составляет 8800 Бк/м<sup>3</sup> рассола и достигает иногда максимальных значений 28 600 Бк/м<sup>3</sup>. Радиоактивность попутно извлекаемых вод в США составляет 3700–41 000 Бк/м<sup>3</sup> по  $^{224}\text{Ra}$ , около 64 000 Бк/м<sup>3</sup> по  $^{226}\text{Ra}$  и 14 800 Бк/м<sup>3</sup> по  $^{223}\text{Ra}$ . Известно, что в Северном море на 1 т добываемой сырой нефти приходится 0,85 т сопутствующей радиоактивной воды (1989 г.). Если это отношение использовать для глобальной оценки, то при добыче нефти во всем мире  $3,0 \cdot 10^9$  тонн в год (1988 г.) количество извлеченной попутной воды составило  $2,1 \cdot 10^9$  т, и в ней содержалось 2,1–21 ТБк (57–570 Ки)  $^{226}\text{Ra}$  плюс почти такие же количества  $^{224}\text{Ra}$  и  $^{222}\text{Rn}$  (табл. 8.1). Однако радиоактивность, извлекаемая из недр Земли, при добыче природного газа почти в 100 раз больше, чем при добыче нефти. Так, в газе, добываемом на промыслах в Северном море, где содержание  $^{222}\text{Rn}$  в 1 м<sup>3</sup> природного газа колеблется в пределах от 30 до 54 000 Бк/м<sup>3</sup>, суммарная высвобождаемая радиоактивность радона составляет  $1,5 \cdot 10^3$  ТБк ( $3,95 \cdot 10^4$  Ки) в год, при этом в природном газе содержатся продукты распада радона. В табл. 8.2 приведены средние значения радиоактивности радона, поступающего в системы распределения природного газа в ряде стран. В этой таблице отсутствуют оценки радиоактивности добываемого природного газа в бывшем СССР, объем которых на 1988 г. составлял  $7,7 \cdot 10^{11}$  м<sup>3</sup>/г., а также оценки еще для 61 страны, где известно количество добытого газа. Мировая общая добыча газа в 1988 г. составляла  $1,9 \cdot 10^{12}$  м<sup>3</sup>/г., и при среднем значении его активности 1000 Бк/м<sup>3</sup>, что является вполне правдоподобным, годовой выброс  $^{222}\text{Rn}$  достигает  $1,9 \cdot 10^3$  ТБк (50 000 Ки) [1].

Таблица 8.1

**Добыча нефти и сопутствующий сброс  
в окружающую водную среду  $^{226}\text{Ra}$  и его продуктов распада в виде твердых и жидких  
отходов [1]**

Добыча нефти, т (2000 г.)	Активность $^{226}\text{Ra}$ в виде твердых отходов в год		Активность $^{226}\text{Ra}$ в виде жидких отходов в год	
	ТБк	Ки	ТБк	Ки
$3 \cdot 10^9$	3,6–7,2	100–200	2,1–21	57–570

Таблица 8.2

**Добыча природного газа и его радиоактивность**

Источник газа	$^{222}\text{Rn}$ , Бк/м <sup>3</sup>		Добыча газа, 10 <sup>9</sup> м <sup>3</sup> /год	Высвобождаемая радиоактивность	
	Пределы содержания	Среднее		Ки/г.	ТБк /г.
Северное море:					
английский сектор	30–40	35	45	43	1,6
норвежско- датский сектор	40–1700	74	88	241	9
ФРГ	100–4900	200	54	270	10
Канада	150–20000	8700	98	23000	900
США	185–54000	1300	473	16600	600
Нигерия	40–60	67	3	5	0,2
Индонезия	55–92	—	—	—	—

Таблица 8.3

**Концентрация радионуклидов в углях и золе (Бк/кг) [1]**

Изотоп	Уголь	Шлак	Летучая зола
$^{238}\text{U}$	9–31	56–185	70–370
$^{234}\text{U}$	19	92	160
$^{232}\text{Th}$	9–19	59	81–174
$^{228}\text{Ra}$	6–20	18–78	63–130
$^{228}\text{Th}$	1–20	56–81	15–130
$^{226}\text{Ra}$	7–25	20–166	85–281
$^{210}\text{Pb}$	10–26	21–185	52–1813
$^{210}\text{Po}$	41	13–185	196–466
$^{40}\text{K}$	26–130	230–962	233–740

### 8.2.2. Выделение радиоактивности при сжигании угля

Ежегодно во всем мире сжигается около  $4,6 \cdot 10^9$  т угля (1987 г.). Все добываемые из недр Земли угли содержат радионуклиды урановых и ториевого семейств. Причем и урановые, и ториевые ряды распада в угле более близки к равновесию по сравнению с рядами нефтяных и



газовых месторождений. В углях зафиксировано наличие следующих радионуклидов:  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{234}\text{Tn}$ ,  $^{232}\text{Tn}$ ,  $^{228}\text{Tn}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{212}\text{Bi}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{208}\text{Tl}$  и  $^{40}\text{K}$ . В табл. 8.3 приведены данные по распределению активности в исходном угле, в шлаке и летучей золе после сжигания. В процессе сжигания угля происходит концентрирование радиоактивных нелетучих компонентов в золе в пять-шесть раз. При этом концентрация  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$  в летучей золе в несколько раз выше, чем в шлаке. На действующих электростанциях осуществляется улавливание большей части летучей золы. На новых электростанциях в Англии, работающих на угле с зольностью 16 % и улавливающих 99,3 % летучей золы, выбросы радиоактивных веществ в атмосферу на 100 МВт мощности составляют (в Бк/г.):  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$  ( $5,3 \cdot 10^9$ ), Th, U, Ra ( $5,3 \cdot 10^8$ ),  $^{40}\text{K}$  ( $3,7 \cdot 10^9$ ). Столь высокого уровня улавливания летучих радиоактивных веществ достигли лишь очень немногие страны. Для различных регионов Северной Америки этот показатель редко достигает 97,5 %, а большинство других стран значительно уступает современным европейским и американским стандартам.

В подавляющей части стран третьего мира в основном используются обычные циклонные сепараторы, пропускающие в атмосферу до 10 % летучей золы. При производстве кирпича и керамики часто вообще не производится улавливание аэрозолей, а, учитывая масштабы производства этой отрасли, можно предположить, что выбросы  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$  этими предприятиями могут превосходить масштабы выбросов, связанных с производством электроэнергии на станциях. Эмиссия радона находится в прямой пропорции с масштабами потребления угля и составляет 75 ТБк (2030 Ки) в год, поскольку этот газ высвобождается полностью независимо от доли улавливаемой золы. Для изотопов тория, урана и радия степень высвобождения по крайней мере в 10–15 раз меньше, чем радона, и величина их эмиссии составляет около 5 ТБк (140 Ки), а для летучих  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$  — около 50 ТБк (1400 Ки) в год. Следовательно, суммарная эмиссия радиоактивности в атмосферу при сжигании угля достигает 130 ТБк (3570 Ки) в год. Однако имеющаяся глобальная природная эмиссия радиоактивности, обусловленная в основном диффузией из недр Земли  $^{222}\text{Rn}$ , на несколько порядков больше, чем вышеприведенные оценки техногенной эмиссии (табл. 8.4). В этой таблице для более правильного сравнения воздействия различных источников радиоактивности сделан пересчет выбросов радионуклидов на поток ионизирующей энергии. Это вызвано тем, что для разных радионуклидов поток ионизирующей энергии может различаться на порядок при равных количествах распадающихся ядер. При этом учтена сумма энергий распада родительских и дочерних изотопов, что позволяет сделать истинную оценку поглощенных доз в окружающей среде. Сопоставление техногенного высвобождения природной радиоактивности при различных видах деятельности человека показывает, что поступление радия, радона и продуктов их распада с нефтью и природным газом из скважин значительно превосходит эмиссию радона при сжигании угля (см. табл. 8.4). Однако необходимо учесть, что радионуклиды  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{222}\text{Rn}$ ,  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$  при сжигании угля могут непосредственно поступать в окружающую атмосферу, а при добыче нефти и газа они в основном сбрасываются в море.

**Относительные уровни эмиссии некоторых радионуклидов, пересчитанные на поток ионизирующей энергии (Дж/с)**

Исходный нуклид	Ядерная энергетика, включая добычу руд (1981 г.)	Сжигание угля (1980 г.)	Добыча природного газа и нефти	Глобальная природная эмиссия
$^{222}\text{Rn}$	53000	3000	75000	120000000
$^{226}\text{Ra}$	0,22	10	20	1100
$^{210}\text{Pb}$	8	26	18	19000

### Литература

1. Апплби А.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиозэкология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапко. М.: Мир, 1999. 512 с.
2. Кесслер Г. Ядерная энергетика / Пер. с англ. под ред. Ю.И. Митяева. М.: Энергоатомиздат, 1986. 264 с.
3. Хайд Э., Перлман И., Сиборг Г. Ядерные свойства тяжелых элементов. Вып. 5. Деление ядер / Пер. с англ. под ред. М.В. Струтинского. М.: Атомиздат, 1969.

## РАЗДЕЛ 9

# ТЕХНОГЕННЫЕ ЕСТЕСТВЕННЫЕ И ИСКУССТВЕННЫЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Авторы-составители: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых  
к.х.н., с.н.с. М.А. Афонин

### 9.1. Добыча и переработка руды

Ядерный топливный цикл включает в себя добычу урановой руды, химическое выделение из нее урана, процессы обогащения, изготовления твэлов, использование твэлов в реакторе, выдержку отработанного топлива, его переработку и захоронение радиоактивных отходов. Добыча урана и переработка руды являются основными источниками эмиссии  $^{222}\text{Rn}$  в атмосферу.

В различных странах мира применяются три основных способа добычи урана (табл. 9.1). Наибольшая доля при этом приходится на открытый способ добычи в карьерах, который составляет более 40 %; на подземную добычу с использованием шахт приходится около 30 %, на подземное выщелачивание — примерно 20 % и примерно 10 % урана является примесью при добыче меди, титана и других металлов. Традиционные горношахтные (подземные) и карьерные (открытые) способы разработки месторождений связаны с подъемом на поверхность огромной массы (миллионы тонн) горных пород в условиях контакта человека с урановой рудой. Основным фактором воздействия на человека в этой стадии является эмиссия  $^{222}\text{Rn}$  и пыль, содержащая радиоактивные вещества.

При добыче 40 тысяч тонн в год металлического урана суммарная радиоактивность высвобождаемого при этом радона составит  $5 \cdot 10^{14}$  Бк ( $1,59 \cdot 10^4$  Ки).

Следующая стадия — обогащение урановой руды в цепочке работы с ураном — является менее радиационноопасной. В зависимости от типа руды, применяются четыре вида обогащения: а) механическое, основанное на различии механических свойств урановых минералов и пустой породы; б) гравитационное, основанное на большей плотности урановых минералов; в) радиометрическое; г) флотационное. Так как полностью отделить руду от пустой породы практически невозможно, то после этой стадии остаются первые так называемые «хвосты» — пустая порода, содержащая небольшое количество урана и, следовательно, продукты его распада. Обогащенная руда подвергается тонкому измельчению, и эта стадия, как и добыча урана, представляет серьезную радиологическую опасность, так как сопровождается значительной эмиссией радона в атмосферу. Стадия выщелачивания урана из руды сопровождается незначительной эмиссией радиоактивных веществ в окружающую среду. Обычно процедура растворения руды проводится растворами серной кислоты в присутствии природного диоксида марганца для перевода четырехвалентного урана в шестивалентный. При этом получают растворы сульфата уранила. Если же в урановой руде имеется большое количество карбонатов, то расход серной кислоты будет слишком большим, и тогда применяется содовое (карбонатное) выщелачивание.

## 10 крупнейших урановых рудников мира, 1996 г. [1]

Страна	Рудник	Владелец	Тип добычи	Объем производства, т	Доля от мирового производства, %
Канада	Ки-Лейк	Комеко/Юрейнерз	Открытый карьер	5429	15,4
	Рэббит-Лейк		Открытый карьер/ подземная добыча	3972	11,3
	Клафф-Лейк	Кожема	Открытый карьер/ подземная добыча	1963	5,6
Австралия	Рейнджер	ERA	Открытый карьер	3508	10,0
	Олимпик-Дэм	WMC	Подземная добыча (побочный продукт при добыче меди)	1466	4,1
Намибия	Россинг	RTZ	Открытый карьер	2452	7,0
Нигер	Акуто	Кожема/Онарем	Подземная добыча	2120	6,0
	Арпит		Открытый карьер	1200	3,4
ЮАР	Вааль-Рифс	Англо-Америкэн	Подземная добыча (побочный продукт при добыче золота)	914	2,6
Габон	Окелобондо	Кожема/Габон	Подземная добыча	565	1,6
Всего				23589	67,0

После выщелачивания часть нерастворившейся твердой массы отделяется в отходы декантацией, а раствор подается на сорбцию уранила. Оставшиеся «хвосты» содержат нерастворившиеся частицы пустой породы и не полностью растворенный уран. В «хвостах» находится и весь  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{210}\text{Pb}$ , которые образуют практически нерастворимые сульфаты или карбонаты. После извлечения урана из руды в «хвостах» остается около 85% всей активности, которая является основным источником загрязнения окружающей среды, что наглядно видно из оценок, выполненных для открытого комплекса рудник—завод производительностью 730000 тонн урановой руды в год, представленных в табл. 9.2. Из таблицы следует, что в основном эмиссия  $^{222}\text{Rn}$  в Бк/[ГВт (эл.) × г.] происходит при добыче урана —  $4,1 \cdot 10^{13}$ , из хвостохранилищ —  $8,5 \cdot 10^{12}$  и при размоле концентрата —  $2,2 \cdot 10^{11}$ . При этом после 20-летней эксплуатации такого комплекса эмиссия  $^{222}\text{Rn}$  из хвостохранилища в течение многих сотен лет будет составлять  $3,5 \cdot 10^{13}$  Бк/[ГВт (эл.) × г.]. Объем отходов в хвостохранилищах определяется количеством добываемого урана. Так, при 0,2%-м содержании урана на каждые 200 т металлического урана образуется 100 000 т отходов. Содержимое хвостохранилищ в перспективе представляет определенную радиологическую опасность, поскольку из них не только постоянно (см. табл. 9.2) эмитирует радон, но происходит постепенное выщелачивание радия и других радионуклидов атмосферными осадками и грунтовыми водами. Кроме того, присутствующий в хвостах уран является токсичным элементом. Принимая во внимание эти факты, образующиеся при переработке урана «хвосты» стремятся вернуть обратно в рудники.

**Оцененные скорости выбросов на модели начальной стадии комплекса рудник—завод производительностью 730 000 т урановой руды в год [2]**

Источник	Радионуклид	Скорость радиоактивного выброса	
		Бк/г.	Бк/[ГВт (эл.) · г.]
Открытый рудник. Добыча урана	$^{222}\text{Rn}$	$2,6 \cdot 10^{14}$	$4,1 \cdot 10^{-13}$
Завод по переработке руды:			
рудная пыль	$^{238}\text{U}$ и дочерние изотопы	$1,6 \cdot 10^{8*1}$	$2,6 \cdot 10^{7*1}$
урановый концентрат	$^{238}\text{U}$ и $^{234}\text{U}$	$3,3 \cdot 10^{9*1}$	$2,6 \cdot 10^{8*1}$
пыль <sup>*2</sup>	$^{230}\text{Th}$	$1,6 \cdot 10^8$	$2,6 \cdot 10^7$
	$^{226}\text{Rn}$	$6,7 \cdot 10^7$	$1,0 \cdot 10^7$
	$^{222}\text{Rn}$	$1,4 \cdot 10^{12}$	$2,2 \cdot 10^{11}$
Хвостохранилища	$^{222}\text{Rn}$	$5,4 \cdot 10^{13*3}$	$8,5 \cdot 10^{12*3}$
Комплекс после 20 лет работы (неактивный период)	$^{222}\text{Rn}$	$2,2 \cdot 10^{14*3}$	$3,5 \cdot 10^{13*3}$

<sup>\*1</sup> Для каждого нуклида.

<sup>\*2</sup> Эффективность пылеуловителя более 90 %.

<sup>\*3</sup> Эти значения могут быть уменьшены приблизительно в 3 раза за счет покрытия хранилищ слоем песка толщиной 2,5 м.

Подземное выщелачивание является безотходным производством, функционирующим в замкнутом гидродинамическом цикле на массе залежей урановых рудных тел без нарушения их естественного залегания. В этом методе выщелачивающий раствор (сернокислотный или карбонатный) подается в проницаемый рудный пласт по закачным скважинам, фильтруется этим пластом в сторону откачных скважин и затем поднимается по ним на поверхность, где из него извлекается уран путем сорбции на колонках [2, 3]. После сорбции урана раствор доукрепляется и снова подается в рудовмещающий пласт для дальнейшего выщелачивания урана. После извлечения 80–90 % урана из разрабатываемого пласта в работу включаются новые рудные пласты. В отличие от шахтного метода и открытых рудников, здесь не выделяется больших количеств радона, не образуются радиоактивная пыль, огромные отвалы пород и обширные хвостохранилища, нет шихтных и сбросных вод гидрометаллургических заводов, загрязняющих атмосферу, поверхность и источники водоснабжения. Однако и при подземном выщелачивании все же происходит загрязнение земной поверхности и водоносных горизонтов химически активными веществами (кислоты, щелочи) и радионуклидами (уран, торий, радий, полоний). При этом наибольшую опасность для окружающей среды представляет загрязнение почвы, которое связано с утечками растворов при нарушении целостности труб, разливах и т. д. В результате почва может стать непригодной для жизни растений. Для снижения и предотвращения таких загрязнений осуществляется постоянный контроль за соблюдением безаварийных условий работы всего комплекса. Самоочищение же загрязненной почвы и миграция загрязняющих компонентов в подпочвенные слои происходит крайне медленно, и для ее естественной очистки требуется несколько десятков лет. Поэтому рекультивация почвы, особенно плодородной, является необходимым условием при добыче урана подземным выщелачиванием. Для рекультивации почвы используются два способа. По первому способу до начала работ снимается слой почвы на глубину до 0,5 м и вывозится за пределы участка на временное хранение. Загрязненный в процессе работ грунт нейтрализуется известью, а затем удаляется для захоронения в специальных траншеях. Второй способ рекультивации почвы основан на применении электро-сорбционной технологии с промывкой пород и наложении электрического поля [2, 3].

Исследованиями установлено, что при подземном выщелачивании загрязнение подземных вод носит локальный характер и распространяется на относительно небольшие расстояния (50–80 м) от контуров рудных тел. При использовании карбонатного метода, оказывающего селективное воздействие на урановые руды, количество поступающих в подземные воды элементов невелико, и в растворе обычно наблюдается повышенное содержание ионов  $\text{Ca}^{2+}$ ,  $\text{NH}_4^+$ ,  $\text{K}^+$ ,  $\text{Na}^+$  и естественных радионуклидов. Подземное выщелачивание сернокислотным методом обуславливает значительное загрязнение подземных вод ионами  $\text{SO}_2^{2-}$ ,  $\text{NO}_3^-$ ,  $\text{Ca}^{2+}$ ,  $\text{Mg}^{2+}$ ,  $\text{Fe}^{3+}$ ,  $\text{Na}^+$ ,  $\text{K}^+$  и радионуклидами в количествах, превышающих допустимые концентрации (ПДК) для питьевого водоснабжения. Однако присутствие в растворе иона  $\text{SO}_4^{2-}$  приводит к осаждению опасных радионуклидов — изотопов радия, свинца и стронция, — не давая им распространяться далеко от рудных залежей. Расчетные данные также показывают, что в конце отработки рудников подземным выщелачиванием через 200–400 м от их границ содержание иона  $\text{SO}_2^{2-}$  в подземных водах не превышает фоновых значений.

Несмотря на то, что загрязнение подземных вод сравнительно невелико и со временем происходит их нейтрализация и деминерализация, предусмотрены определенные меры по ликвидации ореолов загрязнения следующими способами:

а) откачкой оставшихся в недрах растворов на отработавших участках и закачкой их в более глубокие, непригодные для водоснабжения водоносные горизонты, нейтрализацией и обезвоживанием этих растворов химическим путем на поверхности или в недрах;

б) протяжкой остаточных растворов через неокисленные породы;

в) применением при обработке рудных залежей «отступающей» системы, т. е. ввода технологических скважин в эксплуатацию с флангов участков подземного выщелачивания к их центру, стягивание подземных вод в небольшие локальные ореолы с последующей их ликвидацией. Поскольку предварительные исследования показывают, что радиоактивные элементы ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{216}\text{Po}$ ) не формируют в процессе подземного выщелачивания значительных аномальных ореолов загрязнения эксплуатационных участков, то обычно как в России, так и за рубежом мероприятия по охране подземных вод ограничиваются на первом этапе контролем за продвижением продуктов загрязнения и их содержанием с помощью наблюдательных скважин.

Сравнивая между собой три известных способа добычи урана: шахтный, карьерный и подземное выщелачивание, можно отметить, что подземное выщелачивание является экологически более безопасным.

## 9.2. Извлечение и обогащение урана

Уран из выщелачивающих растворов извлекают методом селективной экстракции или ионного обмена. При этом получают концентрированные растворы. Далее уран осаждают, обезвоживают, высушивают и отправляют на завод для получения металлического урана или его соединений.

Прежде чем использовать такой уран в качестве топлива, его необходимо подвергнуть тонкой очистке от примесей элементов, имеющих большое сечение захвата нейтронов, таких как редкоземельные элементы бор, кадмий и др. С этой целью  $\text{U}_3\text{O}_8$  растворяют в азотной кислоте и таким образом переводят в уранилнитрит, который экстрагируют раствором трибутилфосфата в керосине или в другой органической жидкости. Такая очистка позволяет снизить содержание вышеуказанных элементов в уране до миллионных долей процента. Из очищенного уранилнитрита получают  $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_3$  или  $\text{U}_3\text{O}_8$ . Оксиды урана превращают в гексафторид урана  $\text{UF}_6$ , который используют на заводах для обогащения урана по  $^{235}\text{U}$  методом газовой диффузии или центробежным методом (метод газовых центрифуг). Гексафторид урана, а также реагенты, применяемые при его получении (фтористый водород и фтор), чрезвычайно ядовиты, и поэтому весь процесс получения  $\text{UF}_6$  и обогащения проводится в герметичных аппаратах. На заводах по

производству уранового топлива  $UF_6$  снова перерабатывается в  $UO_2$ , из которого прессуют таблетки нужной формы, идущие на изготовление твэлов.

Процессы экстракции урана из выщелачивающих растворов, получения  $U_3O_8$  и металлического урана на металлургических заводах существенно не изменяют радиологическую обстановку окружающей среды. При работе с  $UF_6$  утечки газообразных продуктов пропускают через фильтры и влажные поглотители, и поэтому в выбросах завода в атмосферу содержится незначительное количество радиоактивных материалов (табл. 9.3) по сравнению с выбросами урановых рудников (табл. 9.2). Однако необходимо учитывать, что в обогащенном уране содержание  $^{234}U$  в десятки раз больше, чем в природном, и, следовательно,  $\alpha$ -активность обогащенного урана обусловлена в основном этим изотопом, что видно из табл. 9.3.

Таблица 9.3

**Активность радиоактивных выбросов при производстве  $U_3O_8$ , обогащении урана и изготовлении топлива (Бк [ГВт(эл.) · г.])[2]**

Источник	Радионуклид	Газообразные выбросы	Жидкие выбросы
Завод по производству $U_3O_8$	Уран	$7,8 \cdot 10^7$	$2,2 \cdot 10^{10}$
	$^{226}Ra$	—	$1,7 \times 10^9$
	$^{230}Th$	—	$7,4 \times 10^8$
Завод по обогащению урана	$^{234}U$	$3,4 \cdot 10^7$	$1,0 \times 10^6$
	$^{235}U$	$1,0 \cdot 10^6$	$4,1 \times 10^4$
	$^{238}U$	$4,1 \cdot 10^6$	$8,9 \times 10^5$
Завод по производству твэлов	$^{234}Th$	$3,7 \cdot 10^6$	$8,9 \times 10^8$
	$^{234}U$	$3,0 \cdot 10^7$	$7,4 \times 10^9$
	$^{235}U$	$8,5 \cdot 10^5$	$1,9 \times 10^8$
	$^{238}U$	$3,7 \cdot 10^6$	$8,9 \times 10^8$

В табл. 9.4 (НКДАР) приведены оцененные нормализованные коллективные эффективные дозы для персонала и населения при добыче и переработке урана в чел.-Зв на 1 ГВт (эл.) в год. Из таблицы видно, что доза, связанная с добычей урана, во много раз превышает дозы от других видов работы с ураном, вместе взятых. Из таблицы также следует, что повышенную радиологическую опасность для населения представляют хвостохранилища.

**Оцененные коллективные эффективные дозы для персонала и населения (чел.-Зв) при добыче и переработке урана на 1 ГВт (эл.) / г. (по данным НКДАР)**

Вид работы с ураном	Персонал	Население
Добыча урана и переработка руды	4,74	1,15
Хранение отходов (хвостохранилища)	—	0,3
Получение гексафторида	0,013	—
Операция обогащения по $^{235}\text{U}$	0,02	—
Изготовление твэлов	0,07	0,003

### 9.3. Накопление радионуклидов при работе реактора

Во время работы реактора в активной зоне непрерывно накапливаются радиоактивные и стабильные продукты деления нейтронами  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Основная величина, определяющая накопление радионуклидов в активной зоне, — это степень «выгорания» топлива, которая характеризуется массой разделившегося урана на 1 т загруженного топлива. Эта величина также измеряется количеством выделившейся энергии при делении ядер в МВт-сут. на тонну загруженного топлива. 1 МВт-сут. равен энергии, которая выделяется при делении ядер, содержащихся в 1 г металлического урана, и она составляет  $7,9 \cdot 10^{10}$  Дж.

По данным МАГАТЭ [9], в 2002 г. в мире действовало 438 энергетических реакторов, которые имели суммарную электрическую мощность 353 298 МВт (табл. 9.5). Следовательно, только на выработку электрической энергии расход урана и плутония за 1 секунду составил

$$m = \frac{353298 \cdot 10^6}{7,9 \cdot 10^{10}} = 4,47$$

Обычно на получение электрической энергии используется только третья часть от всей вырабатываемой энергии, поэтому суммарное количество урана и плутония, разделившееся за 2002 г. на всех реакторах, составило величину

$$\Sigma m = 4,47 \cdot 10^{-3} \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \cdot 3 = 4,23 \cdot 10^5 \text{ кг.}$$

При этом образуется количество продуктов деления, по массе равное разделившемуся урану и плутонию, а по объему — примерно в три раза больше. Это связано с тем, что, во-первых, из одного атома тяжелого нуклида получается два атома продукта деления, а во-вторых — плотность продуктов деления в среднем в 1,5 раза меньше плотности  $\text{UO}_2$  и  $\text{PuO}_2$ .



Таблица 9.5

## Состояние мировой ядерной энергетики на 1 января 2002 года

Страна	Действующие АЭС		Строящиеся АЭС		Доля ЯЭ в производстве электричества
	Число	Общая	Число	Общая	
Англия	33	12498			22.6
Аргентина	2	935	1	692	8.2
Армения	1	376			34.8
Бельгия	7	5712			58.0
Болгария	6	3538			41.6
Бразилия	2	1901			4.3
Венгрия	4	1755			39.1
Германия	19	21283			30.5
Индия	14	2603	2	980	3.7
Иран	0	0	2	2111	
Испания	9	7524			28.8
Канада	14	10018			12.9
Китай	9	7051	10	9126	22.7
в т. ч. Тайвань	6	4884	2	2700	21,6
Корея	16	12990	4	3820	39.3
Литва	2	2370			77.6
Мексика	2	1360			3.7*
Нидерланды	1	450			4.2
Пакистан	2	425			2.9
Россия	30	21753	1	915	15.4
Румыния	1	655	1	650	10.5
Словакия	6	2408	2	776	53.4
Словения	1	676			39.0
США	104	97860			20.4
Украина	13	11207	4	3800	46.0
Финляндия	4	2656			30.6
Франция	59	61215			77.1
Чехия	5	2560	1	912	19.8
Швейцария	5	3200			36.0
Швеция	11	9432			43.9
ЮАР	2	1800			6.7*
Япония	54	45087	3	3696	34.3
Всего в мире	438	353298	31	27478	

\* Оценочные данные.

Источник информации: Бюллетень МАГАТЭ. 2002. Т. 44, № 1. С. 33.

В работающем реакторе концентрация короткоживущих нуклидов стремится к равновесному значению, пропорциональному мощности реактора. Накопление одного радионуклида можно представить зависимостью:

$$\frac{dN}{dt} = p - \lambda N, \quad (9.1)$$

где  $N$  — количество накопленного радионуклида в единице объема реактора;  $\lambda$  — константа его распада;  $p = Y_s \Phi n$  — скорость образования этого нуклида;  $Y$  — выход радионуклида на один акт деления  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ ;  $\sigma_f$  — сечение деления ядер  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ ;  $\Phi$  — плотность потока нейтронов в активной зоне;  $n$  — количество ядер топлива в единице объема реактора.

Решение этого уравнения имеет вид:

$$\lambda N = p \left[ 1 - \exp\left(-\frac{0,693t}{T_{1/2}}\right) \right], \quad (9.2)$$

где  $\lambda N$  — активность радионуклида через время  $t$  после начала работы реактора;  $T_{1/2}$  — период полураспада радионуклида.

Из этого выражения следует, что при  $t \approx 4T_{1/2}$  количество накопленного радионуклида составит 93,75 % от равновесного. При кампании реактора 3 года (время работы реактора от загрузки до перезагрузки) продукты деления с периодом полураспада менее одного года будут практически в количествах, близких к равновесным, в то время как долгоживущие нуклиды с  $T_{1/2}$  более пяти лет будут накапливаться пропорционально времени работы реактора. Радиоактивность продуктов деления можно оценить, воспользовавшись эмпирической зависимостью, приведенной в [4], для деления ядер  $^{235}\text{U}$ :

$$A_f = N_f \cdot 3,8 \cdot 10^6 t^{-1,2}, \quad (9.3)$$

где  $A_f$  — число  $\beta$ -частиц, испускаемых в 1 с накопившимися продуктами деления, через время  $t$  (сут.);  $N_f$  — число разделившихся ядер  $^{235}\text{U}$ . Из этого выражения следует, что при достаточно быстром делении одного грамма  $^{235}\text{U}$ , в котором содержится  $2,6 \cdot 10^{21}$  ядер, радиоактивность продуктов через одни сутки составит величину  $9,9 \cdot 10^{15}$  Бк. Данное выражение можно использовать для оценки изменения во времени суммарной радиоактивности, образовавшейся при взрыве атомной бомбы. Полная радиоактивность продуктов деления в активной зоне (например реактора типа PWR мощностью 1000 МВт (эл.)) в конце кампании составляет около  $4,4 \cdot 10^{20}$  Бк (12 000 МКи). В таком реакторе кроме продуктов деления будут присутствовать еще около 148 ТБк (4000 МКи) актиноидов — изотопов тяжелых элементов: Np, Pu, Am, Cm и др., накопившихся при захвате нейтронов ядрами топлива (табл. 9.6).

Таблица 9.6

**Ядерно-физические характеристики процессов образования трансурановых элементов [1]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Ядерная реакция	Сечение захвата, барн	Продукт реакции
Уран-235	$7,038 \cdot 10^7$ лет	$(n, f)$	582,2	—
		$(n, \gamma)$	95	$^{236}\text{U}$
Уран-236	$2,342 \cdot 10^7$ лет	$(n, \gamma)$	5,1	$^{237}\text{U}$
Уран-237	6,75 сут.	$\beta$ –распад	—	$^{237}\text{Np}$
Нептуний-237	$2,144 \cdot 10^6$ лет	$(n, \gamma)$	180	$^{238}\text{Np}$

Радионуклид	$T_{1/2}$	Ядерная реакция	Сечение захвата, барн	Продукт реакции
Нептуний-238	2,177 сут.	$\beta$ –распад	—	$^{238}\text{Pu}$
Плутоний-238	87,74 лет	$(n, \gamma)$	510	$^{239}\text{Pu}$
Уран-238	$4,468 \cdot 10^9$ лет	$(n, \gamma)$	2,7	$^{239}\text{U}$
Уран-239	23,5 мин	$\beta$ –распад	—	$^{239}\text{Np}$
Нептуний-239	2,355 сут.	$\beta$ –распад	—	$^{239}\text{Pu}$
Плутоний-239	24110 лет	$(n, f)$	752	—
		$(n, \gamma)$	270	$^{240}\text{Pu}$
Плутоний-240	6563 лет	$(n, \gamma)$	290	$^{241}\text{Pu}$
Плутоний-241	14,35 лет	$\beta$ –распад	—	$^{241}\text{Am}$
		$(n, f)$	1010	—
		$(n, \gamma)$	370	$^{242}\text{Pu}$
Плутоний-242	$3,750 \cdot 10^5$ лет	$(n, \gamma)$	19	$^{243}\text{Pu}$
Плутоний-243	4,956 ч	$\beta$ –распад	—	$^{243}\text{Am}$
Америций-241	432,2 лет	$(n, f)$	3,1	—
		$(n, \gamma)$	50	$^{242m}\text{Am}$
			570	$^{242}\text{Am}$
Америций-242 $m$	141,2 лет	$\beta$ –распад	—	$^{242}\text{Cm}$
		$(n, f)$	7000	—
		$(n, \gamma)$	1700	$^{243}\text{Am}$
Америций-242	16,0 ч	$\beta$ –распад	—	$^{242}\text{Cm}$
		$(n, f)$	2100	$^{243}\text{Am}$
Кюрий-242	162,94 сут.	$\alpha$ –распад	—	$^{238}\text{Pu}$
Америций-243	7370 лет	$(n, f)$	0,074	—
		$(n, \gamma)$	75	$^{244m}\text{Am}$
			5	$^{244}\text{Am}$
Америций-244 $m$	26 мин.	$\beta$ –распад	—	$^{244}\text{Cm}$
		$(n, f)$	1600	—
Америций-244	10,1 ч	$\beta$ –распад	—	$^{244}\text{Cm}$
		$(n, f)$	2200	—
Кюрий-244	18,1 лет	$(n, f)$	1,1	—
		$(n, g)$	15	$^{245}\text{Cm}$
Кюрий-245	8500 лет	$(n, f)$	2100	—
		$(n, g)$	350	$^{246}\text{Cm}$

Работа реактора сопровождается накоплением жидких, твердых и газообразных радиоактивных отходов с различным уровнем удельной активности. Это продукты деления, высвобождаемые из ядерного топлива или смываемые с поверхности оболочек твэлов, а также продукты активации и коррозии используемых материалов. Вид и количество отходов определяются такими факторами, как тип реактора, условия его эксплуатации, степень выработанности топлива и герметичность твэлов. Можно выделить три главных источника образования аэрозольных радиоактивных загрязнений: эмиссию продуктов деления и продуктов радиационной коррозии; нелетучие радионуклиды, получающиеся при распаде благородных газов; адсорбцию летучих продуктов деления на аэрозольных частицах. В табл. 9.7 [4] приведены периоды полураспада и указаны пути образования в реакторе некоторых наиболее значимых газообразных и летучих продуктов деления и активации. В реакторе типа BWR основные газообразные и летучие радионуклиды — это изотопы ксенона, криптона и иода, возникающие как продукты деления, а также изотопы азота  $^{16}\text{N}$ ,  $^{17}\text{N}$  и нуклиды  $^3_1\text{H}$  и  $^{14}\text{C}$ , образующиеся при активации нейтронами теплоносителя и азота, находящегося в составе топлива.

Таблица 9.7

**Характеристики наиболее важных газообразных и летучих продуктов деления и активации в ядерных реакторах [22]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Источник
$^{83m}\text{Kr}$	1,86 ч	Продукты деления
$^{85m}\text{Kr}$	4,4 ч	
$^{85}\text{Kr}$	10,76 лет	
$^{87}\text{Kr}$	76 мин	
$^{88}\text{Kr}$	2,8 ч	
$^{89}\text{Kr}$	3,18 мин	
$^{90}\text{Kr}$	33 с	
$^{129}\text{I}$	$1,7 \cdot 10^7$ лет	
$^{131}\text{I}$	8,05 сут.	
$^{132}\text{I}$	2,26 ч	
$^{133}\text{I}$	20,3 ч	
$^{134}\text{I}$	52,2 мин	
$^{135}\text{I}$	6,68 ч	
$^{136}\text{I}$	83 с	
$^{131m}\text{Xe}$	11,8 сут.	
$^{133m}\text{Xe}$	2,26 сут.	
$^{133}\text{Xe}$	5,27 сут.	
$^{135m}\text{Xe}$	15,6 мин	
$^{135}\text{Xe}$	9,14 ч	
$^{137}\text{Xe}$	3,9 мин	
$^{138}\text{Xe}$	17,5 мин	
$^3_1\text{H}$	12,3 лет	<p>Продукт деления, а также образуется по реакции <math>^{10}\text{B}(n,^3_1\text{H})^8\text{Be}</math> на ядрах бора, добавляемого в замедлитель для регулирования,</p> $^2_1\text{H} + ^{10}_5\text{B} \rightarrow ^3_1\text{H} + ^8_4\text{Be}$ <p>и по реакции <math>^1_0\text{n} + ^{14}_6\text{C} \rightarrow ^3_1\text{H} + ^{11}_5\text{B}</math></p>

Радионуклид	$T_{1/2}$	Источник
		в тяжелой воде в тяжеловодных реакторах
$^{16}\text{N}$	7,1 с	$^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ — реакция с кислородом теплоносителя
$^{17}\text{N}$	4,1 с	$^{17}\text{O}(n, p)^{17}\text{N}$
$^{19}\text{O}$	29 с	$^{18}\text{O}(n, \gamma)^{19}\text{O}$
Радионуклид	$T_{1/2}$	Источник
$^{41}\text{Ar}$	1,82 ч	$^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$ — реакция с Ar, присутствующим в воздухе или в $\text{CO}_2$ -теплоносителе в газоохлаждаемом реакторе
$^{14}\text{C}$	5730 лет	$^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ — реакция с азотом, находящимся в составе топлива, покрытий и теплоносителя; $^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$ — реакция с кислородом, находящимся в составе топлива, покрытий и теплоносителя; $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$ — реакция с углеродом графитового замедлителя и теплоносителя газоохлаждаемого реактора

Изотопы азота  $^{16}\text{N}$  (7,1 с) и  $^{17}\text{N}$  (4,1 с) из-за короткого времени жизни не представляют опасности для населения, но могут давать существенный вклад в высокий уровень радиоактивности в турбине и в связанном с ней оборудовании в реакторах типа BWR. Для удаления радиоактивных аэрозолей из загрязненного воздуха и газов в различных вентиляционных системах обычно на АЭС используют фильтры, через которые их пропускают перед тем, как выбросить в атмосферу с помощью сбросной вентиляционной трубы высотой не менее 100 м. При необходимости газы, содержащие радиоактивный йод, перед тем как сбросить, пропускают через угольные сорбенты. Содержание трития в первом контуре реактора типа PWR может быть достаточно высоким, поскольку он образуется при захвате нейтронов бором, который добавляется в теплоноситель для регулирования реактивности (табл. 9.7). Любое повреждение трубок теплообменников может привести к тому, что теплоноситель первого контура попадет во второй, и в этом случае возможна утечка короткоживущих газообразных продуктов деления трития. Несмотря на вышеуказанную опасность, утечка газов в двухконтурных установках существенно ниже, чем в кипящих реакторах типа BWR.

Уровни радиоактивности в первом контуре тяжеловодных реакторов примерно такие же, как в реакторах типа PWR, за исключением большого количества трития, накапливающегося в теплоносителе по реакции  $^2\text{H}(n, \gamma)^3\text{H}_0$ . Однако утечка трития в атмосферу в этих реакторах сведена к минимуму, так как они оборудованы специальными устройствами для отвода и сбора паров тяжелой воды, чтобы предотвратить ее потери. Тяжеловодные реакторы оборудованы замкнутыми контурами циркуляции воздуха в системе вентиляции помещений. Использование такого контура обеспечивает также необходимое время циркуляции, достаточное для распада короткоживущих благородных газов.

В газоохлаждаемых реакторах с  $\text{CO}_2$ -теплоносителем существенный вклад в радиоактивность выбрасываемых газов дает  $^{41}\text{Ar}$  (1,8 ч), образующийся при активации аргона, который содержится в воздухе и в  $\text{CO}_2$ -теплоносителе. В таких реакторах основная масса жидких радиоактивных отходов накапливается вследствие активации воды, применяемой для охлаждения бетона в реакторах с корпусом из напряженного железобетона, а также из-за загрязнения воды в бассейнах выдержки отработанного топлива.

В жидкокристаллических реакторах-размножителях бассейнового типа основной вклад в утечку газообразных радионуклидов дает активация аргона, заполняющего пространство под натриевым зеркалом в первом контуре. В этом аргоне, кроме благородных газов, присутствуют в небольшом количестве твердые продукты деления, попадающие в натрий из поврежденных твэлов. С целью их улавливания в системе циркуляции аргона предусмотрено Лабораторное оборудование для осаждения этих продуктов. Эмиссия радиоактивности, выносимая в год с воздухом, для реакторов типа BWR и PWR составляет соответственно  $1,85 \cdot 10^4$  ТБк (500 000 Ки)

и 7,4 ТБк (200 Ки), а утечка активных жидкостей у обоих типов реакторов примерно одинакова и находится в пределах 3,7 ТБк (100 Ки)–7,4 ТБк (200 Ки) в год, и эта радиоактивность в основном обусловлена тритием.

Несмотря на изложенное выше удовлетворительное состояние эмиссии радиоактивности в атмосферу при работе реакторов, существует определенная опасность накопления в окружающей среде таких долгоживущих нуклидов, как  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{129}\text{I}$  и  $^{14}\text{C}$ , вызванная все возрастающим количеством работающих реакторов.

#### 9.4. Хранение и переработка топлива, упаковка и захоронение отходов

Основная масса образовавшихся во всем мире долгоживущих радионуклидов находится в хранилищах отработанного топлива, на радиохимических заводах, ведущих его переработку, и в хранилищах высокоактивных отходов.

Обычно топливные элементы извлекаются из реактора через 1–3 года работы и помещаются для хранения в «охлаждающие бассейны» до тех пор, пока не распадутся короткоживущие изотопы. Предварительное (до радиохимической переработки) хранение отработанного топлива на АЭС в течение 6–7 лет приводит в результате радиоактивного распада к уменьшению суммарной активности короткоживущих нуклидов с периодами полураспада менее 250 суток в  $10^6$  и более раз. Увеличение времени хранения твэлов на АЭС или радиохимических заводах до 20 лет приводит к практически полному радиоактивному распаду большей части продуктов деления. Последующее долговременное хранение выделенных высокоактивных продуктов деления в основном связано с представленными в табл. 9.8 семью радионуклидами, имеющими период полураспада более  $10^5$  лет [1].

По прошествии достаточного времени выдержки топливные элементы перевозятся на радиохимические заводы по их переработке для извлечения урана и плутония. Остатки после извлечения, называемые высокоактивными отходами, должны помещаться в соответствующие хранилища. На практике из-за ограниченной мощности перерабатывающей промышленности только около 5 % отработанного топлива реакторов подвергаются переработке (в Великобритании — в Селлафилде, во Франции — в Кап-де-ла-Аг и Маркуле, а также в Японии и в России). Остальные 95 % пока остаются на длительное хранение, обычно неподалеку от реактора. Суммарная мощность атомных электростанций во всем мире составляет около 300 ГВт, и, учитывая, что отработавшие твэлы и радиоактивные отходы непрерывно накапливаются, можно предположить, что количество отходов, которые надо захоронить, на сегодняшний день огромно.

При переработке топливо разделяют на три главных компонента: уран, плутоний и отходы — продукты деления, актиноиды, материалы оболочек топливных элементов. Отходы по массе составляют небольшую долю (5–8 %) от количества топлива, а основная доля приходится на неиспользованный уран и накопившийся плутоний. Переработка отслужившего топлива и захоронение отходов несомненно способствуют экономии ресурсов и повышают радиационную безопасность. Как радиоактивные источники, с точки зрения радиационной опасности особое значение имеют следующие изотопы:  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{93}\text{Tc}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{147}\text{Pm}$ ,  $^{237}\text{Np}$ , а также изотопы плутония, америция и кюрия (табл. 9.9).

**Активность долгоживущих продуктов деления  
(Бк/т U) [1]**

Радионуклид	$T_{1/2}$ , лет	Время выдерживания, лет		
		0	500	1000
$^{137}\text{Cs}$	30,17	$4 \cdot 10^{15}$	$4 \cdot 10^{10}$	$4 \cdot 10^5$
$^{135}\text{Cs}$	$2,3 \cdot 10^6$	$1,5 \cdot 10^{10}$	$1,5 \cdot 10^{10}$	$1,5 \cdot 10^{10}$
$^{79}\text{Se}$	$4,8 \cdot 10^5$	$1,4 \cdot 10^{10}$	$1,4 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{10}$
$^{129}\text{I}$	$1,6 \cdot 10^7$	$9,2 \cdot 10^8$	$9,2 \cdot 10^8$	$9,2 \cdot 10^8$
$^{151}\text{Sm}$	93	$7,2 \cdot 10^{12}$	$1,6 \cdot 10^{11}$	$3,8 \cdot 10^9$
$^{126}\text{Sn}$	$2,3 \cdot 10^5$	$5 \cdot 10^9$	$5 \cdot 10^9$	$5 \cdot 10^9$
$^{107}\text{Pd}$	$6,5 \cdot 10^6$	$4,4 \cdot 10^8$	$4,4 \cdot 10^8$	$4,4 \cdot 10^8$
$^{99}\text{Tc}$	$2,1 \cdot 10^5$	$5,6 \cdot 10^{11}$	$5,6 \cdot 10^{11}$	$5,5 \cdot 10^{11}$
$^{93}\text{Zr}$	$1,5 \cdot 10^6$	$8,0 \cdot 10^{10}$	$8,0 \cdot 10^{10}$	$8,0 \cdot 10^{10}$
$^{90}\text{Sr}$	28,64	$3,9 \cdot 10^{15}$	$2,1 \cdot 10^{10}$	$1,2 \cdot 10^5$

Во всех промышленных установках по переработке топлива для его разделения используется пурекс-процесс — метод жидкостной экстракции с применением трибутилфосфата (ТБФ) или его варианты. Первая стадия переработки тепловыделяющих элементов заключается в удалении их оболочки. Наиболее тугоплавкие тепловыделяющие элементы, состоящие из керамического  $\text{UO}_2$ , помещенные в оболочки из стали или циркониевых сплавов, используются в реакторах типа PWR, BWR и AGR. Снять или срезать с топлива такую оболочку очень трудно, поэтому в этом случае применяется система для разрезания и измельчения тепловыделяющих элементов. Измельченные кусочки топлива перемешиваются с растворителем, содержащим азотную кислоту, который удаляет топливо и оставляет кусочки оболочек. Для более полного отделения конструкционных материалов от топлива обычно используется несколько циклов ТБФ-экстракций.

В отработанном топливе содержится не менее 96 % урана и до 1 % плутония. При переработке с помощью экстракции уран и плутоний переходят в экстрагирующий растворитель, а все радиоактивные продукты остаются в водной фазе, образуя высокоактивные отходы, которые после удаления остатков органического растворителя поступают в хранилище на временное хранение. Следует отметить, что после растворения твэлов и экстракции урана и плутония общий объем жидких высокоактивных отходов составляет  $13 \text{ м}^3$  на тонну переработанного топлива, а объем среднеактивных и низкоактивных жидких отходов составляет соответственно 78,0 и  $1875 \text{ м}^3$  [1].

В процессе переработки топлива газообразные продукты выделяются во время разрезания и растворения тепловыделяющих элементов. В них практически нет  $^{131}\text{I}$  (8,04 сут.), который распался при выдержке топлива в бассейне-охладителе. Для связывания  $^{129}\text{I}$  ( $1,57 \cdot 10^7$  лет) используется специальная химическая обработка. При сбросе газов  $^{85}\text{Kr}$  и  $^3\text{H}$  в атмосферу через газоотводную высотную трубу ( $h \approx 100 \text{ м}$ ) никакой специальной выдержки газов не производится из-за их сравнительно низкой активности, поскольку основная активность трития остается в жидкой среде. Вода из охлаждающих бассейнов после предварительной обработки для снижения радиоактивности до приемлемого уровня концентрации также сбрасывается в окружающую среду.

Многолетняя практика показывает, что утечки радиоактивных веществ из мест захоронения отработанного топлива относительно невелики. Это подтверждается многочисленными наблюдениями на крупных радиохимических заводах по переработке топлива, в том числе на главных объектах такого рода в Селлафилде и Кап-де-ла-Аг. Однако, судя по рассекреченным в 1990-х гг. данным, в прошлом происходили крупные выбросы как на военных объектах, так и на хранилищах высокоактивных отходов. Имеется информация о происшедшем в 1957 г. крупном аварийном выбросе из цистерны с высокоактивными отходами на военном объекте в Кыштыме (бывший СССР) [5, 6]. По масштабам выброса радиоактивных изотопов эта авария уступает только Чернобылю. Новая информация из Хакфорда (шт. Вашингтон, США) содержит описание значительных выбросов, происходивших в 1940-х и 1950-х гг. при работах по переработке топлива плутониевых реакторов-размножителей.

Таблица 9.9

**Состав актиноидов в выгоревшем топливе ВВ7р-440 с начальным обогащением 3,6 % и глубиной выгорания 33,4 кг/т [10]**

Радионуклид	$T_{1/2}$ , лет	Содержание на дату выгрузки из реактора		
		кг/т	Ки/т	МБк/т
$^{232}\text{U}$	68,9	$0,9 \cdot 10^{-6}$	$2,02 \cdot 10^{-5}$	0,75
$^{234}\text{U}$	$2,45 \cdot 10^5$	0,215	$1,34 \cdot 10^{-3}$	49,6
$^{235}\text{U}$	$7,038 \cdot 10^8$	11,2	$2,42 \cdot 10^{-5}$	0,89
$^{236}\text{U}$	$2,3416 \cdot 10^7$	4,5	$2,94 \cdot 10^{-4}$	10,8
$^{238}\text{U}$	$4,468 \cdot 10^9$	941	$3,17 \cdot 10^{-4}$	11,73
$^{237}\text{U}$	6,75	0,445	$9,97 \times 10^{-1}$	$3,69 \times 10^4$
$^{236}\text{Pu}$	2,851	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$8,51 \cdot 10^{-4}$	31,49
$^{238}\text{Pu}$	87,74	0,137	2,35	$8,25 \cdot 10^4$
$^{239}\text{Pu}$	24119	5,37	$3,33 \cdot 10^{-1}$	$1,23 \cdot 10^4$
$^{240}\text{Pu}$	6537	2,17	$4,95 \cdot 10^{-1}$	$1,83 \cdot 10^4$
$^{241}\text{Pu}$	14,4	1,06	$1,09 \cdot 10^2$	$4,03 \cdot 10^6$
$^{242}\text{Pu}$	$3,763 \cdot 10^5$	0,43	$1,69 \cdot 10^{-3}$	62,5
$^{241}\text{Am}$	432,2	$4,1 \cdot 10^{-2}$	$1,41 \cdot 10^{-1}$	$5,22 \cdot 10^3$
$^{242m}\text{Am}$	152	$6,4 \cdot 10^{-4}$	$6,23 \cdot 10^{-3}$	$2,31 \cdot 10^2$
$^{243}\text{Am}$	7380	$4,9 \cdot 10^{-2}$	$9,78 \cdot 10^{-3}$	$2,62 \cdot 10^2$
$^{242}\text{Cm}$	162,8	$1,36 \cdot 10^{-2}$	$1,24 \cdot 10^{-1}$	$4,59 \cdot 10^3$
$^{243}\text{Cm}$	28,5	$3,8 \cdot 10^{-4}$	$1,96 \cdot 10^{-2}$	$6,25 \cdot 10^2$
$^{244}\text{Cm}$	18,1	$1,97 \cdot 10^{-2}$	1,60	$5,92 \cdot 10^4$
$^{245}\text{Cm}$	8500	$1,03 \cdot 10^{-3}$	$1,77 \cdot 10^{-4}$	6,55
$^{246}\text{Cm}$	4730	$6,9 \cdot 10^{-5}$	$2,12 \cdot 10^{-5}$	0,78

Для уменьшения объема отходов радиоактивных веществ применяются различные методы. Чтобы уменьшить объем твердых низкоактивных отходов, их перед прессованием или сжиганием



измельчают и дробят. Сжигание подходящих для этого отходов существенно уменьшает массу и объем отходов, облегчает упаковку в контейнеры для хранения. Отходы средней активности от переработки топлива (например, обломки и стружка оболочек элементов, загрязненное Лабораторное оборудование, отработанные реагенты) подвергаются капсулированию путем заливки в бетонные барабаны или путем добавки в жидкость сухого цемента.

Большое количество влажных отходов при эксплуатации ядерных энергетических установок приходится на отработанные ионообменные смолы, фильтрующие среды и осадки. Влажные отходы превращают в твердые продукты, а для окончательного захоронения используют такие методы, как цементирование, битумизация или связывание с полимерами.

Высокоактивные отходы, образующиеся на первой стадии разделения перерабатываемого топлива, концентрируют выпариванием и переводят в твердую форму. Для последующего захоронения производится остекловывание твердых отходов путем сплавления с керамикой или с металлами. В результате такой операции высокоактивные отходы превращаются, например, в боросиликатное стекло [7].

Радиохимическая переработка отработанного топлива, упаковка и захоронение радиоактивных отходов — исключительно важная проблема, поскольку стоимость переработки использованного топлива намного (примерно в 40 раз) превышает стоимость извлеченного при этом урана. Кроме того, в существующих радиохимических схемах переработки производится извлечение плутония, что увеличивает риск распространения ядерного оружия. Вследствие этого одна из ведущих ядерных держав — Соединенные Штаты Америки — ввела временный мораторий на переработку отработанного топлива АЭС и организовала хранение в государственных хранилищах. Однако ряд стран (в том числе Россия и США) продолжают исследования, направленные на дальнейшее разделение радиоактивных отходов на составляющие и поиски путей их надежной локализации и даже частичной ликвидации. В частности, представляется целесообразным выделение из продуктов деления в отдельную группу наиболее радиационноопасных  $\alpha$ -излучающих радионуклидов, накопившихся в топливе, таких как америций, кюрий и других более тяжелых трансплутониевых элементов, для их последующего отдельного захоронения на более длительное время — примерно  $10^5$  лет (см. табл. 9.9.), а также выделение в отдельную группу долгоживущих ( $T > 10^5$  лет)  $\beta$ -излучающих продуктов деления, приведенных в табл. 9.8. При этом значительно сократятся объемы захораниваемых на длительное время  $\alpha$ -излучающих нуклидов (из табл. 9.9 видно, что суммарная масса трансплутониевых радионуклидов составляет всего около 120 г на 1 тонну перерабатываемого топлива). При упаковке актиноидов на длительное хранение важное значение имеет радиационная устойчивость матрицы к  $\alpha$ -излучению. Исследования показали, что наиболее устойчивыми являются керамические матрицы типа синрок, в состав которых входят три минеральных фазы: цирконалит  $\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$ , первасквит  $\text{CaTiO}_3$  и холландид бария  $\text{BaAl}_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$ . Радиационная устойчивость таких керамических матриц на два-три порядка выше, чем алюмофосфатных стекол, применяемых для остекловывания и упаковки  $\beta$ -активных продуктов деления, и они могут обеспечить длительное (порядка  $10^5$  лет) хранение  $\alpha$ -активных актиноидов.

В настоящее время на заводе РТ-1 (ПО «Маяк») функционирует установка для выделения из продуктов деления цезиево-стронциевой фракции путем экстракции хлорированным декаболлидом кобальта. Извлечение радионуклидов стронция этим методом составляет не менее 97 %, радионуклидов цезия — не менее 99 %. Цезиево-стронциевая фракция, практически не содержащая других солей, включается в алюмофосфатное стекло.

Особого внимания заслуживает предложенный в [11–13] принцип радиационной эквивалентности между природным ураном и захораниваемыми отходами. Предлагается после выделения накопившихся в топливе изотопов трансурановых элементов подвергнуть их нейтронной трансмутации в ядерных реакторах. Предполагается при этом, что трансмутации подвергаются также продукты деления с ярко выраженными миграционными свойствами, такие как  $^{129}\text{I}$  и  $^{99}\text{Tc}$ . Конечная радиотоксичность  $\alpha$ -излучающих радионуклидов после длительного облучения высокими потоками нейтронов должна быть сравнима с радиотоксичностью природного урана вместе с его продуктами распада. Такие радиоактивные отходы можно захоранивать в тех местах на Земле, откуда была взята урановая руда. Принцип радиационной эквивалентности предполагает замыкание топливного цикла в определенную организацию потоков ядерных материалов с достаточно низкими потерями радионуклидов при переработке облученного топлива. Предполагается также, что после нескольких сот лет выдержки часть радиоактивных отходов, эквивалентных по радиотоксичности извлеченному урану, может быть окончательно захоронена в геологических формациях, оставшихся после добычи урана [13].

Идея снижения радиотоксичности радиоактивных отходов путем их трансмутации не нова. Еще в 1980-х гг. в США проводились исследования по программе CURE [14], в которой ставилась подобная задача. В качестве меры опасности отходов в этой программе рассматривалась радиотоксичность природного урана. Однако программа CURE не выдвигала требования снизить радиотоксичность отходов до уровня радиотоксичности природного урана, как это предусматривает принцип радиационной эквивалентности. Выполненные оценки показывают, что радиационное эквивалентное равновесие может быть достигнуто приблизительно через 300 лет [14].

Переработка ядерного топлива приводит к накоплению в атмосфере  $^{85}\text{Kr}$  (10,4 г.), и он служит индикатором количества топлива, переработанного во всем мире. На каждый выработанный МВт-сутки электроэнергии (сгорает 1 г урана) образуется  $4,38 \cdot 10^{10}$  Бк  $^{85}\text{Kr}$ , который в основном находится в твэлах до переработки топлива. При суммарной электрической мощности атомных станций в мире 350 ГВт в течение года в атмосферу может быть выброшено приблизительно  $1,8 \cdot 10^{19}$  Бк  $^{85}\text{Kr}$ , что будет всего в 2 раза больше естественной радиоактивности  $^{14}\text{C}$ , содержащегося в атмосфере. Однако необходимо учитывать, что ионизирующая способность  $^{85}\text{Kr}$  примерно в 15 раз выше  $^{14}\text{C}$ . С этой точки зрения в целях радиационной безопасности тепловыделяющие элементы до химической переработки следует предварительно выдерживать 30–40 лет.

## 9.5. Оценка дозы излучения для ядерного топливного цикла

При оценке дозы излучения за счет утечки радиоактивных веществ в ядерном топливном цикле необходимо учитывать его основные звенья: добычу и изготовление твэлов, работу энергетических реакторов, переработку топлива, захоронение отходов. При добыче урана наибольшую опасность представляет газообразный радон ( $^{222}\text{Rn}$ ), поскольку его вдыхание ведет к облучению организма дочерними  $\alpha$ -активными нуклидами, откладывающимися на поверхностях легких. Однако радон, выделяющийся из рудных отходов и систем вентиляции рудников, не дает значительного вклада в естественный фон радиоактивности, за исключением мест вблизи рудника или складирования отходов.

При работе реакторов наибольший вклад в дозу облучения вносят долгоживущие изотопы, такие как  $^3\text{H}$  (12,3 года),  $^{14}\text{C}$  (5730 лет),  $^{85}\text{Kr}$  (10,4 лет) и  $^{129}\text{I}$  (1,57 Ки/год, для разных периодов времени [4].

Таблица 9.10

Среднемировая мощность дозы на душу населения (Зв/г.) по прошествии  $t$  лет от начала выделения некоторых радионуклидов со скоростью 1 К и /г. ( $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк/г.) [4]

$t$ , лет	$^{85}\text{Kr}$ , $10^{-16}$	$^{14}\text{C}^{*1}$	$^3\text{H}$ , $10^{-14}$ (*1)	$^3\text{H}$ , $10^{-15}$ (*2)	$^{129}\text{I}$ , $10^{-10}$ (*3)
1	0,5	$9 \cdot 10^{-13}$	0,2	0,1	0,3
10	4	$8 \cdot 10^{-12}$	0,8	0,7	2
50	8	$2 \cdot 10^{-11}$	1	1,5	7
100	9	$3 \cdot 10^{-11}$	1	1,6	8
500	9	$5 \cdot 10^{-9}$	1	1,6	10

\*1 Утечка в атмосферу.

\*2 Утечка в моря и океаны.

\*3 Доза в щитовидной железе.

Полная интегральная доза, индуцируемая работающим реактором, должна оцениваться для населения и для персонала, работающего в условиях радиации. Персонал дополнительно облучается газообразными и летучими радиоактивными веществами, подвергается прямому излучению от источников, таких как  $^{16}\text{N}$  в турбине, и облучается при таких операциях, как перегрузка и транспортировка топлива. Исследовательская группа Американского физического общества (АФО) оценила интегральную дозу, получаемую эксплуатационным и ремонтным персоналом на атомных станциях с реакторами ЛВР [4].

Доза составила 11 чел.-мЗв/[МВт (эл.) · г.]. Соответствующая доза, получаемая населением, примерно в 10 раз меньше.

Наибольшая возможная эмиссия радиоактивности обусловлена работой радиохимических заводов, на которых из отработанного топлива извлекаются плутоний и уран. Это связано с тем, что при нормальной работе реактора происходит только весьма незначительная утечка газообразных и летучих продуктов деления, в основном  $^3\text{H}$  и  $^{85}\text{Kr}$ , в то время как в процессе переработки топлива выделяется значительное количество  $^{129}\text{I}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  и  $^{14}\text{C}$ . Интенсивность, с которой эти продукты выделяются в окружающую среду, зависит от того, в какой мере радиохимический завод оборудован системами удержания различных радионуклидов.

В табл. 9.11 приведены ожидаемые дозы для населения и персонала по данным, взятым из работы Е.Е. Почина [8] и доклада исследовательской группы АФО [4].

Таблица 9.11

**Оцененные ожидаемые дозы на все тело за 500 лет для различных звеньев топливного цикла, (чел.-мЗв/[МВт (эл.) · г.]) [4]**

Звено топливного цикла	Е.Е. Почин [8]		Группа АФО [4]	
	население	персонал	население	персонал
Добыча и дробление руды	—	< 2	< 1,4	2
Работа реактора	1	20	1	11
Переработка топлива	13,5	20	4	1–6
Всего	14,5	42	6,4	14–19

## Литература

1. Очкин А.В., Бабаев Н.С., Магомедбеков Э.П. Введение в радиозэкологию. М.: ИздАт, 2003. 199 с.
2. Кесслер Г. Ядерная энергетика / Пер. с англ. под ред. Ю.И. Митяева. М.: Энергоатомиздат, 1986. 264с.
3. Громов Б.В. Введение в технологию урана. М.: МХТИ им. Д.И. Менделеева, 1972. 240 с.
4. Камерон И. Ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1987. 320 с.
5. Апплби Л.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиозэкология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапко. М.: Мир, 1999. 512 с.
6. Medvedev Z.A. (1990). Report on Kyshtym Visit and Moscow Seminar. Presentation at SCOPE-RADPATH First Case-study Meeting, 26–30 March 1990, University of Lancaster.
7. Badir W. (1989). Industrial verification processes for high-level liquid waste solutions // IAEA Bull. N. 31(4). P. 43–46.
8. Pochin E.E. Estimated Population Exposure from Nuclear Power Production and other Radiation Sources, Nuclear Energy Agency. Paris: O.E.C.D., 1976.
9. Бюллетень МАГАТЭ. 2002. Т. 44, № 1. С. 33.
10. Атомная энергия. 1981. Т. 51, вып. 1. С. 53.
11. Adamov V.O., Ganev I.Kh., Orlov V.V. Attainment of radiation equivalency in nuclear power radioactive product management // Nucl. Technol. 1993. V. 104. P.233–240.
12. Адамов Е.О., Ганев И.Г., Лопаткин А.В. и др. Трансмутационный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. М.: НИКИЭТ, 1999.
13. Адамов Е.О., Ганев И.Г., Лопаткин А.В. и др. Радиационно-эквивалентный подход к обращению с радиоактивными отходами // Бюл. по атом. энергии. 2002. № 8. С. 15–19.
14. CURE: Clean Use of Reactor Energy WHP-EP-0268. Westinghouse Hanford Company. USA, May 1990.

# РАЗДЕЛ 10

## АВАРИИ НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ И ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТАХ

Авторы-составители: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых  
к.х.н., с.н.с. М.А.Афонин

### 10.1. Причины возникновения аварий и оценка утечки радиоактивности

При возникновении аварийных ситуаций, приводящих к повреждению элементов конструкции энергетического реактора, основная опасность связана с рассеянием большого количества радиоактивного материала, которое накопилось в активной зоне реактора в течение его работы. При этом любое возможное взрывное энерговыделение в реакторе даже в самом худшем случае составляет только очень малую часть той энергии, которая выделяется при взрыве атомной бомбы, специально сконструированной таким образом, чтобы достигнуть максимально полного и быстрого выделения энергии.

Основными источниками радиоактивности в реакторе являются продукты деления и трансурановые элементы (актиноиды), образовавшиеся в результате захвата нейтронов урановым топливом. Свежая топливная загрузка в активной зоне слабо радиоактивна и составляет только около 11,1 ТБк (300 Ки) для начальной загрузки типичного BWR, но активность быстро увеличивается в процессе работы реактора за счет накопления продуктов деления и достигает примерно  $6,3 \cdot 10^{20}$  Бк ( $1,7 \cdot 10^{10}$  Ки) в конце кампании [1].

В табл. 10.1 приведены основные составляющие радиоактивности и остаточной мощности тепловыделения, обусловленного распадом нуклидов, на момент остановки реактора PWR после его длительной работы на полной мощности (1100 МВт (эл.)) [1]. Представлена зависимость активности и тепловыделения от времени, вплоть до 10 лет выдержки.

Отдельно выделены активность, наведенная нейтронами на конструкционных материалах и теплоносителе, активность летучих продуктов — йода и брома, а также благородных газов, значение которых важно при обстоятельствах, приводящих к их утечке в окружающую среду.

Из табл. 10.1 видно, что накопленная активность актиноидов всего в 4–5 раз меньше активности всех продуктов деления, и они представляют несомненно большую потенциальную опасность, так как в основном распадаются с испусканием  $\alpha$ -частиц. Суммарная активность благородных газов и летучих йода и брома на момент остановки реактора также составляет 1/5 часть от всех накопленных продуктов деления. Поэтому потеря герметичности тепловыделяющих элементов при разрушении работающего реактора представляет серьезную опасность.

Утечка значительной доли накопленной радиоактивности из реактора возможна только в том случае, если будут разрушены все барьеры, препятствующие выходу радиоактивных веществ. Большая часть продуктов деления и актиноидов внедрена в матрицу топливной таблетки, и крупномасштабная утечка их может произойти только в том случае, если топливо расплавится. Ситуация осложняется тем, что остаточного тепловыделения за счет радиоактивного распада при внезапной остановке реактора (цепная реакция не идет) вполне достаточно для того, чтобы зона (конструкционные материалы и твэлы) расплавилась, если не будет подавляться теплоноситель.

**Изменение радиоактивности и мощности остаточного тепловыделения в активной зоне реактора типа PWR мощностью 1100 МВт (эл.) после его остановки [1]**

Время выдержки, сутки	Радиоактивность, ГБк						Мощность остаточного тепловыделения, КВт
	Изотопы иода и брома	Благородные газы	Все продукты деления	Акти-ноиды	Продукты активации материалов	Полная радио-активность	
0	$5,309 \cdot 10^{10}$	$4,588 \cdot 10^{10}$	$5,106 \cdot 10^{11}$	$1,276 \cdot 10^{11}$	$3,92 \cdot 10^8$	$6,382 \cdot 10^{11}$	225000
1	$9,80 \cdot 10^9$	$8,18 \cdot 10^9$	$1,069 \cdot 10^{11}$	$4,92 \cdot 10^{10}$	$3,40 \cdot 10^8$	$1,565 \cdot 10^{11}$	17400
5	$3,73 \cdot 10^9$	$3,88 \cdot 10^8$	$6,919 \cdot 10^{10}$	$1,60 \cdot 10^{10}$	$3,11 \cdot 10^8$	$8,547 \cdot 10^{10}$	9720
15	$1,062 \cdot 10^9$	$1,07 \cdot 10^0$	$4,736 \cdot 10^{10}$	$1,47 \cdot 10^9$	$2,77 \cdot 10^8$	$4,92 \cdot 10^{10}$	5600
30	$2,494 \cdot 10^8$	$1,765 \cdot 10^8$	$3,504 \cdot 10^{10}$	$3,46 \cdot 10^8$	$2,37 \cdot 10^8$	$3,56 \cdot 10^{10}$	4060
60	$1,828 \cdot 10^7$	$2,90 \cdot 10^7$	$2,427 \cdot 10^{10}$	$2,34 \cdot 10^8$	$1,76 \cdot 10^8$	$2,46 \cdot 10^{10}$	2350
120	$1,045 \cdot 10^5$	$2,438 \cdot 10^7$	$1,483 \cdot 10^{10}$	$2,18 \cdot 10^8$	$1,02 \cdot 10^8$	$1,52 \cdot 10^{10}$	1740
210	$1,143 \cdot 10^2$	$2,397 \cdot 10^7$	$9,028 \cdot 10^9$	$2,06 \cdot 10^8$	$5,03 \cdot 10^7$	$9,25 \cdot 10^9$	1100
365	$8,066 \cdot 10$	$2,331 \cdot 10^7$	$5,402 \cdot 10^9$	$1,91 \cdot 10^8$	$2,272 \cdot 10^7$	$5,60 \cdot 10^9$	659
1097	$8,066 \cdot 10$	$2,046 \cdot 10^7$	$1,75 \cdot 10^9$	$1,64 \cdot 10^{18}$	$1,2 \cdot 10^7$	$1,92 \cdot 10^9$	204
3653	$8,066 \cdot 10$	$1,306 \cdot 10^7$	$6,633 \cdot 10^8$	$1,21 \cdot 10^8$	$4,88 \cdot 10^6$	$7,88 \cdot 10^8$	67

Энергию, выделяющуюся при  $\beta$ - и  $\alpha$ -распаде радионуклидов, накопленных в зоне реактора, можно оценить исходя из их активности. Так, при  $\beta$ -распаде короткоживущих изотопов суммарная энергия  $\gamma$ -квантов на 1 Бк может составлять несколько МэВ, а для долгоживущих — всего несколько десятых МэВ, поскольку энергия распада обратно пропорциональна  $T_{1/2}$ . Из табл. 10.1 следует, что суммарная активность накопленных актиноидов составляет  $1,276 \cdot 10^{20}$  Бк, а продуктов деления — 5,1  $\beta$ -распаде, 1,50 МэВ/Бк, а при  $\alpha$ -распаде 6 МэВ/Бк, то в активной зоне в 1 с за счет  $\beta$ - и  $\alpha$ -распада будет выделяться:

$$\begin{aligned} \sum E_{\text{расп.}} &= \sum E_{\beta,\gamma} + \sum E_{\alpha,\gamma} = \\ &= (5,1 \cdot 10^{20} \cdot 1,5 \cdot 10^6 + 1,28 \cdot 10^{20} \cdot 6 \cdot 10^6) \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} = \\ &= 245000 \text{ КВт.} \end{aligned}$$

Расплавление всего или части топлива может произойти в том случае, если при работе реактора скорость отвода теплоты из активной зоны станет значительно меньше скорости ее генерации в топливе. Это может произойти, например, при внезапном положительном изменении реактивности, которое вызовет временное увеличение уровня мощности выше скорости теплоотвода на время, пока не сработает механизм автоматического регулирования реактивности. Наиболее серьезные флуктуации могут быть связаны с потерей внешнего или внутреннего энергоснабжения, что может тоже привести к потере теплоносителя. Потеря теплоносителя может произойти из-за разрыва трубопроводов. Возникновение большой брешы в первом контуре, находящемся под давлением, приведет к быстрой потере теплоносителя и, как следствие этого, к крупномасштабному расплавлению активной зоны реактора, если система аварийного охлаждения не отведет остаточное тепловыделение. Наиболее серьезной возможной аварией для реакторов

типа PWR считается разрыв трубопровода большого диаметра, который подводит теплоноситель от циркуляционного насоса первого контура к корпусу реактора. Для реакторов BWR наиболее опасной аварией, связанной с потерей теплоносителя, считается аналогичный разрыв трубопровода, подводящего теплоноситель к одному из рециркуляционных водоструйных насосов.

В случае большой течи из-за потери теплоносителя, который одновременно является и замедлителем, цепная реакция в активной зоне автоматически прекращается. Однако для снятия остаточного тепловыделения обязательно должны быть предусмотрены системы аварийного охлаждения активной зоны (CAOЗ).

В табл. 10.2 приведены оцененные доли утечки в атмосферу различных радиоактивных веществ при серьезной аварии реактора PWR, включающей распыление активной зоны и разрушение защитной оболочки реактора вследствие сгорания водорода и превышения допустимого давления пара. Из табл. 10.2 видно, что доли утечки различных радионуклидов сильно зависят от их химической природы. Здесь предполагается, что благородные газы (ксенон и криптон) почти полностью выходят в атмосферу, в то время как выход нелетучих оксидов металлов, таких как цирконий и плутоний, не превышает 1 %. Вероятность такой утечки оценивается величиной  $5 \cdot 10^{-6}$  (реактор  $\cdot$  год)<sup>-1</sup>.

Таблица 10.2

**Оцененные доли утечек радионуклидов в атмосферу при расплавлении активной зоны реактора PWR при последующем разрушении защитной оболочки [1]**

Основные химические группы элементов	Доля утечки в атмосферу из активной зоны
Благородные газы	0,9
Иод	0,7
Цезий	0,5
Теллур	0,3
Щелочноземельные элементы	0,06
Летучие оксиды	0,02
Нелетучие оксиды	0,004

Вероятности различных аварийных событий в реакторах типа BWR существенно отличаются от соответствующих вероятностей в PWR. Надежность систем CAOЗ в них значительно выше, так что и вероятность потери теплоносителя, приводящая к расплавлению активной зоны, не превышает  $10^{-6}$  (реактор  $\cdot$  год)<sup>-1</sup> для всех категорий утечек. Однако если расплавление активной зоны BWR все же произойдет из-за потери теплоносителя, то утечки радиоактивности будут более серьезными, чем в PWR, поскольку разрушение оболочки при повышении давления произойдет быстрее из-за меньших размеров активной зоны.

Для BWR основная опасность разрушения связана с переходными процессами, например с внеплановой остановкой реактора из-за отключения внешнего электропитания. В действительности переходные процессы преобладают почти во всех категориях утечек радиоактивности, поскольку вероятность большого разрыва корпуса реактора очень мала и не вносит заметного вклада в вероятность утечки радиоактивности.

Проведенное рассмотрение вероятностей аварий касается только возможных утечек, связанных с внутренними повреждениями системы, которые возникают из-за несоответствия конструкции реактора требованиям проекта или операционных ошибок непосредственно на АЭС. Рассмотрение возможного воздействия внешних событий, таких как землетрясения, ураганы, наводнения или падение самолета, показало, что они имеют существенно меньшую вероятность, чем последовательность внутренних событий, обусловленных эксплуатацией реакторов. Это связано с малыми вероятностями внешних событий самих по себе, а также и с тем, что реактор конструируется таким образом, чтобы противостоять внешним событиям ожидаемой величины.

## 10.2. Примеры инцидентов на ядерных объектах, приведших к значительным выбросам радиоактивных веществ. Мониторинг объектов захоронения радиоактивных отходов

### 10.2.1. Авария на военном объекте в Кыштыме

О возникшей утечке радиоактивного материала в пределах Восточного Урала в конце 1950-х гг. впервые было сообщено в 1976 г. [2–4]. Материалы исследований этого инцидента советскими специалистами были представлены Международному агентству по атомной энергии (МАГАТЭ) в 1989 г., частично опубликованы в журнале «Атомная энергия» в 1990 г. и доложены на семинаре (г. Люксембург) Комиссии европейских сообществ (СЕС) и Международного союза радиозэкологов (IUR).

Установлено, что 29 сентября 1957 г. в 16 ч 20 мин по местному времени в Кыштыме (около 100 км от города Челябинска) произошел химический взрыв контейнера, содержащего 250 м<sup>3</sup> высокоактивных отходов от производства плутония. Взрыв был вызван возгоранием ацетат-нитратного концентрата в результате неполадок в системе охлаждения. Это привело к выбросу в атмосферу  $7,4 \cdot 10^{17}$  Бк радиоактивных веществ. Большая часть продуктов выброса (~ 90 %) осела на поверхность земли вблизи места взрыва, однако более мелкие частицы, содержащие примерно 10 % радиоактивных веществ, образовали факел, вынесший их на высоту около 1 км. Радиоактивное облако перемещалось в направлении города Каменск-Уральский, образуя широкий след выпавших радионуклидов.

Основная активность (около 60 %) в выбросе состояла из <sup>144</sup>Ce (284,3 сут.) + <sup>144</sup>Pr (17,28 мин). Кроме того, выбросы содержали более 20 % <sup>95</sup>Zr (63,28 сут.) + <sup>95</sup>Nb (35,15 сут.), более 5 % <sup>90</sup>Sr (29,12 лет) + <sup>90</sup>Y (64,04 ч), около 3 % <sup>106</sup>Ru (368,2 сут.) + <sup>206</sup>Rn (29,9 с) и 0,03 % <sup>137</sup>Cs (30,0 лет). Сообщалось также о наличии в выбросах <sup>89</sup>Sr (78,43 ч), <sup>147</sup>Pm (2,623 лет), <sup>155</sup>Eu (4,96 лет) и изотопов плутония [5].

В течение первого года после взрыва основным источником активности для биологических объектов были <sup>144</sup>Ce и <sup>144</sup>Pr, а главным длительно действующим фактором облучения, представляющим серьезную опасность, — (<sup>90</sup>Sr + <sup>90</sup>Y). Выпадение практически всего радиоактивного вещества из облака происходило в течение 11 ч вдоль трассы длиной около 300 км от Кыштыма, что привело к загрязнению площади, которая достигла более  $2 \cdot 10^4$  км<sup>2</sup> [6, 7].

В течение первых 7–10 суток после аварии были приняты экстренные меры по эвакуации населения из четырех деревень (1154 чел.) с территорий, где уровень загрязненности превышал  $3,7 \cdot 10^7$  Бк/м<sup>2</sup> по <sup>90</sup>Sr. Еще 9580 жителей из зон с более низкими уровнями загрязнения были переселены в течение последующих 250–670 суток. Всего было эвакуировано около 11 тысяч человек с территории площадью 700 км<sup>2</sup>, на которой уровень радиации превышал  $7,4 \cdot 10^4$ – $14,8 \cdot 10^4$  Бк/м<sup>2</sup> по <sup>90</sup>Sr. Доза внешнего облучения, полученная людьми до их эвакуации, достигала 0,17 Зв, а эффективная эквивалентная доза — 0,52 Зв. Однако ряд исследователей считают, что из-за неравномерности плотности загрязнения в некоторых случаях максимальная поглощенная доза могла быть в два раза больше [5, 7, 8].

В первую весну после аварии (1958 г.) в результате вертикальной почвенной миграции большая доля радиоактивности (90–95 %) была сосредоточена в дерновом слое, 0,5–1,5 % — в растениях и 5–10 % — в минеральной части почвы. Через 6–12 лет после загрязнения резко ускорился рост накопления <sup>90</sup>Sr в травянистых растениях, связанный с естественным

вертикальным перемещением его из дернового слоя в минеральную часть разреза почвы, т. е. усвоение стронция корневой системой стало более существенным. Этот процесс привел к выносу из почвы через растения более 95 %  $^{90}\text{Sr}$ , что значительно больше, чем наблюдалось в первый год после аварии, когда вынос составлял всего 10–20 %.

В связи с аварией наблюдались последствия радиационного повреждения древесины и травянистой растительности, которые зависели от полученной дозы [7]. Все сосновые деревья на площади 20 км<sup>2</sup>, получившие для игл дозу более 30–40 Гр, погибли к осени 1959 г. Полученные дозы (до 200 Гр) вызвали гибель травянистых растений на площади около 5 км<sup>2</sup>. Последствия облучения диких животных, как результат уменьшения их поголовья, не были установлены, поскольку часть погибших спонтанно заменялась за счет их естественной миграции. Часть сельскохозяйственных животных погибла с признаками острой лучевой болезни в течение первых 9–12 суток на территории, приближенной к месту аварии. В более удаленных местах падеж скота за шестимесячный период не наблюдался.

Содержание радионуклидов в речной воде сразу после аварии возросло в  $2,8 \cdot 10^4$  раз. Однако радиоактивный распад, абсорбция донными осадками и естественная миграция привели к значительному снижению уровня загрязненности в 1958 г.: в реках — в 150 раз, в озерах — в 20 раз. За 25-летний срок после аварии концентрация  $^{90}\text{Sr}$  в озерной воде снизилась в 30 раз, в рыбе — в 35 раз. При этом период полувыведения  $^{90}\text{Sr}$  в озерной воде колебался в пределах от 2 до 5,1 лет. За осенне-зимний период 1957/58 г. в наиболее загрязненных озерах рыба, планктон и беспозвоночные получили дозы до 40 Гр. При этом заметное экологическое воздействие ионизирующего излучения не отмечалось, кроме того, что в течение нескольких лет наблюдалось снижение воспроизводства травоядных рыб (например карпа и карася), поскольку летальный уровень для икры этих рыб составляет 10 Гр.

Мероприятия по борьбе с последствиями аварии включали в себя: контроль за использованием загрязненных территорий, дезактивацию части сельскохозяйственных земель, мониторинг сельхозпродукции (браковалась часть урожая, в которой принятые уровни загрязненности были превышены).

В 1958–1959 гг. было перепахано около 200 км<sup>2</sup> земель в начальной части следа, а в 1960–1961 гг. осуществлена глубокая вспашка (на глубину 0,5 м) наиболее загрязненной территории площадью 62 км<sup>2</sup> [4, 5]. Принимались меры по гидрологической изоляции и отводу водостоков. Однако наиболее загрязненная территория площадью 170 км<sup>2</sup> была, тем не менее, непригодной для проживания людей и ведения сельского хозяйства и была оставлена для исследовательских целей (радиологический заповедник). Жители зоны, где уровни загрязнения поддавались измерению (за пределами наиболее загрязненной зоны), получили, согласно оценкам, эффективную дозу, превышающую на 1–10 % ту, которая обусловлена естественным радиационным фоном за 30 лет, предшествовавших аварии.

## 10.2.2. Авария в Уиндскейле

Это первая авария, которая случилась на работающем ядерном реакторе, вызвавшая значительный выброс радиоактивного материала [9–13]. Авария произошла 10 октября 1957 г. на заводе в Уиндскейле (Селлафилд, Камбрия), принадлежащем Управлению по атомной энергии Великобритании. Реактор с графитовым замедлителем и воздушным охлаждением был предназначен для производства оружейного плутония. Авария явилась следствием перегрева части активной зоны при проведении операции по освобождению вигнеровой энергии. Из-за высокой температуры произошло окисление урана и затем возгорание графита, что затронуло 150 топливных каналов. Поскольку попытка погасить огонь с помощью  $\text{CO}_2$  не имела успеха, 11 октября внутрь зоны была подана вода, и в течение последующих суток активную зону удалось остудить. Выброс радиоактивных продуктов в атмосферу продолжался в течение приблизительно 24 часов через сбросовую трубу высотой 125 м. В основном это были радиоактивный нуклид  $^{133}\text{Xe}$  ( $1,2 \cdot 10^{16}$  Бк) и летучие элементы  $^{131}\text{I}$  ( $7,4 \cdot 10^{14}$  Бк),  $^{137}\text{Cs}$  ( $2,2 \cdot 10^{13}$  Бк),  $^{10}\text{Po}$  ( $8,8 \cdot 10^{12}$  Бк),  $^{106}\text{Ru}$  ( $3 \cdot 10^{12}$  Бк),  $^{90}\text{Sr}$  ( $7 \cdot 10^{10}$  Бк),  $^{89}\text{Sr}$  ( $3 \cdot 10^{12}$  Бк),  $^{132}\text{Te}$  ( $4,4 \cdot 10^{14}$  Бк) и  $^{235}\text{Pu}$  ( $1,6 \cdot 10^9$  Бк) [11]. На основе радиографического обследования фильтровальной бумаги и других материалов, выставленных для определения радиоактивных выпадений, было установлено, что основная масса радиоактивного иода имела газообразную форму или адсорбировалась очень тонкими частицами [12]. Было также обнаружено небольшое количество частиц рассеянного оксида урана. На основе анализа проб пыли, отобранных с помощью обычных промышленных фильтров, было



прослежено движение радиоактивного облака в восточном направлении: в Моле (Бельгия), во Франкфурте (Германия) и Суле (Норвегия).

Что касается атмосферных выпадений, то средняя скорость выпадения  $^{131}\text{I}$  в северной и южной частях территории Англии составила соответственно 0,30 и 0,11 см/с. Скорости выпадения  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{103}\text{Ru}$  не превысили 15 % от скорости иода. Наблюдалось отчетливо выраженное выпадение иода на возвышенных участках [12, 13]. Вынос  $^{131}\text{I}$  и  $^{137}\text{Cs}$  с травяного покрова сразу после аварии происходил с периодами полувыведения соответственно 13 и 10 суток, однако с ноября этот процесс для  $^{137}\text{Cs}$  и других изотопов значительно замедлился [14].

Наземная съемка аэрозольного вещества в окрестностях Уиндскейла выявила след выпадения более крупных радиоактивных частиц на расстоянии 4 км к юго-юго-востоку от места аварии. Частицы размером от 20 до 500 мкм имели  $\beta$ -активность от 37 до  $4,81 \cdot 10^3$  Бк для одной частицы. Результаты анализа проб питьевой воды из водоемов и водостоков показали, что концентрации  $^{131}\text{I}$  и других радионуклидов не превысили максимально допустимых значений, разрешенных Международной комиссией по радиологической защите (ICRP).

Были изучены пробы таких продуктов, как картофель, капуста, турнепс и салат на содержание радионуклида  $^{90}\text{Sr}$ . Установлено, что в закрытой зоне и за ее пределами на расстоянии 3,2 и 12,8 км к юго-востоку от Уиндскейла содержание  $^{90}\text{Sr}$  на 1 г кальция в картофеле составило 4,81 и 0,93 Бк, в турнепсе 5,55 и 1,48 Бк соответственно. В пробах капусты содержание  $^{90}\text{Sr}$  было более низким [13]. Ни один из выявленных уровней загрязнения не представлял собой какой-либо опасности. Анализ проб щитовидной железы овец на содержание  $^{131}\text{I}$  через 10 дней после аварии также показал, что в районе Лондона концентрация  $^{131}\text{I}$  не превысила  $5,18 \cdot 10^2$ – $5,5$  I. Самый высокий уровень содержания  $^{131}\text{I}$  ( $5,18 \cdot 10^4$  Бк/л) в молоке был обнаружен 13 октября 1957 г. на ферме в 16 км от Уиндскейла непосредственно на пути следования радиоактивного облака. На потребление молока были наложены ограничения по критическому уровню  $3,7 \cdot 10^3$  Бк/л, которые действовали с 14 октября по 23 ноября 1957 г. При этом концентрация  $^{137}\text{Cs}$  в том же молоке не превышала  $3,7 \cdot 10^2$  Бк/л. Для оценки последствий аварии в Уиндскейле были рассчитаны для Европы коллективная доза для щитовидной железы и коллективная эффективная доза, которые составили соответственно величины  $2,6 \cdot 10^4$  и  $2 \cdot 10^3$  чел.-Зв [11, 15].

### 10.2.3. Тримайл-Айленд

Авария на атомной электростанции в Тримайл-Айленд (шт. Пенсильвания, США) произошла 28 марта 1979 г. [16]. Это был реактор мощностью 900 МВт с водяным охлаждением под давлением. Авария связана с потерей охладителя из-за нарушений в работе оборудования и ошибки оператора. Все началось со спонтанного отключения водяных насосов, подающих воду для парогенераторов. При этом автоматически отключились паровая турбина, генератор и реактор. Повышение температуры и давления в зоне реактора из-за тепловыделения, обусловленного распадом продуктов деления, вызвало автоматическое открытие перепускного клапана для сброса избыточного давления. В положенное время клапан закрылся, и давление воды в зоне стало падать. Это вызвало автоматическое включение трех резервных насосов по закачке охлаждающей воды. Однако два насоса из трех из-за того, что клапаны оставались нештатно закрытыми, воду в зону реактора не подавали, и количество воды в зоне по-прежнему уменьшалось. Тогда для обеспечения охлаждения системы автоматически включились нагнетающие насосы высокого давления, но операторы отключили их, не зная о продолжающемся вытекании воды через перепускной клапан сброса давления. В результате температура в зоне реактора достигла 2273 К, что привело к повреждению конструкции и плавлению 50 % топлива. Только через два часа после начала аварии было обнаружено, что перепускной клапан сброса давления открыт и вода из зоны стекает в резервную емкость, находящуюся во вспомогательном помещении. Утечку охладителя остановили путем закрытия управляемого вручную запорного клапана и повторного включения нагнетательных насосов высокого давления. Этими действиями удалось быстро остудить активную зону.

Плавление части активной зоны реактора привело к проникновению продуктов распада в неразрушенный корпус реактора и в систему охлаждения. Было выброшено порядка  $10^{17}$  Бк радиоактивности, состоящей в основном из благородных газов  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{133m}\text{Xe}$  и  $^{136}\text{Xe}$ , и около 1,1 ТБк  $^{131}\text{I}$ .

Анализы проб воздуха, молока, воды, рыбы, сельхозпродукции, почвы, растительности и донных осадков на радиоактивность показали, что в основном загрязнения обусловлены радиоактивными благородными газами и  $^{131}\text{I}$ .  $^{131}\text{I}$  был обнаружен в коровьем и козьем молоке и в технической воде, а  $^{137}\text{Cs}$  — в рыбе [17]. Предполагается, что наиболее высокие дозы за несколько дней сразу после аварии получили 260 человек, работающие в радиусе 3,2 км от АЭС (0,2–0,7 Зв). Расчетная коллективная доза облучения для населения в радиусе 80 км от АЭС составила 20 чел.-Зв [18].

#### 10.2.4. Селлафилд

Комплекс Селлафилд расположен на западном побережье Великобритании в Камбрии, занимается переработкой отработанного ядерного топлива с 1952 г. и является крупнейшим предприятием, входящим в компанию «Бритиш Нуклеар Фьюэлз» (BNF) [9]. Здесь имеется установка для разгрузки, хранения и распаковки топлива, установка для остекловывания (запечатывания высокорadioактивных отходов в твердые стеклянные блоки), установка для извлечения актиноидов (EARP) и установка восстановления топлива (THORP). Здесь также работает одна из первых в мире атомных электростанций промышленных масштабов — Колдер-Холл.

Радиоактивные выбросы в окружающую среду на территории комплекса Селлафилд подлежат лицензированию со стороны соответствующих органов Великобритании, проверкам, мониторингу и оценке. Лицензирование находится под наблюдением международных организаций, что требует отчетности о любых завышенных или сниженных выбросах радиоактивности.

Основными источниками эмиссии радиоактивных веществ в окружающую среду в Селлафилде являются жидкости в прудах-сборниках отработанного топлива; высокоактивные стоки; низкоактивные стоки и отработанные растворители [19]; пруды-накопители топливных элементов и установки по переработке топлива; захоронения отходов с низкой радиоактивностью в неглубоких траншеях в Дрингле, в 6 км от Селлафилда, из которых могут поступать продукты просачивания в водную среду, а также стоки низкоактивных отходов, сбрасываемых по трубопроводам в Ирландское море на расстоянии 2,1 км за пределами линии отлива. Контрольные измерения показывают, что концентрации радиоактивных веществ в ручье Дрингл (куда предположительно должны поступать продукты просачивания из траншей захоронения низкоактивных отходов) не превышают 5 % от разрешенных предельных концентраций и составляют  $1,5 \text{ а-}$  и  $2,0 \cdot 10^6 \text{ Бк/м}^3$  для  $\beta$ -нуклидам и в 1975 г. —  $9 \cdot 10^{15} \text{ Бк}$  в год по  $\alpha$ -нуклидам, состоящим в основном из изотопов плутония. Дозы, полученные населением только от потребления беспозвоночных и рыбы, выловленных в Ирландском море близ Селлафилда, в отдельные периоды составляли  $1 \cdot 10^{-3} \text{ Зв}$  в год.

#### 10.2.5. Кап-де-ла-Аг

Атомный центр Кап-де-ла-Аг расположен на нормандском побережье Франции и предназначен для переработки отработанного топлива с промышленных газографитовых и легководных реакторов, вступил в строй в 1966 г. [9]. Топливо на переработку привозят из Японии и Западной Европы. Мощность перерабатываемых установок составляет 1600 т/год. В зависимости от активности, радиоактивные отходы упаковываются и захораниваются различными способами. Высокоактивные отходы подвергаются остекловыванию и глубокому геологическому захоронению, отходы средней и низкой активности битумируются, смешиваются с цементом или с полимерным материалом. Причем для короткоживущих нуклидов применяется неглубокое захоронение на суше, тогда как долгоживущие захораниваются в глубокозалегающих геологических формациях. Низкоактивные жидкие и газовые стоки подвергаются распылению в окружающей среде. Перед сбросом жидких стоков в море они подвергаются соосаждению или ионообменной очистке с последующим анализом на уровень активности отдельных радионуклидов. Несмотря на эти процедуры, сброс низкоактивных жидких отходов в Кап-де-ла-Аг в прибрежную водную среду представляет определенную озабоченность. Каждые 4–5 лет отмечается пик выброса  $^{90}\text{Sr}$ , а отношение радиоактивности  $^{90}\text{Sr}$  к радиоактивности  $^{137}\text{Cs}$  в 1983 г. достигло 12. Плановые выбросы в прибрежные воды других изотопов до 1985 г. составляли следующие величины (Бк в год):  $^3\text{H}$  —  $1,019 \cdot 10^{16}$ ,  $^{106}\text{Ru}$  —  $4,905 \cdot 10^{15}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  —  $9,4 \cdot 10^{14}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  —  $7,53 \cdot 10^{14}$ ,  $^{239}\text{Pu} + ^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$  —  $3 \cdot 10^{12}$ ,  $^{125}\text{Sb}$  —  $1 \cdot 10^{15}$  [21]. Концентрация цезия в Северном море в 1987 г. составила 2,7–12,0 Бк/м<sup>3</sup>.

Аварийная ситуация, приведшая к нештатному выбросу радиоактивности в атмосферу, в Кап-де-ла-Аг возникла в 1981 г., когда произошло возгорание твердых отходов в бункере для их хранения [9]. В результате испарения и последующего охлаждения радиоактивными отходами была заражена большая часть территории Кап-де-ла-Аг. Местами уровень радиации был очень высоким. Например, в медицинском центре комплекса, в 200 м от главной дороги, уровень радиации был в 10 раз выше предельно допустимого на территории комплекса [22].

### 10.2.6. Чернобыль

Наиболее серьезная авария в истории эксплуатации ядерных реакторов произошла 26 апреля 1986 г. на реакторе четвертого блока Чернобыльской АЭС, расположенной на Украине [9]. Это реактор типа РБМК (реактор большой мощности канальный) с графитовым замедлителем и охлаждением обычной водой. Во время операции по снижению мощности реактора до требуемых 700–1000 МВт (с целью выяснения возможности получения энергии от турбогенератора в ограниченный период времени в случае прекращения ее поступления от внешних источников) было допущено несколько грубых ошибок оператора. Во-первых, были отключены все встроенные системы обеспечения безопасности, и мощность реактора была снижена до 30 МВт. Для повышения мощности до 200 МВт контрольные стержни были выведены из реактора с превышением пределов безопасности. Конструктивные несовершенства РБМК при режимах низкой мощности приводят к быстрому росту плотности потока нейтронов, что вызывает интенсивное парообразование и обуславливает наличие пустот, что, в свою очередь, ведет к дальнейшему увеличению плотности потока нейтронов и выделению большого количества тепла в активной зоне. При отсутствии воды, которая является теплоносителем и поглотителем нейтронов (при выведенных контрольных стержнях), РБМК имеет положительный коэффициент размножения нейтронов. В результате за 4 с мощность реактора в 100 раз превысила нормальную. Такое быстрое выделение энергии привело к разрушению твэлов, а последовавшие затем взрывы в зоне сдвинули плиту весом 1000 т, прикрывающую реактор, которая срезала все трубопроводы охлаждения и обнажила реактор. Взрывами в атмосферу был выброшен радиоактивный материал, состоящий из обработанного топлива, инертных газов и летучих изотопов иода, теллура и цезия.

Из-за высокой температуры произошло возгорание графита, и вместе с СО и СО<sub>2</sub> в атмосферу продолжали улетучиваться радиоактивные продукты деления. Для остановки продолжающейся цепной реакции деления и подавления выбросов радионуклидов в атмосферу реактор был засыпан 5 · 10<sup>3</sup>-тонным слоем смеси бора, доломита, песка, глины и свинца. Благодаря этим мерам выбросы сначала существенно снизились, но затем, из-за повышения температуры, связанной с теплоизоляцией активной зоны этой засыпкой, выбросы 1 мая возобновились и продолжались до 5 мая включительно. Выбросы прекратились 6 мая, когда была произведена закачка жидкого азота как охладителя через тоннели, срочно сооруженные под активной зоной.

За 10 суток с начала аварии в атмосферу, в окружающую среду было выброшено 2 · 10<sup>18</sup> Бк радиоактивного материала, состоящего из продуктов деления и трансурановых радионуклидов, что составляет 3–4 активности, содержащейся в активной зоне реактора. Состав продуктов деления в выбросах был близок к их составу в топливе с преобладанием благородных газов и летучих радионуклидов. В атмосферу было выброшено примерно 20 % иода от находящегося в активной зоне (6,7 · 10<sup>17</sup> Бк иода), ~ 1,9 · 10<sup>15</sup> Бк <sup>134</sup>Cs, 7 · 10<sup>15</sup> Бк <sup>137</sup>Cs и 3 % редкоземельных элементов и актиноидов от содержащихся в зоне на момент аварии. Из рассеянной в атмосферу радиоактивности на месте осело 0,3–0,5, в пределах радиуса 20 км выпало 1,5–2 %, а остальное в виде радиоактивного облака достигло Сибири, Центральной Европы, Англии и Скандинавии, на территории которых наблюдалось самое высокое выпадение радиоактивности за пределами СССР (до 1 · 10<sup>5</sup> Бк/м<sup>2</sup>). К середине мая в Гонконге и Северной Америке наблюдались уровни радиоактивности до 1 · 10<sup>-3</sup> Бк/м<sup>3</sup>. Горячие частицы, содержащие продукты деления и топлива, достигли Польши, Греции и Швеции. Эвакуация 135 тысяч населения была проведена из 30-километровой зоны вокруг АЭС в первые несколько дней. За пределами этой зоны площадь загрязнения составила 2 · 10<sup>4</sup> км<sup>2</sup>. При уровне загрязнений территории по <sup>137</sup>Cs свыше 1,5 · 10<sup>6</sup> Бк/м<sup>2</sup> был наложен запрет на переработку и производство продовольствия. Был организован сбор и захоронение на территории АЭС обломков топлива, снятие верхнего слоя почвы, дезактивация промплощадки зданий и оборудования, а разрушенный четвертый блок был помещен в бетонный «саркофаг». Из деревьев наиболее сильно пострадали хвойные и менее — лиственные. Для того чтобы предотвратить смыв выпавшей радиоактивности в водоемы и реки при снеготаянии и во время дождей, была сооружена система защитных и фильтрующих плотин. Уровень

радиоактивного загрязнения воды по  $^{137}\text{Cs}$  с июля 1986 г. по май 1987 г. снизился в 20 раз и составил  $\sim 1$  Бк/л. Эффективная коллективная доза облучения населения, эвакуированного из 30-километровой загрязненной зоны, оценена в  $1,6 \cdot 10^4$  чел.-Зв. На территории европейской части бывшего СССР эквивалентная коллективная доза находится в пределах  $2 \cdot 10^5$ – $2 \cdot 10^6$  чел.-Зв, в то время как в пределах Европейского сообщества эта величина составляет  $8 \cdot 10^4$  чел.-Зв [9, 23].

### 10.2.7. Падение с космической орбиты советского атомного реактора

Падение из космоса энергетической установки спутника «Космос-954» с атомным реактором произошло 24 января 1978 г. [9]. После разрушения спутника над Канадой его обломки рассеялись по трассе от Большого Невольничьего озера до озера Баркер [24]. В этот момент в активной зоне реактора содержалось около 3,11 ТБк  $^{90}\text{Sr}$ , 181 ТБк  $^{131}\text{I}$  и 3,18 ТБк  $^{137}\text{Cs}$ . В верхних слоях атмосферы рассеялось более 75 % первоначальной активности. В пробах воздуха, воды и пищевых продуктов после разрушения спутника не было обнаружено сколько-нибудь заметного загрязнения.

### 10.2.8. Падение установки спутника SNAP-9A

Для электроснабжения оборудования искусственных спутников используется тепловая энергия радиоактивного распада. Подобная установка навигационного спутника «SNAP-9A», который потерпел аварию, не достигнув орбитальной скорости, упала в Индийский океан 21 апреля 1964 г. При вхождении в атмосферу сильный нагрев привел к распылению установки «SNAP-9A», в которой содержалось 629 ТБк  $^{238}\text{Pu}$  ( $1,7 \cdot 10^6$  Ки). К 1970 году 95 % плутония, рассеянного в атмосфере, осело на поверхность Земли. За период 1964–1968 гг. в связи с падением ядерного устройства дозовая нагрузка на лимфатические узлы для всего населения земного шара приблизительно составила 0,36 Зв [25].

## Литература

1. Камерон И. Ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1987. 320 с.
2. Medvedev Z.A. Two decades of dissidence // *New Sci.* 1976. N. 72. P. 1025.
3. Medvedev Z.A. Nuclear Disaster in the Urals. London: Angus & Robertson, 1979.
4. Medvedev Z.A. Report on Kyshtym Visit and Moscow Seminar. Presentation at SCOPE-RADPATH First Case-study Meeting, 26–30 March 1990, University of Lancaster.
5. Nikipelov B.V. Experience in managing the radiological and radioecological consequences of the accidental release of radioactivity which occurred in the Southern Urals in 1957. Paper presented to IAEA, Vienna, Nov. 1989.
6. Ternovskij I.A., Romanov G.N., Fedorov E.F. at al. radioactive cloud trace formation dynamics after the radiation accident in the South Urals in 1957: Migration processes. Paper presented to IAEA, Vienna, Nov. 1989.
7. Trabalka J.R., Anerbach S.I. One Western perspective of 1957 Soviet nuclear accident. Comparative Assessment of the Environmental Impact of Radionuclides Released during Three Major Accidents: Kyshtym, Windscale and Chernobyl, 41–69. Luxembourg, 1–5 Oct. 1990. Vol. 1. Report EUR 13574.
8. Buldakov L.A., Demin S.N., Kostyuchenko V.A. at al. Medical consequences of the radiation accident in the Southern Urals in 1957. Paper presented to IAEA, Vienna, Nov. 1980.
9. Апплби Л.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиоэкология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапко. М.: Мир, 1999. 512 с.
10. Nuclear Engineering. Windscale // The Committees report. *Nucl. Eng.* 1957. 2(21). P. 495–49, 510–512.
11. Crick M.J., Linstey G.S. An assesement of the radiological impact of the Windscale reactor fire. Oct. 1957. NRPB-R 135, NRPB, Chilton. 1982.
12. Chamberlain A.C., Dunster H.J. Deposition of radioactivity in north-west England from the accident at Windscale // *Nature.* 1958. V. 182(4636). P. 629–630.
13. Dunster H.J. at al. District surveys following the Windscale accident. Oct. 1957 // *Proc. Second U. N. Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy.* Geneva: UNO. 1958. V. 15. P. 296–308.

14. Booker D.V. Physical Measurements of Activity in Samples from Windscale, AERE, HP / R 2607. London: HMSO, 1958.
15. Crick M.J., Linstey G.S. Addendum to report NRPB-R 135, NRPB. Chilton, 1983.
16. Kemeny J.G. Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island. Washington, DC: US Government Printing Office, 1979.
17. Gerusky T.M. The accident Threemile Island, 1979 // Radionuclides in the Food Chain / Caster M.W. (Ed.-in-Chief). Int. Life Sci. Inst. Monogr. New York: Springer-Verlag, 1988. P. 157–171.
18. President's Commission on the Accident at Three Mile Island. Report of the Task Force on Public Health and Safety. Washington, DC: US Government Printing Office, 1979.
19. Horsley D.M.C., Howden M. the reduction of radioactive discharges from Sellafield, process Safety and Environmental Protection // Trans. I. Chem. E. 1990. Part B 68(B2). P. 140–146.
20. Donn S.G. The environmental impact of radioactive waste disposal facilities. Paper RL. 32.90. Presented at SCOPE-RADPATH First Case-study Meeting, 26–30 March 1990, University of Lancaster. 1990.
21. Pentreath R.Y. Radionuclides in the aquatic environment. In: Haley J.H., Schmidt G.D. and Silini G. (Eds) Radionuclides in the Food Chain, P. 99–119. Springer-Verlag, New York, 1988.
22. Looyd A. Fire at Fresh nuclear plant Leakes radiation // New Sci. 1981. 89 (1236). P. 125.
23. Clarke R.H. Current radiation risk estimates and implications for the Health consequences of Windscale, TMI and Chernobyl accidents. In: Grosbie W.A. and Gittus J.H. (Eds) Medical Response to Effects of Ionising Radiation. 1989. P. 102–118.
24. Tracy B.L. et al. Health impact of radioactive debris from the satellite Cosmos 954 // Health Phys. 1984. N 47. P. 225–233.
25. Shleien B. et al. Strontium-90, Strontium-89, Plutonium-239 and Plutonium-238 concentrations in ground level air, 1964–1969 // Environ. Sci. Technol. N 4. P. 598–602.

# РАЗДЕЛ 11

## РАДИОАКТИВНЫЕ ЗАГРЯЗНЕНИЯ И ДЕЗАКТИВАЦИЯ

Автор-составитель: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых

### 11.1. Источники радиоактивных загрязнений

Загрязнения радиоактивными веществами происходят в процессе получения ядерного топлива, при работе АЭС, при переработке и захоронении радиоактивных отходов, при авариях на ядерных объектах, а также при запланированных взрывах ядерных устройств. Во время работы АЭС в результате активации конструкционных материалов нейтронным потоком, коррозии этих материалов и циркуляции загрязненного радионуклидами теплоносителя происходит загрязнение всех внутренних поверхностей контуров, узлов и деталей ядерно-энергетической установки, которые периодически необходимо дезактивировать. При этом не исключена возможность проникновения радионуклидов и в окружающую атмосферу, и в гидросферу. Загрязнение при эксплуатации АЭС предсказуемо, его дезактивация носит производственный планово-предупредительный характер, она регламентируется технологией, а ее объем соответствует масштабам радиоактивных загрязнений [1–4].

Ядерное топливо после использования на АЭС выдерживается и перерабатывается. Общее количество радиоактивных продуктов, которые при этом образуются и часть которых может проникнуть в окружающую среду и вызвать загрязнения, достигает  $1,5 \cdot 10^{15}$  Бк на 1 ГВт вырабатываемой энергии. После снятия с эксплуатации АЭС также образуются дополнительные радиоактивные отходы, связанные с дезактивацией всего оборудования [5].

Различные условия образования радиоактивных веществ могут привести к локальным или массовым загрязнениям. Обычно локальные загрязнения не распространяются за пределы промышленного предприятия (урановых рудников, заводов по получению ядерных компонентов топлива, АЭС) и могут быть вызваны небрежным обращением с радиоактивными веществами или их утечками через негерметичные участки оборудования. Сам факт работы с радиоактивными веществами, их транспортировка могут служить причиной локальных загрязнений.

Локальные загрязнения обычно прогнозируемы, способы их дезактивации разработаны заранее и непосредственно касаются персонала. Массовыми следует считать такие загрязнения, которые опасны для населения, что вызывает необходимость проведения частичной или полной его эвакуации с загрязненных территорий и выполнения дезактивационных работ как внутри, так и вне зоны нахождения источника радиоактивного загрязнения. Значительные выбросы в виде радиоактивных аэрозолей происходят в результате тяжелых аварий [6–8], к числу которых относится, например, падение самолета на установку регенерации плутония [9]. Зафиксированы аварии, связанные с разгерметизацией, взрывом и выходом из строя отдельных узлов и агрегатов оборудования ядерного цикла. Накопление водорода в радиоактивных отходах также может привести к взрыву и выбросу радиоактивных веществ из хранилищ [10].

Препараты на основе  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{196}\text{Au}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и других радионуклидов используются в радиотерапии [11], радиодиагностике и в качестве датчиков в различных приборах. В процессе производства таких препаратов загрязняется посуда, аппаратура, поверхности рабочих столов. Загрязнение может быть вызвано неграмотным или неаккуратным обращением с источником, как это случилось при аварии радиотерапевтической установки на основе  $^{137}\text{Cs}$  в больнице города Гайка (Бразилия) в 1987 г. [12]. Было рассыпано 19,26 г порошка CsCl активностью  $5 \cdot 10^{13}$  Бк, и мощность дозы вблизи источника достигала 1 Гр/ч. Крупнейшая авария в Кыштыме в 1957 г. [10, 13] привела к загрязнению около 1000 км<sup>2</sup> площади при удельной активности  $7 \cdot 10^4$  Бк/м<sup>2</sup> по  $^{90}\text{Sr}$ . Однако наиболее крупной является авария в Чернобыле (1986 г.), когда в результате теплового взрыва разрушился IV блок АЭС.

Радиоактивные загрязнения местности и различных объектов происходят после наземных и подземных (с выбросом грунта) испытательных взрывов ядерных боеприпасов. Суммарная ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза от всех испытательных ядерных взрывов в атмосфере оценивается в  $3 \cdot 10^7$  чел.-Зв. [14]. При наземном ядерном взрыве, когда огненный шар соприкасается с поверхностью земли, продукты деления урана и плутония осаждаются на частицы грунта, увлекаются воздушным потоком, образуя облако. Относительно крупные радиоактивные частицы оседают по пути движения этого облака в первые часы после взрыва, образуя радиоактивный след [15]. Относительно мелкие частицы попадают в атмосферу, медленно оседают и распространяются глобально.

При подземных ядерных взрывах с выбросом грунта также образуется радиоактивное облако, но меньших размеров по сравнению с наземным взрывом. Кроме того, значительная часть радионуклидов при взрывах без выброса грунта попадает в атмосферу в виде струи радиоактивного газа, который вырывается из толщи грунта. Доля радионуклидов, осаждающихся на следе облака, колеблется в широких пределах от 0,5 до 46 % всей активности наземных ядерных взрывов [16]. Крупные инциденты с ядерным оружием были в армии США. В 1966 г. в небе над населенным пунктом Пальмарес (Испания) бомбардировщик В-52 столкнулся с самолетом-заправщиком. При включении аварийного приспособления произошел спуск четырех водородных бомб, и часть радиоактивного вещества расплылась. Работы по дезактивации загрязненной местности обошлись в 50 млн долларов [17]. Аварии носителей ядерного оружия с выбросом радионуклидов зафиксированы на кораблях и подводных лодках военно-морских сил ряда стран.

Таким образом, радиоактивные загрязнения многочисленных объектов вызваны различными причинами. При этом дезактивация занимает важное место в системе радиационной безопасности и в мероприятиях, обеспечивающих снижение последствий аварий.

### **11.1.1. Характеристика радиоактивных загрязнений**

Радиоактивные загрязнения классифицируют на первичные, вторичные и многократные [2]. Первичные загрязнения вызваны радиоактивными веществами, которые образовались в процессе аварии, производственной деятельности, взрывов ядерных боеприпасов. Вторичные радиоактивные загрязнения определяются переходом радиоактивности с загрязненных объектов на чистые. Радионуклиды с загрязненных сооружений, транспорта и дорог могут переходить обратно в воздушную среду, а затем оседать, загрязняя незагрязненные, а также уже грязные объекты. Один и тот же объект может за счет вторичных процессов загрязняться несколько раз. В этих условиях вторичные загрязнения становятся многократными. Наиболее опасными источниками загрязнения являются выбросы радиоактивных веществ в атмосферу и распространение этих выбросов в виде аэрозольного облака. Помимо аэрозольного возможно контактное радиоактивное загрязнение, которое происходит в результате соприкосновения поверхностей различных объектов с жидкой или твердой средой, содержащей радионуклиды. Контактное загрязнение имеет место в процессе добычи урана шахтным способом, при переработке, транспортировке и хранении ядерного топлива. Даже при проведении дезактивационных работ местности снятый для захоронения верхний радиоактивный слой грунта является источником контактного загрязнения поверхностей кузовов самосвалов и погрузочных механизмов, что имело место при ликвидации последствий чернобыльской аварии.

Как при тепловых взрывах на атомных станциях (Чернобыль, 1986), химических взрывах радиоактивных отходов (Южный Урал, 1957), так и при взрыве ядерных боеприпасов [14, 16] большая часть радиоактивного вещества превращается в аэрозоли, обуславливающие аэрозольные загрязнения в виде радиоактивности, выпавшей на поверхность объектов.

Особенности образования радиоактивных аэрозолей влияют на поведение радиоактивных частиц, загрязнение объектов и эффективность дезактивации. Радиоактивные аэрозоли в атмосферном воздухе образуются в результате следующих процессов: диспергирования веществ, содержащих радиоактивные продукты; конденсации и десублимации паров радиоактивных веществ; адсорбции радионуклидов на атмосферных аэрозольных частицах; распада инертных газов с последующей их конденсацией, а также вследствие образования наведенной активности. Образование радиоактивных аэрозолей диспергированием происходит под действием взрыва, распыления жидкости или других процессов. Примерами источников образования радиоактивных аэрозолей диспергированием веществ являются работы по разгерметизации загрязненного

оборудования, шлифовка облученных деталей и особенно сварочные работы. Необходимым условием конденсации паров радионуклидов является пересыщение и неравномерное их распределение в воздушной среде, а также присутствие ядер конденсации или зародышей. Одновременно с конденсацией, т. е. переходом пара в жидкость, при сильном охлаждении может происходить процесс десублимации, т. е. переход пара в твердое состояние, минуя жидкое.

При ядерных взрывах под действием высокой температуры часть радионуклидов улетучивается из ядерного топлива и переходит в пар, а затем, попадая в холодную атмосферу, конденсируется. Конденсационный метод образования аэрозолей наблюдался и при выбросах в Чернобыле, когда из реактора, температура внутри которого достигает 2500 °С, носители радиоактивных веществ попадали в относительно холодный воздух.

Газообразные радионуклиды, находящиеся в воздухе, могут адсорбироваться на неактивных аэрозольных частицах. Интенсивность адсорбции радионуклидов определяется большой удельной поверхностью неактивных аэрозолей. Удельная поверхность аэрозольных частиц диаметром 19 мкм составляет примерно 500 м<sup>2</sup>/кг, и чем меньше размер аэрозольных частиц, тем больше его удельная поверхность.

Счетная концентрация  $V_t$ , которая характеризует число аэрозольных частиц в единице объема, в процессе образования радиоактивных частиц за время  $t$  изменяется следующим образом [18]:

$$V_t = V_0 [1 - \exp(-Kt)], \quad (11.1)$$

где  $V_0$  — начальная счетная концентрация реактивных атмосферных аэрозолей, м<sup>-3</sup>, когда  $t = 0$ ;  $K$  — постоянная, характеризующая число осевших радионуклидов на поверхность частиц к их числу в воздухе.

Согласно зависимости (11.1), адсорбция радионуклидов и образование в результате этого радиоактивных аэрозолей определяется концентрацией неактивных аэрозольных частиц  $V_0$  и временем процесса. Например, время адсорбции 50 % радионуклидов <sup>131</sup>I, находящихся в воздушной среде на частицах диаметром 1 мкм, колеблется от 10<sup>-2</sup> до 20<sup>3</sup> с при росте счетной концентрации с 10<sup>2</sup> до 10<sup>10</sup> м<sup>-3</sup>.

При радиоактивном распаде из газообразного ксенона образуются твердые аэрозольные частицы радионуклидов цезия, а из криптона — изотопы рубидия, которые сразу конденсируются в высокодисперсные аэрозоли с диаметром капель 0,13–0,16 мкм.

Радионуклиды, образовавшиеся при активации ядер атомов атмосферного воздуха, участвуют в вышерассмотренных процессах аналогично.

Радиоактивные аэрозоли характеризуются широким диапазоном размеров частиц — от высокодисперсных, размером около 1 мкм, до грубодисперсных, имеющих размер сотни микрометров.

Количественно радиоактивные аэрозоли определяются удельной активностью, т. е. концентрацией радиоактивных веществ или активностью на единицу объема аэрозольной системы.

Активность отдельных частиц пропорциональна их размеру

$$A_r = Kd^n, \quad (11.2)$$

где  $d$  — диаметр частиц;  $K$  — коэффициент пропорциональности, характерный для данного вида радиоактивных частиц;  $n$  — параметр, зависящий от способа образования радиоактивных аэрозолей,  $2 < n < 3$ . Если радиоактивная аэрозольная частица образовалась путем сорбирования радионуклидов, то  $n \approx 2$ , а если путем конденсации радионуклидов, то  $n = 3$ . На основании



обобщения многочисленных данных установлено, что для радиоактивных аэрозолей наземных ядерных взрывов  $n = 2,2$ , а для топливных частиц аварийных выбросов  $n = 3$  [19–21].

Следует подчеркнуть, что размер, а также форма частиц являются важными параметрами радиоактивных аэрозолей, поскольку оказывают существенное влияние на загрязненность объектов и последующую эффективность дезактивации. Более подробно вопрос распределения частиц по активности и размерам рассмотрен в [2].

Среди радиоактивных аэрозольных частиц (активностью обычно меньше  $5 \cdot 10^{-4}$  Бк) встречаются так называемые «горячие» частицы, активность которых может достигать  $10^6$  Бк [22]. Горячие частицы могут возникнуть при взрыве ядерных боеприпасов, при авариях на мощных  $\gamma$ -установках и ядерных реакторах, а также при повреждении оболочек твэлов при перегрузке ядерного топлива. После чернобыльской аварии большое число горячих частиц, среди которых были и  $\alpha$ -активные, было обнаружено в воздухе в Березинском заповеднике (120 км от Минска) в период 26.04–21.05 1986 г. В основном активность этих горячих частиц определялась такими нуклидами, как  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{95}\text{Zr}$  и  $^{140}\text{Ba}$  [23]. Наличие горячих частиц имеет прямое отношение к эффективности дезактивации — достаточно остаться одной частице на обрабатываемой поверхности (в щелях или пазах), чтобы остаточная загрязненность превышала допустимые нормы, и при этом цели дезактивации не достигаются.

Горячие частицы впоследствии могут служить источником распространения радиоактивности в почве. Для оценки такой возможности были проведены исследования по миграции радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , поступающих в почву в процессе их выщелачивания с поверхности горячих частиц топливного происхождения [24]. За достаточно длительное время (годы) вследствие диффузии радионуклиды из внутреннего объема горячей частицы проникают на поверхность, выщелачиваются и в виде растворимых соединений попадают в почвенный раствор, а из него — в растения. Из данных, приведенных в табл. 11.1, видно, что степень выщелачивания зависит от химических свойств радионуклидов, типа почвы и обратно пропорциональна размерам горячих частиц. Поскольку средний размер горячих частиц находится в пределах 1–2 мкм, то из данных табл. 11.1 следует, что 80 %  $^{90}\text{Sr}$  перейдет из частиц в почву за 5–10 лет, а через 50 лет — полностью. За этот же период времени большая часть  $^{137}\text{Cs}$  тоже перейдет в почвенный раствор. Следовательно, появляется возможность их дальнейшего распространения в живой природе.

Таблица 11.1

**Степень выщелачивания (%)  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$   
за 5 лет в зависимости от типа почвы и размера горячих частиц**

Тип почвы	Радионуклид	Радиус горячих частиц, мкм				
		1	5	10	50	100
Дерновая оподзоленная супесчаная	$^{137}\text{Cs}$	100	95	68	15	6
	$^{90}\text{Sr}$	100	100	100	93	93
Дерново-слабоподзолистая глееватая супесчаная	$^{137}\text{Cs}$	90	30	15	3	1,5
	$^{90}\text{Sr}$	100	93	73	9	5

## 11.1.2. Физико-химические процессы элементарных актов радиоактивного загрязнения поверхности

### 11.1.2.1. Общая характеристика взаимодействия радиоактивных веществ с поверхностью

Радионуклиды в виде твердых, жидких или газообразных веществ после попадания на поверхность объектов закрепляются на этой поверхности. Между радиоактивными веществами и поверхностью возникает связь, которая определяет удержание радионуклида, загрязнение объектов, а в последующем — выбор способов и условий дезактивации.

В зависимости от условий закрепления радиоактивных веществ различают поверхностные и глубинные радиоактивные загрязнения. Возможно также объемное загрязнение газовой и жидкой среды. При поверхностном загрязнении радиоактивное вещество находится на наружной части поверхности объектов, и дезактивация заключается в удалении радиоактивных веществ с этой поверхности. В случае глубинного загрязнения радиоактивное вещество проникает в глубь материала, и процесс дезактивации связан не только с удалением радиоактивных веществ с внешней стороны поверхности, но и с извлечением их из глубины.

В зависимости от физико-химических взаимодействий между поверхностью загрязняемого объекта и радиоактивным веществом имеют место адгезионный, адсорбционный и ионообменный процессы радиоактивных загрязнений. Адгезионное взаимодействие между радиоактивными веществами и поверхностью объекта является одной из основных причин радиоактивного загрязнения. Такие загрязнения часто наблюдаются при аварийных аэрозольных выбросах радиоактивных веществ в виде высокодисперсионных частиц (аварии в Уиндскейле 1957 г. и Чернобыле 1986 г.)

При адгезионном процессе загрязнения сохраняются границы фаз между радиоактивным веществом и загрязняемым объектом. Адгезия — это связь между разнородными конденсированными веществами, образующаяся при фиксированном контакте молекул, для разрыва которой необходимо внешнее воздействие. Различают адгезию аэрозолей, содержащих радиоактивные вещества, адгезию жидкостей (теплоноситель, загрязненная вода), адгезию отходов и др.

Численные значения сил адгезии определяются при помощи приложенной внешней силы отрыва, которой противоположна сила адгезии. Сила адгезии отдельных частиц неодинакова и имеет распределение между минимальным и максимальным значениями

$$f_{\text{адг}}^{\text{мин}} \leq f_{\text{адг}} \leq f_{\text{адг}}^{\text{макс}}$$

$$f_{\text{адг}}' = \frac{f_{\text{адг}}}{m_{\gamma}}$$

Если ввести приведенную силу адгезии как отношение силы адгезии к массе частицы, то эта величина резко возрастает с уменьшением массы частицы. Так, для частиц диаметром ~ 1 мкм приведенная сила адгезии в сотни раз больше, чем для частиц диаметром 10 мкм [25].

Определенной особенностью обладают загрязняющие радиоактивные вещества, которые находятся в виде жидкости. В данном случае адгезия жидкости и смачивание — две стороны одного и того же явления, именуемого адгезионным взаимодействием между жидкостью и твердым телом (поверхностью). Поверхности олеофильные (а по отношению к воде — гидрофильные) хорошо смачиваются и у них большая равновесная работа адгезии. Олеофобные (а по отношению к воде — гидрофобные) поверхности плохо смачиваются и реализуют незначительную адгезию. Смачивание поверхности определяется величиной краевого угла  $\varphi$  (рис. 11.1). Условия равновесия капли на поверхности можно выразить при помощи уравнений [27]:

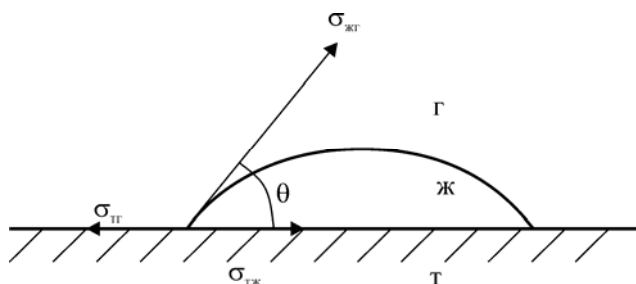
$$\sigma_{\text{жт}} \cdot \cos \theta = \sigma_{\text{тг}} - \sigma_{\text{тж}}, \quad (11.3)$$

где  $\sigma_{\text{жг}}$ ,  $\sigma_{\text{тж}}$ ,  $\sigma_{\text{тг}}$  — поверхностные натяжения на границе раздела фаз жидкость—газ, твердое тело—жидкость, твердое тело—газ.

С использованием уравнения (11.3), называемого уравнением Дюпре — Юнга, можно получить выражение для равновесной и обратимой работы адгезии жидкости  $W_{ад}$ :

$$W_{ад} = \sigma_{жг} (1 + \cos \theta) \quad (11.4)$$

Из выражения (11.4) видно, что чем меньше угол  $\theta$ , тем лучше смачивание (больше обратимая работа адгезии) и, следовательно, поверхность — олеофильная (гидрофильная). Если  $\theta$  больше  $90^\circ$ , то такие поверхности плохо смачиваются, и адгезия падает.



**Рис. 11.1.** Капля жидкости на поверхности

Реальные твердые поверхности, подвергающиеся радиоактивному загрязнению, энергетически и геометрически неоднородны. Энергетическая неоднородность вызвана неодинаковой удельной поверхностной энергией в различных точках одной и той же поверхности, а геометрическая — наличием выступов, выемов, трещин, пор и других изъянов поверхности. Шероховатости и неровности поверхности существенно изменяют условия смачивания и адгезию жидкости, поскольку краевой угол на шероховатой поверхности  $\theta_{ш}$  меньше чем на гладкой. Краевые углы  $\theta_{ш}$  и  $\theta$  одной и той же жидкости на шероховатой и гладкой поверхности связаны соотношением [27]

$$\cos \theta_{ш} = RD \cos \theta, \quad (11.5)$$

где  $RD$  — коэффициент, показывающий рост поверхности раздела фаз на шероховатой поверхности по сравнению с гладкой.

Выражение (11.5) отражает равновесный процесс смачивания, где коэффициент  $RD$  всегда больше единицы. Следовательно, для гидрофильных поверхностей, когда  $0 \leq \theta \leq 90^\circ$ , получим:

$$\cos \theta_{ш} > \cos \theta, \quad (11.6)$$

т. е.  $\theta_{ш} < \theta$ .

Для гидрофобных поверхностей, когда  $90 \leq \theta \leq 180^\circ$ , в соответствии с уравнением (11.6) получим:

$$\cos \theta_{ш} < \cos \theta, \quad (11.7)$$

т. е.  $\theta_{ш} > \theta$ .

Выражения (11.6) и (11.7) показывают изменения краевого угла и условий смачивания шероховатой поверхности. В случае гидрофобной поверхности шероховатость ухудшает смачивание, снижает площадь контакта жидких радиоактивных веществ с поверхностью и, следовательно, адгезионное взаимодействие, что приводит к снижению радиоактивного загрязнения.

### 11.1.2.2. Адсорбционные процессы при радиоактивных загрязнениях

Адсорбционным процессом радиоактивного загрязнения называют концентрирование веществ на поверхности раздела фаз. Вещество, на которое адсорбируется другое вещество, называют адсорбентом, а вещество, сконцентрированное на границе раздела фаз, — адсорбатом. При этом радионуклид может находиться в жидкой или газообразной среде. Адсорбция, как и адгезия, — самопроизвольный процесс, вызванный уменьшением поверхностной энергии (и поверхностного натяжения) на поверхности раздела фаз. Количественно адсорбция выражается избытком адсорбата в поверхностном слое по сравнению с его концентрацией в объемной фазе.

Это избыточное количество обозначается  $\Gamma_i$ , и оно характеризует так называемую гиббсовую адсорбцию. Величина  $\Gamma_i$  показывает, насколько увеличилась концентрация радионуклида на поверхности по сравнению с его концентрацией в объеме и в отношении какого-либо радионуклида в смеси с другими выражается соотношением

$$\Gamma_i = \frac{n_i}{B} \quad (11.8)$$

или

$$\Gamma_i = \frac{n_i}{M}, \quad (11.9)$$

где  $n_i$  — число молей какого-либо радионуклида (адсорбата);  $B$  и  $M$  — поверхность и масса адсорбента.

Основное уравнение адсорбции, названное уравнением Гиббса, можно представить в виде:

$$\Gamma_i = - \frac{c}{RT} \frac{d\sigma}{dc}, \quad (11.10)$$

где  $c$  — концентрация адсорбируемого вещества;  $\frac{d\sigma}{dc}$  — изменение удельной поверхностной энергии (поверхностного натяжения) в зависимости от концентрации;  $R$  — универсальная газовая постоянная;  $T$  — температура, К.

Уравнение Гиббса связывает между собой основные параметры, характеризующие адсорбцию, —  $T$ ,  $c$ ,  $\Gamma$  и  $\sigma$ , оно определяет возможность протекания адсорбции как самопроизвольного процесса за счет снижения поверхностного натяжения. В зависимости от природы адсорбционных сил различают физическую и химическую адсорбцию. При этом химическую адсорбцию называют хемосорбцией. При физической адсорбции радиоактивные вещества сохраняют свою индивидуальность, и взаимодействие между радиоактивным веществом и адсорбентом осуществляется за счет межмолекулярных сил (сил Ван-дер-Ваальса). Поэтому физическая адсорбция обратима, практически не зависит от химического соединения радионуклида и уменьшается с ростом температуры. Теплота, выделяющаяся при физической адсорбции, составляет всего 10–40 кДж/моль, в то время как при хемосорбции она достигает 400 кДж/моль и более. В результате хемосорбции молекулы или ионы радиоактивного вещества образуют с адсорбентом, т. е. с загрязненным объектом, поверхностные химические соединения, и, следовательно, хемосорбцию можно рассматривать как химическую реакцию на поверхности раздела фаз.

При нахождении радиоактивного вещества в водной среде в виде ионов возможна также ионообменная адсорбция. В этом случае ионы радиоактивного вещества из раствора в процессе эквивалентного (стехиометрического) обмена переходят на поверхность, а ионы из твердой поверхности переходят в раствор. При этом могут наблюдаться как катионный, так и анионный обмены с загрязняемой поверхностью.

### 11.1.2.3. Глубинные радиоактивные загрязнения

Глубинные загрязнения образуются в результате диффузии, проникновения в поры и неровности поверхности, а также в результате проникновения радиоактивных веществ в капиллярно-пористые дисперсные системы и материалы (грунт, песок, кирпич и т. д.). В процессе диффузии происходит самопроизвольное распространение радиоактивных веществ в виде ионов, молекул и коллоидных частиц из области большей концентрации с поверхности объекта в область меньшей концентрации в глубь материала объекта. Численно массу  $M$  диффундирующих радиоактивных веществ можно представить в виде дифференциального уравнения:

$$dM = -DS \left( \frac{dc}{dx} \right) dt, \quad (11.11)$$

где  $D$  — коэффициент диффузии;  $S$  — площадь, через которую распространяется диффузионный поток;  $\frac{dc}{dx}$  — градиент концентрации;  $t$  — время процесса;  $x$  — глубина проникновения радиоактивного вещества в материал.

В условиях стационарной диффузии, когда  $\frac{dc}{dx} = \text{const}$ , после интегрирования основное уравнение имеет вид:

$$M = -DS \left( \frac{dc}{dx} \right) t. \quad (11.12)$$

Фактически процесс диффузии при радиоактивном загрязнении значительно сложнее, чем его стационарное протекание, представленное уравнением (11.12). В этом уравнении коэффициент диффузии численно равен скорости переноса массы диффундируемого вещества. Наибольший коэффициент диффузии имеют газообразные вещества, для которых он достигает  $10^{-4} \text{ м}^2 \times \text{с}^{-1}$ . В жидкой среде коэффициент диффузии радиоактивных веществ, находящихся в ионной и молекулярной формах, составляет соответственно  $10^{-8}$  и  $10^{-9} \text{ м}^2 \times \text{с}^{-1}$ , а в твердых телах он еще меньше (порядка  $10^{-10} \text{ м}^2 \cdot \text{с}^{-1}$ ). Значительно меньше коэффициент диффузии радионуклидов в полимерных материалах, таких как поливиниловый спирт ( $10^{-17}$ – $10^{-15} \text{ м}^2 \times \text{с}^{-1}$ ). Глубинное загрязнение (например бетона) происходит в результате капиллярного смачивания мелких пор раствором радиоактивного вещества. В мелкие, так называемые «мезопоры» размером 1,2–4 нм проникновение радионуклида из воздушной среды происходит в результате капиллярной конденсации. Если после конденсации образуется жидкость, которая смачивает поверхность пор, то в них возникает вогнутый мениск. Давление насыщенного пара над вогнутой поверхностью меньше, чем над плоской. В связи с этим в порах происходит капиллярная конденсация при давлении паров радиоактивной жидкости, значительно меньшем по сравнению с давлением паров над плоской поверхностью.

Внутри самых мелких пор размером менее 1,2 нм (соизмеримых с размерами молекул и ионов радиоактивного вещества) действует поле адсорбционных сил. Заполнение этих пор и удержание в них определяется уже размерами, а не поверхностью микропор. В связи с этим адсорбция будет пропорциональна объему микропор [28].

Глубинное загрязнение капиллярно-пористых тел (песок, гравий, кирпич и др.) происходит в результате проникновения в них жидких радиоактивных веществ.

Скорость такого проникновения определяется соотношением [27]:

$$v = \frac{h}{\tau} = \frac{r\sigma_{жк} \cos \theta}{2k\eta}, \quad (11.13)$$

где  $v$ ,  $h$  и  $t$  — скорость, глубина и время проникновения радиоактивного вещества;  $r$  — радиус пор для капиллярно-пористых тел или порогового пространства для слоя частиц;  $h$ ,  $s$ ,  $q$  — вязкость, поверхностное натяжение и краевой угол по отношению к порам загрязняющей жидкой среды.

Формулу (11.13) можно использовать для оценки скорости и времени проникновения жидких радиоактивных веществ в капиллярно-пористые тела [27]. Таким образом, можно констатировать, что при загрязнении поверхности каплями жидких радиоактивных веществ определяющим фактором сначала будет адгезия капель к твердой поверхности. Удаление этих капель гарантирует надежную дезактивацию. Если время контакта увеличивается, то радиоактивное вещество адсорбируется на поверхности и дезактивация определяется этим фактором. По мере дальнейшего увеличения экспозиции возможна ионообменная адсорбция и последующая диффузия радионуклида, которая определяет глубинное загрязнение, что потребует применения соответствующих способов дезактивации.

## 11.2. Дезактивация

### 11.2.1. Количественная оценка эффективности дезактивации

Дезактивацией называется удаление (снижение) радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды [1]. Если при дезактивации радиоактивные загрязнения объектов снижаются ниже допустимых норм [1], то такую дезактивацию следует считать эффективной. Эффективность дезактивации обычно оценивается при помощи коэффициента дезактивации  $K_D$  [2, 3]:

$$K_D = \frac{A_n}{A_k}, \quad (11.14)$$

где  $A_n$ ,  $A_k$  — соответственно начальное (до дезактивации) и конечное (после дезактивации) радиоактивное загрязнение поверхности, Бк/м<sup>2</sup> (Бк/см<sup>2</sup>, Бк/км<sup>2</sup>).

Помимо  $K_D$  эффективность дезактивации можно оценивать посредством доли удаленных в процессе дезактивации радиоактивных загрязнений  $\beta_F$ :

$$\beta_F = \frac{A_n - A_k}{A_n} 100\%. \quad (11.15)$$

Если при дезактивации снижается мощность дозы облучения, то эффективность дезактивации оценивается коэффициентом снижения мощности дозы  $K_C$ :

$$K_C = \frac{D_n}{D_k}, \quad (11.16)$$

где  $D_n$ ,  $D_k$  — мощность поглощенной дозы, исходящей от загрязненного объекта до и после дезактивации, мГр/ч или в других единицах.

Коэффициент  $K_C$  можно выразить через коэффициент дезактивации  $K_D$ :

$$K_D = \frac{n_2}{n_3} K_C, \quad (11.17)$$

где  $n_2$  — параметр, связывающий загрязнение поверхности объектов с дозой, получаемой от этой поверхности;  $n_3$  — параметр, связывающий предельно допустимую дозу (ПДД) и допустимый уровень загрязнения (ДУ).

При изменении загрязнений поверхности различных объектов (транспорта, местности, одежды и др.) отношение параметров  $\frac{n_2}{n_3}$  остается примерно постоянным. Поэтому коэффициент дезактивации можно определять по снижению мощности дозы от загрязненного объекта.

Переход от уровня загрязнения местности к мощности дозы над этой местностью можно представить в виде:

$$D = B_D A_M, \quad (11.18)$$

где  $B_D$  — дозовый коэффициент, мкГр · м<sup>2</sup>/Бк · ч;  $A_M$  — уровень загрязнения местности, Бк/м<sup>2</sup>.

Оценка эффективности дезактивации из соотношения (11.14) является упрощенной, поскольку  $K_D$ , определенный таким образом, не учитывает опасность радиоактивных загрязнений и возможность облучения людей со стороны уже дезактивированных объектов. Соотношение (11.14) не позволяет оценить, достигнута ли цель дезактивации, так как при одном и том же  $K_D$  остаточное количество загрязнений может быть выше уровней, обусловленных нормами радиационной безопасности. С целью учета этого введено понятие о требуемом коэффициенте дезактивации  $K_{тр}$ , который для радиоактивных загрязнений поверхностей различных объектов можно представить в виде:

$$K_{тр} = \frac{A_H}{A_{ДП}}, \quad (11.19)$$

где  $A_{ДП}$  — допустимый уровень загрязнения поверхности объектов, местности или одежды.

Аналогично требуемый коэффициент дезактивации кожных покровов можно записать соотношением:

$$K_{тр} = \frac{A_H}{A_{ДК}}, \quad (11.20)$$

где  $A_{ДК}$  — допустимые уровни загрязнения кожных покровов, приведены в НРБ-99 [1].

При значительных авариях на ядерных объектах в зависимости от обстоятельств по согласованию с органами санитарного надзора могут быть введены временные допустимые уровни загрязнения. Так, в Чернобыле после аварии, исходя из фактической опасности и свойств отдельных радионуклидов, были временно установлены следующие допустимые уровни загрязнения местности [2]: для  $^{239}\text{Pu}$  —  $3,7 \cdot 10^9$  Бк/км<sup>2</sup>;  $^{90}\text{Sr}$  —  $1,1 \cdot 10^{11}$  Бк/км<sup>2</sup> и  $^{137}\text{Cs}$  —  $5,5 \cdot 10^{11}$  Бк/км<sup>2</sup>.

В табл. 11.2 приведены временные уровни допустимого радиоактивного загрязнения в Чернобыле для средств защиты, транспорта и одежды. Из этой таблицы следует, что вне 30-километровой зоны мощность дозы от указанных загрязненных объектов после дезактивации составляла 0,87 мкГр/ч, что примерно в 10 раз выше среднего радиационного фона от внешнего  $\gamma$ -излучения на поверхности Земли.

**Временные уровни допустимого радиоактивного загрязнения, установленные в Чернобыле для оценки эффективности дезактивации различных объектов по мощности дозы (мкГр/ч) [2]**

Объекты	В зоне радиусом 30 км			Вне этой зоны
	III	II	I	
Нательное и постельное белье	17,4	8,7	4,3	0,87
Одежда, <u>Лабораторное оборудование</u> , индивидуальные средства защиты	43,5	26,1	8,7	0,87
Транспорт	174	43,5	2,6	0,87

*Примечание:* III, II, I — соответственно зоны: отчуждения, временного отселения, жесткого контроля.

Для того, чтобы требуемый коэффициент дезактивации наиболее полно отражал эффективность и полноту обработки, введено понятие приведенного коэффициента дезактивации  $ПК_{д}$ , который можно представить в виде [2]:

$$ПК_{д} = \frac{\lg K_{д}}{\lg K_{тр}} = \frac{\lg A_{к} - \lg A_{к}}{\lg A_{к} - \lg A_{дп}} \quad (11.21)$$

Из соотношения (11.21) следует, что  $ПК_{д}$  учитывает достигнутую эффективность дезактивации  $K_{д}$  и требуемую  $K_{тр}$ . Если при дезактивации достигнута цель и конечная загрязненность объекта равна допустимой, т. е.  $A_{к} = A_{дп}$ , то  $ПК_{д} = 1$ . Если же  $A_{к} = A_{н}$ , т. е. дезактивация не произошла,  $ПК_{д} = 0$ . Следовательно, дезактивация эффективна тогда, когда  $ПК_{д} \geq 1$ . Это дает возможность сравнивать качество дезактивационных работ, проводимых различными способами и в разных условиях по величине  $ПК_{д}$ . Принято считать, что если  $ПК_{д} > 2$ , т. е.  $A_{к} \ll A_{дп}$ , то дезактивация отличная. Когда  $ПК_{д}$  лежит в пределах 1,5–2,0 ( $A_{к} < A_{дп}$ ), то ее можно оценить как хорошую. Если  $1 < ПК_{д} < 1,5$ , то обработка удовлетворительная. Плохой дезактивация будет в тех случаях, когда  $ПК_{д} < 1$ .

### 11.2.2. Классификация способов дезактивации

В случае поверхностного загрязнения дезактивация ограничивается удалением с поверхности объектов радиоактивных веществ, которые закрепились на ней в результате адгезии и адсорбции молекул или ионов радионуклидов. При глубинном загрязнении возникает необходимость извлечения на поверхность проникшего в глубь материала радиоактивного вещества, и только после этого происходит его удаление с поверхности. В этих случаях возможно удаление радиоактивного вещества вместе с загрязненным материалом.

Дезактивация может осуществляться при помощи различных способов. Способ дезактивации — это совокупность операций с использованием средств дезактивации по удалению радиоактивных загрязнений с объектов или по изоляции поверхностей этих объектов. Способы дезактивации реализуются в результате воздействия дезактивирующих растворов или сред на обрабатываемую поверхность с учетом особенностей объекта и применяемых технических средств.

Способы дезактивации классифицируют исходя из условий радиоактивного загрязнения и условий проведения самой дезактивации. В зависимости от агрегатного состояния дезактивирующей среды все способы дезактивации подразделяют на жидкостные, безжидкостные и комбинированные (табл. 11.3). Жидкостные способы включают механическое воздействие (струя воды, ультразвук и т. д.), физико-химические процессы (ионный обмен, адсорбцию и т. д.) и их



одновременное применение. Сочетание жидкостных и безжидкостных способов обработки реализуется в комбинированных способах. Под комплексной дезактивацией понимают обработку одного и того же объекта различными способами.

Например, сначала дезактивацию проводят пылесосами, а затем дезактивирующими растворами. В некоторых случаях может возникнуть необходимость проведения многократной дезактивации. Подобная ситуация имеет место в атомной энергетике при радиоактивном загрязнении теплоносителем внутренних поверхностей оборудования, когда многократная дезактивация необходима в процессе профилактического ремонта.

Таблица 11.3

### Классификация способов дезактивации [2]

Способы дезактивации	Используемые рабочие материалы, реактивы, приспособления или операции				
Жидкостные	Струя воды	Дезактивирующие растворы	Наложение электрического поля или ультразвука	Стирка и экстракция	Использование сорбентов и пенообразующих веществ
Безжидкостные	Струя газа	Пылеотсасывание	Снятие загрязненного слоя	Изоляция загрязненной поверхности	Пенообразующие вещества
Комбинированные	Перегретый водяной пар	Фильтрация	Протирание щетками, ветошью	Применение твердеющих пленок	Пенообразующие вещества

Вследствие того, что одни способы дезактивации применяются часто, а другие намного реже, их разделяют на основные и вспомогательные. К вспомогательным относят редко применяемую дезактивацию пенами и с использованием мембранной технологии, а также способы дезактивации без применения технических средств, например, протирание поверхности ветошью.

Способы дезактивации разделяют также на физико-механические и химические. Например, механическое воздействие щетки, струи песка, воздуха или химическое взаимодействие дезактивирующего раствора с радиоактивным веществом, которое можно интенсифицировать температурой, электрическим полем, вибрацией.

### 11.2.3. Физико-химические основы способов дезактивации

Реализация любого способа дезактивации осуществляется в две стадии. Первая стадия процесса дезактивации заключается в преодолении связи между радиоактивным веществом (молекулы, ионы, радиоактивные частицы) и поверхностью обрабатываемого объекта. Вторая стадия включает транспортировку радиоактивного вещества с обрабатываемой поверхности загрязненного объекта. Если вторая стадия осуществляется не в полной мере, то происходит оседание радиоактивных веществ из отработанной среды обратно на поверхность и повторное загрязнение поверхности уже в процессе дезактивации. В случае глубинного загрязнения дезактивация заключается не только в преодолении связи между носителями радиоактивных загрязнений и поверхностью, но и в миграции этих загрязнений из глубины материала на поверхность и в последующем удалении их с поверхности.

Разграничение всего процесса дезактивации на две стадии дает возможность обосновать параметры, характеризующие конкретный способ дезактивации. К таким параметрам относятся: состав дезактивирующих растворов, норма их расхода на единицу поверхности, условия применения дезактивирующих сред (скорость обработки, давление и др.).

Если радиоактивные вещества удерживаются на поверхности за счет адгезии, то первая стадия дезактивации заключается в преодолении силы адгезии за счет внешней силы отрыва:

$$f_{\text{отр}} > f_{\text{ад}}, \quad (11.22)$$

где  $f_{\text{отр}}$  и  $f_{\text{ад}}$  — сила отрыва и сила адгезии.

Однако из-за неоднозначности сил адгезии существуют максимальная  $f_{\text{ад}}^{\text{макс}}$  и минимальная  $f_{\text{ад}}^{\text{мин}}$  силы адгезии, и эффективная дезактивация может быть достигнута, если за счет внешнего воздействия будут удалены частицы, реализующие максимальную силу адгезии. Это достигается изменением поверхностного натяжения на границе раздела фаз (для жидкостных способов дезактивации) и внешним механическим воздействием, используемым в различных способах дезактивации.

Осуществление первой стадии дезактивации радиоактивных веществ, адсорбированных поверхностью, происходит за счет их десорбции. При десорбции радиоактивные вещества в виде различных форм покидают поверхность адсорбента, т. е. загрязненную поверхность объекта. В этом случае химический потенциал радиоактивного вещества на поверхности  $\mu_n$  должен быть больше его химического потенциала в дезактивирующей среде  $\mu_c$ , т. е.:

$$\mu_n > \mu_c. \quad (11.23)$$

Условия (11.22) и (11.23) характеризуют лишь принципиальную возможность осуществления первой стадии дезактивации, которую необходимо реализовать.

Радионуклиды из глубины материала переходят на поверхность за счет процесса обратной диффузии. В данном случае поток диффузии направлен в противоположную сторону потоку, который был при загрязнении, и основное уравнение диффузии для первой стадии дезактивации имеет вид, аналогичный уравнению (11.12):

$$M = -D_0 S \left( \frac{dc}{dx} \right) \tau,$$

где  $D_0$  — коэффициент обратной диффузии.

Удаление радиоактивных загрязнений из пор, трещин, а также из порового пространства капиллярно-пористых тел в процессе дезактивации жидкими способами связано со смачиванием. Для лучшего смачивания трещин и пор с целью удаления из них радиоактивных загрязнений, особенно высокодисперсных частиц, должно соблюдаться условие (11.6), т. е. обрабатываемая поверхность должна быть гидрофильна. Чем лучше смачивание и гидрофильнее поверхность, тем эффективнее жидкостные способы дезактивации.

Для осуществления второй стадии дезактивации (т. е. транспортировки радиоактивного вещества, находящегося в дезактивирующей среде, с поверхности загрязненного объекта) необходимо выполнение следующего условия:

$$F_2 > F_{\text{ос}}, \quad (11.24)$$

где  $F_2$  — сила воздействия дезактивирующей среды на радиоактивное вещество;  $F_{\text{ос}}$  — сила, характеризующая противодействие дезактивации и стремящаяся возратить радиоактивное вещество на обрабатываемую поверхность. В качестве противодействия могут выступать гравитационная и инерционная силы, силы межмолекулярного взаимодействия, ионообменные и адсорбционные свойства обрабатываемой поверхности.

#### 11.2.4. Кинетика процесса дезактивации

Первая и вторая стадии дезактивации проводятся за какое-то время, поэтому введено такое понятие, как скорость дезактивации  $v_D$ , которая показывает снижение радиоактивного загрязнения в течение времени:

$$v_D = -\frac{\Delta A}{\Delta \tau} = -\frac{A_H - A_K}{\Delta \tau}, \text{ т. е. } v_D = -\frac{dA}{d\tau}. \quad (11.25)$$

По аналогии с изменением скорости химической реакции можно написать:

$$v_D = -\frac{dA}{d\tau} = KA^n, \quad (11.26)$$

где  $A$  — величина радиоактивного загрязнения;  $K$  — константа скорости дезактивации;  $n$  — коэффициент, который, подобно скорости химической реакции, характеризует порядок процесса дезактивации и может принимать значения  $n = 1, 2, 3$ . Поскольку дезактивация иногда связана с реализацией нескольких физико-химических процессов одновременно (десорбция, ионный обмен и др.), то показатель степени  $n$  может быть дробным числом.

Если процесс дезактивации осуществляется по механизму реакции первого порядка и  $n = 1$ , то из соотношения (11.26) имеем:

$$dA = -KA d\tau. \quad (11.27)$$

Интегрируя это выражение от  $A_H$  до  $A_K$ , получим:

$$A_K = A_H e^{-K\tau}. \quad (11.28)$$

Поскольку  $\frac{A_H}{A_K} = K_D$ , то:

$$K_D = e^{K\tau}. \quad (11.29)$$

Введя время, в течение которого начальная активность при дезактивации загрязненности снизится в 2 раза, получим выражение для константы скорости дезактивации:

$$K = \frac{0,693}{\tau_{1/2}}. \quad (11.30)$$

Из соотношений (11.29) и (11.30) выведем время дезактивации для заданного  $K_D$ .

$$\tau = \frac{\tau_{1/2} \ln K_D}{0,693} = \frac{\ln K_D}{K}. \quad (11.31)$$

Если считать качество дезактивации хорошим, например  $K_D = 50$ , то:

$$K = \frac{\ln 50}{\tau_{50}} = \frac{3,912}{\tau_{50}}, \quad (11.32)$$

где  $t_{50}$  — время, в течение которого достигается  $K_d K_d$ , равное 50. Выражения (11.31) и (11.32) можно использовать для вычисления константы скорости дезактивации при первом порядке процесса дезактивации, т. е. при  $n = 1$ , используя экспериментальные данные.

В случае, когда процесс дезактивации соответствует второму порядку ( $n = 2$ ), вместо соотношения (11.27) будем иметь выражение вида:

$$dA = -KA^2 d\tau. \quad (11.33)$$

Интегрируя это выражение, получим:

$$\frac{1}{A_k} - \frac{1}{A_n} = K\tau, \quad K = \frac{A_n - A_k}{A_n A_k \tau}; \quad (11.34)$$

$$K = \frac{K_d - 1}{A_n \tau}. \quad (11.35)$$

Для  $K_d$ , равного 2 и 50 соответственно, будем иметь:

$$K = \frac{1}{A_n \tau_{0,5}}; \quad (11.36)$$

$$K = \frac{49}{A_n \tau_{50}}. \quad (11.37)$$

Выражения (11.36) и (11.37) используются для вычисления константы скорости дезактивации при  $n = 2$ .

Если порядок, характеризующий процесс дезактивации, не является целым числом, то для определения константы скорости дезактивации и самого порядка реакции используют прием, основанный на логарифмировании уравнения (11.26):

$$\lg v_d = \lg K + n \lg A. \quad (11.38)$$

Текущее значение скорости дезактивации можно представить в зависимости от оставшейся активности, т. е.  $\lg v_d = f(\lg A)$ . Эта зависимость в логарифмических координатах выражается прямой линией или близкой к ней. В соответствии с уравнением (11.38), тангенс угла наклона этой прямой будет равен  $n$ , т. е. порядку реакции, а отрезок, отсекаемый на оси ординат, есть логарифм константы скорости процесса дезактивации. В [29] проанализирована кинетика первой стадии процесса дезактивации конструкции реактора бассейного типа ИВВ-ММ с использованием водного раствора, содержащего 0,1 %  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  и 0,025 % трилона Б. Контроль полноты дезактивации осуществлялся при помощи образцов-свидетелей, что позволило определить константу скорости дезактивации с использованием формул (11.31), (11.32) и (11.36), (11.37). В экспериментах были получены средние значения времени  $t_{0,5}$  и  $t_{50}$  для смеси различных радионуклидов, которые равны 3 и 60 мин соответственно. Вычисленные при этом по формулам (11.31) и (11.32) константы скорости дезактивации при  $n = 1$  составили 0,115 и 0,0544 мин<sup>-1</sup> соответственно, а значения  $K$ , полученные для механизма дезактивации по второму порядку  $n = 2$ , составили 0,163 и 0,0163 (активность · мин)<sup>-1</sup> соответственно. Из этих данных видно, что разброс значений констант скорости дезактивации для первого порядка значительно меньше, чем для второго (пять раз против десяти), что дает основание предположить, что кинетика скорости дезактивации в этом эксперименте более соответствует первому порядку, чем второму.

Таким образом, при помощи константы скорости дезактивации, которая рассчитывается на основе модели механизма процесса с учетом порядка этого процесса, представляется возможным оценить скорость дезактивации и провести сопоставление кинетики дезактивации при использовании различных способов. Уравнения (11.30)–(11.37) характеризуют кинетику процесса дезактивации, связанного с удалением активности без учета особенностей поверхностного и глубинного загрязнений, подробно рассмотренных в [30].

В случае периодически повторяющихся циклов загрязнение—обработка при условии, что уровень загрязнения от цикла к циклу находится в пределах одного порядка, происходит постепенное накопление радиоактивности на дезактивируемой поверхности, что, например, наблюдалось в Чернобыле при дезактивационных работах [2]. При этом происходит насыщение поверхности радиоактивными загрязнениями до предельных количеств  $A_H^\infty$  и  $A_K^\infty$ .

Изменения начального и конечного значений радиоактивных загрязнений с учетом их накопления до предельного количества в зависимости от числа циклов дезактивации можно представить в виде [28]:

$$A_H = \frac{A_H^\infty b n}{1 + b n}; \quad (11.39)$$

$$A_K = \frac{A_K^\infty b n}{1 + b n}, \quad (11.40)$$

где  $n$  — число циклов загрязнение—дезактивация;  $b$  — коэффициент, который получают на основе экспериментальных данных.

Выражения (11.39) и (11.40) можно представить в обратных величинах:

$$\frac{1}{A_H} = \frac{1}{A_H^\infty b n} + \frac{1}{A_H^\infty}; \quad (11.41)$$

$$\frac{1}{A_K} = \frac{1}{A_K^\infty b n} + \frac{1}{A_K^\infty}. \quad (11.42)$$

В координатах  $\frac{1}{A_H} = f_1 \frac{1}{n}$  и  $\frac{1}{A_K} = f_2 \frac{1}{n}$  уравнения (11.41) и (11.42) аппроксимируются

прямыми линиями, а отрезки, отсекаемые на оси ординат, соответственно равны  $\frac{1}{A_H^\infty}$  и  $\frac{1}{A_K^\infty}$ .

Тангенс угла наклона этих прямых соответствует значениям  $\frac{1}{A_H^\infty b}$  или  $\frac{1}{A_K^\infty b}$ . По известным

величинам  $\frac{1}{A_H^\infty}$  и  $\frac{1}{A_K^\infty}$  можно, зная тангенс угла наклона, вычислить значение коэффициентов.

Зная величину  $A_H^\infty$  и коэффициент  $b$ , можно, используя уравнения (11.39) и (11.40), оценить эффективность дезактивации в условиях многократного радиоактивного загрязнения в зависимости от числа циклов загрязнение—дезактивация [31].

По числу циклов загрязнение—дезактивация можно прогнозировать остаточное радиоактивное загрязнение на различных объектах, когда в процессе дезактивации не удается полностью убрать радиоактивность.

### 11.3. Безжидкостные способы дезактивации

#### 11.3.1. Дезактивация струей газа

При дезактивации струей газа (воздуха) с загрязненной поверхности удаляются радиоактивные вещества в виде частиц, капель жидкости, а также структурированные массы адгезионной природы. Под действием потока газа на поверхности возникает аэродинамическая сила, направленная параллельно загрязненной поверхности, и подъемная сила, направленная вверх перпендикулярно обрабатываемой поверхности. С учетом веса частиц и силы адгезии первую стадию (отрыв загрязняющих частиц) можно в соответствии с соотношением (11.22) представить в виде:

$$f_{аз} \geq \mu(f_{ад} + m - f_{под}), \quad (11.43)$$

где  $f_{аз}$  и  $f_{под}$  — аэродинамическая и подъемная силы, создаваемые потоком газа;  $f_{ад}$  — адгезионная сила;  $m$  — масса частиц;  $\mu$  — коэффициент внешнего трения.

Если  $f_{ад} \ll m$ , то выражение (11.43) упрощается:

$$f_{аз} \geq \mu f_{ад}. \quad (11.44)$$

При удалении структурированных радиоактивных частиц, когда адгезия определяется в расчете на единицу площади контакта  $S_k$ , соотношение (11.43) преобразуется в выражение:

$$f_{аз} \geq \mu \left( \frac{f_{ад}}{S_k} + m - f_{под} \right). \quad (11.45)$$

Вторая стадия процесса дезактивации связана с удалением высвобожденных радиоактивных веществ с поверхности с тем, чтобы они не вызвали вторичного загрязнения. Для этого необходимо создать условие:

$$f_{аз} > m. \quad (11.46)$$

Для определения аэродинамической силы можно воспользоваться следующей формулой [32]:

$$f_{аз} \geq \frac{c_x \rho s v^2}{2}, \quad (11.47)$$

где  $c_x$  — коэффициент сопротивления препятствия, в данном случае радиоактивной частицы;  $\rho$  — плотность газа или воздуха, из которого формируется поток или струя;  $s$  — так называемое миделево (максимальное) сечение частиц;  $v$  — скорость потока, под действием которого возникает аэродинамическая сила и происходит отрыв прилипших частиц.

Коэффициент сопротивления  $c_x$  является функцией критерия Рейнольдса, который в

отношении обрабатываемой поверхности равен  $Re = \frac{vL}{\nu}$ , где  $L$  — линейный размер дезактивируемой поверхности,  $\nu$  — кинематическая вязкость газа или воздуха.

Из выражения (11.47) следует, что аэродинамическая сила зависит от скорости газового потока  $v$  как непосредственно, так и косвенно через коэффициент сопротивления  $c_x$  [32, 33].

При обтекании загрязненной поверхности газовым потоком, имеющим скорость  $v$ , на поверхности образуется пограничный ламинарный слой с линейным распределением скорости газового потока от нуля у обтекаемой поверхности до максимального значения на внешней его границе. С увеличением скорости потока вблизи места встречи потока с поверхностью ламинарный слой начинает переходить в турбулентный. При этом у самой поверхности ламинарный подслой уменьшается. Таким образом, по мере увеличения скорости потока происходит изменение структуры пограничного слоя, а следовательно, и воздействия потока на отрыв прилипших частиц.

В табл. 11.4 приведены данные о толщине турбулентного пограничного слоя и ламинарного подслоя, полученные в [34] для различной скорости газового потока.

Таблица 11.4

**Структура пограничного слоя в зависимости от скорости потока газа [34]**

Пограничный слой	Скорость потока газа, м/с				
	2,95	9,34	29,5	93,4	295
Турбулентный слой, мкм	2000	630	200	63	20
Ламинарный подслой, мкм	16	5,2	1,6	0,52	0,16

Из табл. 11.4 видно, что с увеличением скорости газового потока толщина ламинарного подслоя уменьшается и при  $v = 295$  м/с она меньше 1 мкм, что увеличивает вероятность удаления частиц размером 1 мкм и более, поскольку на них начинает действовать турбулентный поток. В зависимости от размера радиоактивных частиц и их положения в пограничном слое величину аэродинамической силы вычисляют по эмпирическим формулам [32, 33]:

при нахождении частицы в ламинарном слое или в ламинарном подслое:

$$f_{\text{аб}} = 0,94c_x d^2 \nu \left( \frac{\nu}{L} \right)^{0,5} \quad (11.48)$$

В случае турбулентного пограничного слоя:

$$f_{\text{аб}} = 19,8 \nu^{1,36} d^{1,44} \frac{\nu^{0,54}}{L^{0,14}}, \quad (11.49)$$

где  $\nu$  — плотность газового или воздушного потока;  $L$  — линейные размеры обрабатываемой поверхности;  $d$  — диаметр радиоактивных частиц.

В уравнении (11.44) коэффициент внешнего трения  $\mu$  обычно меньше единицы, и он определяется экспериментально для частиц различной формы и размера. Если с учетом некоторого запаса принять  $\mu = 1$ , то аэродинамической силе противостоит только сила адгезии частиц.

Сопоставление величины аэродинамической силы [34] и силы адгезии, полученной экспериментально [32], показывает, что дезактивация возможна для частиц от 1 мкм и больше при скорости воздушного потока на выходе из сопла 295 м/с. Реализация подобной скорости требует значительного расхода газа и не всегда осуществима.

Полученные экспериментальные данные показывают, что дезактивация воздушным потоком имеет ограниченные возможности и применима для очистки поверхности от прилипших радиоактивных частиц [2, 35]. Этот способ затруднительно применять для дезактивации поверхностей, имеющих щели и поры, а также частиц, сорбированных поверхностью.

Вторая стадия процесса дезактивации связана с процессом удаления частиц от обрабатываемого объекта. В данном случае радиоактивные частицы находятся во взвешенном или аэрозольном состоянии, и аэродинамическая сила не дает им возможности оседать обратно на поверхность, а горизонтальная составляющая потока газа уносит их от обрабатываемого объекта. В результате во время второй стадии радиоактивные загрязнения распыляются вблизи обрабатываемого объекта, и если не принять меры по улавливанию частиц, то дезактивация сведется к перераспределению радиоактивных загрязнений.

На практике для дезактивации объектов используется газовая струя, вырывающаяся из сопла реактивного двигателя. Такой двигатель, обычно отработавший свой срок в авиации, может использоваться в дальнейшем для дезактивации. Скорость газовой струи на выходе двигателя достигает 150–200 м/с, а у обрабатываемой поверхности она снижается до 90–110 м/с. Такая скорость дает возможность удалять радиоактивные частицы диаметром 15 мкм и более. Применение реактивного авиационного двигателя для дезактивации поверхности, загрязненной радиоактивными веществами, образовавшимися при надземном ядерном взрыве, показало, что коэффициент дезактивации достигает всего лишь 5 [2].

### 11.3.2. Абразивный обдув

С целью повышения эффективности дезактивации в струю газа вводят порошки, обладающие абразивным действием. Дезактивация происходит путем снятия верхнего загрязненного слоя. При этом удаляются как поверхностные, так и глубинные радиоактивные загрязнения, а коэффициент дезактивации может достигать 200–300 [36, 37]. Порошок поступает в воздушную среду и под ее воздействием приобретает скорость, а затем с воздушным потоком подается на обрабатываемую поверхность. В качестве абразивного материала может быть использован обычный песок, карборунд, стеклянные шарики, металлические и другие порошки. В этом случае дезактивация происходит под действием абразивного порошка, а струя воздуха выполняет вспомогательные функции: сообщает абразивным частицам скорость, направляет их на поверхность и удаляет отработавшие частицы и радиоактивные загрязнения с поверхности объекта. Если в качестве абразива для дезактивации используется песок, то такая обработка называется пескоструйной.

Во всех вариантах абразивной дезактивации происходит внедрение частиц абразива в обрабатываемую поверхность. На обработанной поверхности образуются неровности, ухудшаются защитные и прочностные свойства изделий, что является недостатком этого способа. Производительность абразивной обработки сравнительно невелика; так, при пескоструйной дезактивации стальных конструкций она может достигать 5 м<sup>2</sup>/ч, а при снятии загрязненной краски 25–33 м<sup>2</sup>/ч. Однако, по данным [38], при удалении верхнего слоя бетона толщиной 7 мм производительность составила 11 м<sup>2</sup>/ч, что трудно сравнить с другими менее эффективными способами дезактивации пористых материалов. Скорость абразивных частиц для эффективной дезактивации должна быть не ниже минимальной характерной для материала данной поверхности.

Ниже приведены экспериментально полученные минимальные скорости стеклянных шарообразных частиц, необходимые для эффективной обработки различных материалов методом абразивного обдува [2]. Из этих данных следует, что скорость абразивных частиц должна быть тем выше, чем более прочный материал дезактивируется. Условие, при котором происходит удаление верхнего слоя обрабатываемой поверхности вместе с находящимися в нем радиоактивными загрязнениями, можно представить в виде:

$$f_{аб} > f_{ког}. \quad (11.50)$$



Это означает, что сила, вызванная абразивным действием  $f_{аб}$ , превосходит когезионную силу  $f_{ког}$ , которая определяется прочностью самого обрабатываемого материала. Абразивный обдув — довольно эффективный способ дезактивации. Он может быть использован для дезактивации окрашенных металлов, пористых материалов, например таких, как бетон.

Минимальная (характерная) скорость шарообразных стеклянных частиц (м/с), необходимая для дезактивации некоторых материалов путем абразивного обдува [2]:

Окрашенный дюралюминий	18
Дюралюминий	29
Текстолит	36
Сталь	43

В процессе абразивного обдува абразивные частицы вместе с радиоактивными загрязнениями, гонимые воздушным потоком, распыляются вокруг обрабатываемого объекта, что приводит к вторичному аэрозольному загрязнению окружающей среды. Опасность представляет и сам абразивный порошок, который может с воздухом попасть в легкие и вызвать такую болезнь, как силикоз. Поэтому вариант такого сухого распыла применяют для обработки внутренних поверхностей резервуаров, трубопроводов и других объектов, когда абразивный порошок не попадает во внешнюю среду. Для уменьшения распыления радиоактивности применяют обдув воздушным потоком, содержащим ледяную крошку [37], которая выполняет роль абразивного материала в процессе дезактивации на первой стадии. После контакта с поверхностью, потеряв энергию, льдинки превращаются в воду, которая в виде пленки увлекается воздушным потоком. При этом в пленке находятся радиоактивные загрязнения. Такой абразив не вызывает больших повреждений обрабатываемой поверхности, а коэффициент снижения мощности дозы при обработке может достигать 1000. С целью снижения повторного загрязнения и попадания абразивного порошка и пыли от раздробленного дезактивируемого материала в окружающую среду иногда используют местный вакуумный отсос, что дает возможность увеличить коэффициент дезактивации до 100 [38].

### 11.3.3. Дезактивация механическим воздействием с пылеотсасыванием

В данном способе с помощью сопла-щетki осуществляется механическое воздействие на загрязненную поверхность, а воздушный поток отсасывает образующуюся при этом радиоактивную пыль, далее проходит через воздуховод, гарантирующий нераспространение радиоактивности в окружающую среду, и затем через очистной фильтр выбрасывается. Скорость воздушного потока для транспортировки радиоактивных загрязнений в воздухоотводе должна быть не менее 18–20 м/с. Фильтрация загрязненного воздуха позволяет улавливать удаляемые радиоактивные загрязнения и осуществлять дезактивацию на основе замкнутого цикла. В отличие от способа обдува воздушным потоком, в данном случае требуются меньшие скорости потоков, и, следовательно, менее мощные генераторы для создания таких потоков.

Выпускаемые промышленностью мощные пылесосы способны обработать до 300 м<sup>2</sup> загрязненной поверхности за 1 час, при использовании обычных бытовых пылесосов производительность в 3–5 раз меньше.

В качестве недостатков этого способа следует отметить очень низкий коэффициент дезактивации ( $K_d = 2; 3$ ) для частиц 5–15 мкм, достигающий ~ 20 для радиоактивных частиц размером более 20 мкм. Этим способом можно удалять только адгезионные радиоактивные загрязнения, адсорбционно-связанные и глубинные такой дезактивации не поддаются. Кроме того, у промышленных пылесосов линейная скорость фильтрации воздуха составляет 15–18 м/с, при которой проскок радиоактивности через фильтры более 5 %, что неприемлемо для целей дезактивации без конструктивной доработки таких агрегатов.

### 11.3.4. Дезактивация путем снятия загрязненного слоя и изоляции загрязненной поверхности

В этом процессе совмещаются две стадии: дезактивация и удаление радиоактивности. Способ может быть применен для дезактивации местности, дорог, строительных конструкций и других объектов. Глубина снимаемого слоя зависит от глубины проникновения радиоактивности. При проникновении радиоактивного загрязнения в почву на 5 см, с учетом неровности поверхности и неравномерности проникновения, толщина снимаемого слоя грунта должна составлять не менее 10 см. Снятие загрязненного грунта связано с большими затратами материальных средств и трудоемкостью, а в тех случаях, когда нельзя использовать инженерную технику (бульдозеры, грейдеры, скреперы), снятие грунта приходится осуществлять вручную. Масса снимаемого грунта в миллионы раз превышает массу самих радиоактивных загрязнений. Так, в Кыштыме (Южный Урал, 1957 г.) максимальная загрязненность почвы достигала 37 ТБк/км<sup>2</sup> по <sup>90</sup>Sr, что по массе составляло  $\sim 7,3 \cdot 10^{-6}$  г/м<sup>2</sup>. Если принять плотность верхнего слоя почвы равной  $1,5 \cdot 10^3$  кг/м<sup>3</sup> и срезать слой почвы 5 см, то масса удаляемого грунта в  $1 \cdot 10^{10}$  раз превысит массу радиоактивного стронция. Для дезактивации, например, участка площадью 100 м<sup>2</sup> потребуется перевезти более 7,5 т загрязненного грунта ( $1,5 \times 10^3 \cdot 0,05 \cdot 100 = 7500$ ). Кроме того, сам загрязненный грунт является источником радиоактивного загрязнения техники (машин, бульдозеров) и дорог в процессе перевозки. Большие трудности возникают при дезактивации оборудования и зданий. В этом случае толщина удаляемого слоя невелика по сравнению с массой удаляемого грунта. Однако слой грунта удаляется с меньшими усилиями, чем верхний слой различных материалов. Упругие свойства удаляемого материала способствуют его распылению и распространению в окружающую среду, что создает большую вероятность вторичного загрязнения. В качестве средств дезактивации при этих работах используют металлические щетки, скребки, отбойные и бурильные молотки и газоплазменные средства. Для более эффективного удаления загрязненного слоя очистку поверхности производят хонингованием, т. е. при помощи хона, снабженного абразивными брусками и совершающего одновременно вращательное и возвратно-поступательное движение. Используют также лазерный луч, с помощью которого удаляют тонкие рыхлые слои оксидной пленки. Ниже приведена относительная стоимость (%) дезактивационных работ с применением различных технических средств, обеспечивающих снятие загрязненного слоя толщиной 0,01–05 мм [36]:

Газоплазменное удаление	100
Дробеструйная обработка	75
Хонингование	18
Металлическая щетка	6

Дезактивация изоляцией загрязненной поверхности подразумевает наложение защитного слоя из какого-либо материала на загрязненную поверхность. Это дает возможность снизить мощность дозы до заданного значения, а также фиксировать радиоактивное загрязнение и не дать ему возможности распространяться. При загрязнении поверхности  $\alpha$ -активным веществом достаточно нанести слой краски, чтобы заизолировать загрязнение. В случае  $\beta$ -загрязняющих радионуклидов толщина наносимого изолирующего слоя, обуславливающая значительное снижение опасности облучения, составляет около 1 см.

Если загрязняющий поверхность радионуклид испускает  $\gamma$ -кванты, то толщина слоя защиты для снижения мощности дозы до заданного значения может быть рассчитана по кратности ослабления или по соответствующим формулам (см. раздел 5) с учетом начальной мощности дозы, энергии  $\gamma$ -квантов и массового коэффициента ослабления защитного материала. Иногда необходимо по известной мощности дозы от загрязненной поверхности оценить ее удельное загрязнение (Бк/м<sup>2</sup>). Найдем связь между удельной загрязненностью поверхности, энергией  $\gamma$ -квантов, величиной загрязненной площади и дозой в зависимости от расстояния до этой поверхности.

Возьмем на загрязненной поверхности элемент площади  $dS = 2\pi r dr$  и выразим через удельную активность поверхности и  $\gamma$ -постоянную радионуклида мощность дозы в точке O на высоте  $h$  от него (рис. 11.2):

$$d\dot{D} = \frac{C_s K_\gamma dS}{l^2} = \frac{C_s K_\gamma 2\pi r dr}{h^2 + r^2}, \quad (11.51)$$

где  $C_s$  — удельная активность поверхности, Бк/м<sup>2</sup>;  $K_\gamma$  — гамма-постоянная радионуклида Гр × м<sup>2</sup>/(с · Бк);  $l$  — расстояние от точки  $O$  до элемента поверхности.

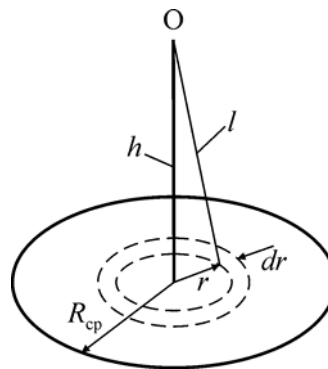
Мощность дозы от всей загрязненной поверхности найдем путем интегрирования выражения (11.51) по  $r$  в пределах от  $0$  до  $R_{cp}$  (усредненное значение радиуса загрязненной площади):

$$\dot{D} = \int_0^{R_{cp}} C_s K_\gamma \frac{2\pi r dr}{h^2 + r^2} = \pi C_s K_\gamma \ln \left( \frac{h^2 + R_{cp}^2}{h^2} \right). \quad (11.52)$$

Формула для вычисления мощности дозы в любой точке на высоте  $h$ , отстоящей на расстояние  $R_0$  от центра загрязненной поверхности, имеет более сложный вид [39]:

$$\dot{D} = \pi C_s K_\gamma \ln \frac{h^2 + R_{cp}^2 + R_0^2 + \sqrt{R_{cp}^2 + 2R_{cp}(h^2 - R_0^2) + (h^2 + R_0^2)^2}}{2h^2}. \quad (11.53)$$

После аварии в Чернобыле загрязнение больших территорий только радионуклидом <sup>137</sup>Cs превышало  $1,5 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>2</sup>. При этом мощность дозы от  $\gamma$ -излучения этого радионуклида на высоте  $0,5$  м от поверхности земли составляла более  $2,0$  мкГр/ч, и на этих территориях была запрещена хозяйственная деятельность [39]. В табл. 11.5 приведены мощности дозы, вычисленные по формулам (11.52) и (11.53) вблизи центра и на внешней границе загрязненных площадей на различных расстояниях от поверхности земли для удельной загрязненности по <sup>137</sup>Cs, равной  $1,5 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>2</sup>. Из табл. 11.5 видно, что мощность дозы вблизи поверхности ( $h = 0,1$  м) слабо зависит от величины загрязненной площади, что можно использовать для оценки удельной загрязненности поверхности. При удельной загрязненности <sup>137</sup>Cs  $1,5$  МБк/м<sup>2</sup> мощность дозы облучения на расстоянии  $0,1$  м превышает фон внешнего природного облучения в  $300$ – $400$  раз.



**Рис. 11.2.** Мощность дозы на высоте  $h$  от загрязненной поверхности

Для снижения мощности дозы от такой загрязненности, например, в  $2$  раза требуется слой бетона, равный  $12,4$  см (см. табл. 5.5, раздел 5). Бетон ( $\rho = 2300$  кг/м<sup>3</sup>) можно заменить грунтом эквивалентной толщины, равной  $15,8$  см ( $\rho = 1800$  кг/м<sup>3</sup>). Для снижения мощности дозы в  $10$  раз в этих же условиях потребовался бы слой грунта  $39$  см, что трудно реализовать. Поэтому в таких случаях снимают верхний загрязненный слой грунта на захоронение или вспахивают (переворачивают) грунт на глубину до  $50$  см, как это было сделано в Кыштыме [40].

Мощность дозы вблизи центра и на внешней границе площади, загрязненной  $^{137}\text{Cs}$  при удельной активности  $1,5 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>2</sup> в зависимости от расстояния до поверхности (мкГр/ч)

Загрязненная площадь, м <sup>2</sup>	Расстояние $h$ от поверхности земли, м				
	0,1	0,5	1,0	1,5	2,0
<b>Вблизи центра</b>					
314	3,27	2,14	1,64	1,36	1,16
50	2,63	1,48	1,00	0,74	0,57
5	1,80	0,71	0,34	0,19	0,12
<b>На границе (при <math>R_0 = R_{\text{ср}}</math>)</b>					
314	1,63	1,07	0,84	0,70	0,60
50	1,32	0,76	0,54	0,42	0,30
5	0,91	0,40	0,22	0,14	0,09

## 11.4. Дезактивация струей воды

### 11.4.1. Механизм процесса дезактивации струей воды

Дезактивация струей воды — наиболее широко применяемый способ. Его можно успешно использовать как для снятия адгезионного верхнего загрязненного слоя, так и для удаления адгезионных загрязнений из выемов поверхности. Сила, определяющая первую стадию процесса дезактивации, зависит от условий контакта струи воды с обрабатываемой поверхностью.

Непосредственно на радиоактивные загрязнения воздействуют только первые порции воды, а затем образуется пленка воды, которая экранирует последующее воздействие струи воды на обрабатываемую поверхность.

Струя воды может быть сплошной или разделенной на отдельные компактные струйки, а также может быть и капельного строения. Поэтому первую стадию процесса дезактивации рассматривают с трех позиций: воздействие сплошной водной струи, струи капельного строения и пленки воды, образовавшейся после контакта струи с поверхностью.

При действии компактной струи эффективное протекание процесса дезактивации определяется средним удельным давлением, которое возникает при контакте струи с обрабатываемой поверхностью:

$$\bar{p} = \frac{f_L}{S_L} \sin \alpha, \quad (11.54)$$

где  $f_L$  — сила удара при встрече водной струи с поверхностью, находящейся на расстоянии  $L$  от сопла, определяется напором воды перед насадкой;  $\alpha$  — угол встречи струи с поверхностью, обычно равен 30–40° по отношению к плоскости обрабатываемой поверхности.

Знаменатель в формуле (11.54) можно определить из простых геометрических соображений, рассматривая продольное сечение струи в виде конуса с углом при вершине, равным  $\alpha$ :

$$S_L = \frac{\pi}{4} \left( 2L \operatorname{tg} \frac{\alpha}{2} + d_n \right)^2, \quad (11.55)$$

где  $d_n$  — диаметр выходного сечения насадки.

Экспериментально установлено, что эффективность дезактивации повышается с увеличением поверхностного удельного давления, особенно при обработке замасленных поверхностей и поверхностей, имеющих выемы [2]. Эффективность дезактивации увеличивается при уменьшении расстояния  $L$  между соплом и поверхностью, и его можно уменьшить до нескольких сантиметров, если использовать робототехнику. Однако расстояние  $L$  обычно составляет 2–3 м, чтобы избежать загрязнения радиоактивностью одежды людей, занимающихся дезактивацией. При обработке загрязненной поверхности струей капельного строения отрыв радиоактивных частиц в процессе дезактивации происходит в результате действия растекающейся капли, которая подвергается деформации в момент удара о поверхность. В этом случае радиоактивная частица на загрязненной поверхности может оказаться или в зоне контакта капли, или капля может удариться рядом с прилипшей частицей.

Пусть капля падает на прилипшую частицу. Если при этом принять, что давление и сила, которые возникают в зоне контакта капли с поверхностью, действуют равномерно, то давление в центре удара будет равно:

$$p = \frac{1}{2} v_k r_n \rho, \quad (11.56)$$

где  $v_k$  — скорость капли в момент удара;  $r_n$  — радиус капли после удара;  $\rho$  — плотность воды.

Радиус контакта капли после удара можно условно определить, предположив, что в момент удара шарообразная капля радиусом  $r_k$  превращается в полусферу радиусом  $r_n$ . Из соотношения

$$\frac{4}{3} \pi r_k^3 = \frac{2}{3} \pi r_n^3 \quad \text{получим } r_n = 1,26 r_k.$$

Для вычисления силы внешнего воздействия капли используется полуэмпирическая зависимость [2]:

$$f = 3,23 \cdot 10^3 \rho v_k^{6/5} r_n^3 K_1 \quad (11.57)$$

(при условии, что единицы измерения  $\rho$  — кг/м<sup>3</sup>,  $v_k$  — м/с,  $r_n$  — м).

Коэффициент  $K_1$  введен для соблюдения размерности и измеряется в  $\text{с}^{-1/5} \times \text{м}^{-4/5}$ . Если капля падает рядом с прилипшей частицей, то при сплющивании капли возникает скорость, направленная тангенциально к обрабатываемой поверхности. Эта скорость создает гидродинамическую силу, которая определяется, как и для газовой струи, формулой (11.47) с учетом того, что  $\rho$  — плотность воды, а  $c_x$  — коэффициент сопротивления частиц после расплющивания капли. По экспериментальным данным, тангенциальная скорость растекания капли в 2–3 раза превышает скорость капли в момент удара.

С учетом превращения сферической капли в полусферу формула (11.47) приобретает вид:

$$f_1 = 3,1 c_x \rho s v^2, \quad (11.58)$$

где  $f_1 = f_{аэ}$ ; коэффициент сопротивления  $c_x$  зависит от скорости капель и при изменении скорости от 10 до 100 м/с изменяется в пределах 0,63–0,28 [2];  $s$  — миделево (максимальное) сечение частиц.

Вычисленные по формуле (11.58) скорости капельной струи, необходимые для дезактивации обычных окрашенной и замасленной поверхностей, загрязненных радиоактивными частицами диаметром 10 мкм, совпали с экспериментальными данными [2]. Для незамасленных поверхностей необходимая для дезактивации скорость капель, имеющих диаметр  $\sim 130$  мкм, составила 5–10 м/с, а для замасленных поверхностей — 50 м/с.

После соударения с поверхностью капли струи сливаются в движущуюся пленку, которая одновременно продолжает дезактивировать поверхность и переносить радиоактивную загрязненность за ее пределы. Гидродинамическая сила отрыва частиц возникает в результате движения самой пленки, а значение этой силы также определяется по формуле (11.58). Если при дезактивации принять, что  $f_{аэ} = f_{ад}$ , то скорость движущейся пленки для отрыва радиоактивных частиц может быть представлена в виде:

$$v_{отр} = \sqrt{\frac{2f_{ад}}{c_x \rho s}} \quad (11.59)$$

На основании обобщения серии экспериментальных исследований в лабораторных и природных условиях [3, 32, 33, 48] установлено, что скорость пленки раствора, гарантирующая удаление адгезивно-удерживаемых частиц с незамасленных поверхностей, должна составлять 0,4–0,5 м/с. Фактически же скорость пленки на расстоянии 1 и 3 м от места контакта сплошной струи или струи капельного строения с поверхностью составляет в среднем 4,2 и 2,3 м/с соответственно, что вполне обеспечивает первую стадию дезактивации. Минимальную скорость пленки для транспортировки радиоактивных частиц можно найти из соотношения:

$$v_{мин} = \sqrt{\frac{2f'_{ад}}{c_x \rho s}} \quad (11.60)$$

где  $f'_{ад}$  — в отличие от силы адгезии  $f_{ад}$  в формуле (11.59), определяется в начальный момент контакта осевших частиц, т. е.  $f'_{ад} \ll f_{ад}$ , и следовательно,  $v_{мин} \propto v_{отр}$ .

Обычно средняя скорость движения радиоактивных частиц в пленке меньше, чем скорость самой пленки, что было определено с помощью скоростной киносъемки. Из данных, представленных в табл. 11.6, видно, что средняя скорость транспортирования радиоактивных частиц на 20–30 % меньше скорости движения пленки и практически это снижение скорости не зависит от размеров радиоактивных частиц. Зависимость адгезии от размеров частиц показана в табл. 11.7.

**Зависимость средней скорости транспортировки радиоактивных частиц от их размера и скорости движения пленки на поверхности объекта на втором этапе процесса дезактивации [3, 32, 33]**

Диаметр частиц, мкм	Скорость пленки, м/с	Средняя скорость радиоактивных частиц, см/с
5–10	41	34
30–40	17	12
80–100	7	5,3

Таблица 11.7

**Экспериментально определенные значения силы адгезии частиц в зависимости от их размеров [2]**

Диаметр частиц, $10^{-6}$ м	25	40	90
Сила адгезии, $10^{-5}$ Н	1,2	0,1	0,085

Экспериментальные данные по дезактивации струей воды горизонтальных и вертикальных поверхностей показывают, что отрывающая способность пленки воды на горизонтальной поверхности сохраняется на значительном расстоянии от места встречи струи с поверхностью и коэффициент дезактивации имеет значения в пределах 20–60. На вертикальных поверхностях отрывающая способность пленки резко снижается, а коэффициент дезактивации уменьшается в десятки раз по сравнению с такими же условиями для горизонтальных поверхностей. Однако транспортирующая способность стекающей с вертикальной поверхности пленки жидкости выше и доля осевших загрязнений меньше, чем для пленки, движущейся по горизонтальной поверхности.

#### 11.4.2. Пути повышения эффективности дезактивации струей воды

Эффективность дезактивации определяется временем обработки, включающей первую и вторую стадии дезактивации, и расходом воды. Время отрыва  $\tau_1$  (первая стадия дезактивации) радиоактивной частицы можно найти из соотношения:

$$f_{1t_1} = P_{\text{ч}}, \quad (11.61)$$

где  $f_{1t_1}$  — импульс внешней силы, действующей на частицу;  $f_1$  — сила отрыва, которую в расчетах можно приравнять силе адгезии  $f_{\text{ад}}$ ;  $P_{\text{ч}} = m_{\text{ч}}v_{\text{ч}}$  — количество движения, приобретенное частицей.

Приобретая скорость  $v_{\text{ч}}$ , после отрыва частица поднимется на высоту  $h = \frac{v_{\text{ч}}^2}{2g}$ , тогда из соотношения (11.61) следует выражение для  $\tau_1$ :

$$\tau_1 = \frac{m_{\text{ч}}}{f_1} \sqrt{2gh}. \quad (11.62)$$

После отрыва частицы поднимаются по крайней мере на высоту нескольких микрометров [2]. Исходя из этих данных и экспериментальных значений сил адгезии, в зависимости от размеров

частиц (табл. 11.7), по формуле (11.62) было оценено время отрыва, которое оказалось в пределах  $10^{-4}$ – $10^{-2}$  с. Время удара капель составляет  $10^{-5}$ – $10^{-4}$  с.

Таким образом, время отрыва радиоактивных частиц с незамазанных поверхностей соизмеримо со временем удара капель и практически не лимитирует продолжительности процесса дезактивации. Следовательно, время дезактивации определяется второй стадией, т. е. временем транспортировки радиоактивных частиц пленкой воды.

Время транспортировки радиоактивных частиц  $t_T$  складывается из двух этапов: времени транспортировки из зоны непосредственного контакта струи с поверхностью  $t_{T1}$  и  $t_{T2}$  — времени за пределами этой зоны, определяемой величиной обрабатываемой площади, т. е.  $t_T = t_{T1} + t_{T2}$ . В табл. 11.8 приведены экспериментально полученные значения времени обоих этапов для водных струй разного строения [2]. Из таблицы видно, что суммарное время транспортировки радиоактивных частиц в  $10^2$ – $10^4$  раз превышает время отрыва частиц, т. е. время первого этапа дезактивации.

Расход воды при проведении дезактивации связан с величиной площади обрабатываемой поверхности в единицу времени ( $v_S$ ), называемой скоростью дезактивации:

$$v_S = \frac{S'}{t_{эф}}, \quad (11.63)$$

где  $t_{эф}$  — время, в течение которого достигается полнота дезактивации на площади  $S$  при требуемом коэффициенте дезактивации  $K_d$ . Экспериментальные данные показывают, что расход воды связан со скоростью и временем дезактивации, а также с площадью эффективной обработки. Для определения зависимости между временем дезактивации и расходом воды можно взять экспериментальные данные, полученные для  $K_d$  при использовании сплошной струи и струи капельного строения при различном времени обработки поверхности (табл. 11.9) [2].

Таблица 11.8

**Экспериментально полученные значения времени транспортировки радиоактивных частиц в зависимости от строения водной струи (с) [2]**

Строение падающей водной струи	Время транспортировки, с		
	$t_{T1}$	$t_{T2}$	$t_T$
Сплошная	0,1	0,9	1,0
Капельного строения, полученная механическим дроблением	0,5	2,0	2,5
Капельного строения, полученная термомеханически в машине ТМС	0,2	0,7	0,9



**Зависимость коэффициента дезактивации замасленных загрязненных радионуклидами поверхностей от удельного расхода воды**

Строение падающей водной струи	Время обработки, $t_{эф}, c$	Суммарный расход воды, л/м <sup>2</sup>	$K_d$ для частиц 5–100 км
Сплошная струя	1,0	7,5	6
	2,0	15,0	17
	3,0	30,0	19
Струя капельного строения	2,5	1,8	3
	5,0	3,5	6
	10,0	7,0	20
	15,0	10,5	25

Из данных табл. 11.9 следует, что для получения  $K_d = 19$  при дезактивации замасленных поверхностей оптимальный расход воды сплошной струей составляет 30 л/м<sup>2</sup>, а струей капельного строения — 7 л/м<sup>2</sup>, т. е. примерно в 4 раза меньше. Повысить интенсивность дезактивации струей воды можно путем перехода на импульсную обработку, которая заключается в чередовании включения и выключения источника, генерирующего струю воды. При этом каждый раз, когда включается источник, струя воды падает на поверхность, где нет водной пленки. Особенно эффективна импульсная обработка при использовании специальных машин типа ТМС-65, когда струя капельного строения создается за счет дробления воды скоростным потоком горячих газов, выходящих из сопла реактивного двигателя. В паузах между включением и выключением подачи воды поверхность обдувается горячим газовым потоком из сопла ТМС-65, что способствует транспортировке и удалению образовавшейся пленки воды, и при этом создаются предпосылки для эффективного воздействия следующей порции капель воды непосредственно на загрязненную поверхность. Такая импульсная обработка позволяет примерно в 4 раза сократить расход воды на дезактивацию 1 м<sup>2</sup> поверхности, не снижая при этом эффективности дезактивации.

Эффективность дезактивации можно повысить, если увеличить величину внешнего воздействия  $f_1$  за счет роста скорости водной струи (формулы (11.57), (11.58)). Скорость струи можно увеличить, повышая давление воды перед насадкой, генерирующей струю.

Такие средненапорные водные струи, давление на выходе которых составляет десятки МПа (более 100 атм), дают возможность осуществлять удаление частиц глубинных радиоактивных загрязнений, проникших в выемы и поры.

В табл. 11.10 приведены коэффициенты и скорости дезактивации строительных материалов, полученные в Чернобыле при использовании средненапорной струи производительностью 1 м<sup>3</sup>/час при давлении 10 МПа, генерируемой с помощью машины ОМ-22616 [22]. Из табл. 11.10 следует, что, за исключением облицовочного камня, коэффициент дезактивации для большей части строительных материалов низкий, что было присуще радиоактивным загрязнениям в Чернобыле [2].

Результаты других исследований [22, 38] показывают, что с повышением давления эффективность дезактивации возрастает, однако и расход воды также увеличивается. Расход воды можно существенно снизить введением в водный поток порошка, обладающего абразивным действием, что позволяет увеличить силу воздействия  $f_1$  на один-два порядка.

Введение абразива в водную струю применялось для дезактивации бетонных изделий [49]. Использовались гранулы из гранитового песка диаметром 0,25–0,8 мм при скорости водно-

абразивного потока 75 м/с. При этом время обработки сократилось до нескольких минут, а расход абразива уменьшился с 27 кг/ч до 1,8 кг/ч по сравнению с воздушно-абразивной струей.

В табл. 11.11 приведены режимы водно-абразивной обработки строительных материалов в Чернобыле при помощи установки ОМ-22616 при давлении на выходе струи 8–10 МПа (80–100 атм) [21]. Из табл. 11.11 видно, что при суммарном расходе речного песка 54 кг/м<sup>2</sup> время обработки составило 3 часа, и при этом достигнут высокий коэффициент дезактивации, равный 163. Однако производительность оказалась низкой — всего 3–4,5 м<sup>2</sup>/ч. Кроме того, для всех случаев водно-абразивной обработки как существенный недостаток отмечается сравнительно большой расход абразива.

Для увеличения эффективности дезактивации применяют смесь воды с водяным паром (пароземulsionную смесь) или чистый водяной пар. Струя пара действует на радиоактивное загрязнение подобно воздушной струе, создавая аэродинамическую силу отрыва радиоактивных частиц от поверхности. В отличие от струи воздуха, которая бессильна в отношении глубинных радиоактивных загрязнений, дезактивация паром способна удалять адгезионные загрязнения, находящиеся в порах и выемах, а также часть адсорбированных радионуклидов.

Таблица 11.10

**Результаты дезактивации некоторых строительных материалов в Чернобыле с помощью средненапорной водной струи при давлении 10 МПа [21]**

Строительный материал	Скорость дезактивации $v = \frac{S}{t_{\text{д}}}$ , м <sup>2</sup> /ч	Начальное загрязнение, кБк/м <sup>2</sup>	K <sub>д</sub>
Метлахская плитка	1,0–1,3	42	1,3
Бетон	1,0–1,8	420	1,7–2,2
Шифер	2,0–2,5	1500	3,3–3,6
Асфальт	1,5	700	4,2
Красный кирпич	1,0–1,8	500	6,0
Камень облицовочный неполированный	1,5–3,0	150	22,6

Таблица 11.11

**Параметры водно-абразивной обработки при давлении 8–10 МПа для снятия верхнего слоя кирпича толщиной 1 мм и получения высокого коэффициента дезактивации в Чернобыле [21]**

Параметры обработки	Электрокорунд	Речной песок
Производительность, м <sup>2</sup> /ч	4,0–6,7	3,0–4,5
Расход абразива (удельный), кг/(м <sup>2</sup> · ч)	14–23	18–30
Суммарный расход абразива, кг/м <sup>2</sup>	42	54
K <sub>д</sub> при обработке кирпича	37	163

Кинетическая энергия струи пара, обуславливающая первую стадию процесса дезактивации, определяется скоростью выхода струи пара из сопла, которая может достигать 350 м/с [36], что значительно превышает скорость газовой струи, создаваемой в реактивном двигателе.

Может использоваться как перегретый пар, который не конденсируется на обрабатываемой поверхности, так и пар, конденсирующийся при соприкосновении с поверхностью. Во втором случае абразивная движущаяся водная пленка выполняет транспортирующую роль второй стадии дезактивации. Струя пара обладает большой кинетической энергией и, следовательно, большей возможностью по удалению радиоактивных загрязнений, что и определяет эффективную обработку паром, когда коэффициент дезактивации может достигать 200–300 [36].

## 11.5. Дезактивация растворами

### 11.5.1. Растворы на основе ПАВ и комплексообразующих добавок

При использовании растворов поверхностно-активных веществ (ПАВ) первая стадия дезактивации заключается в смачивании обрабатываемой поверхности, разрушении связи радиоактивных загрязнений с поверхностью и переводе их в раствор. В [подразделе 11.1.2](#) отмечалось, что количественно смачивание определяется краевым углом  $\varphi$  ([см. подраздел 11.1.2](#)).

Поверхностное натяжение воды при 20 °С равно 72,75 МДж/м<sup>2</sup>, а при введении в воду небольших количеств ПАВ (0,01–0,1 %) поверхностное натяжение снижается более чем в 2 раза. Снижение поверхностного натяжения приводит к росту  $\cos\varphi$ , что в свою очередь означает снижение краевого угла и улучшение смачивания ([см. уравнение \(11.3\)](#)), т. е. происходит гидрофилизация поверхности. Гидрофилизация обуславливает глубинную дезактивацию при нахождении радиоактивных веществ в выемах, порах и при обработке капиллярно-пористых тел.

Молекулы ПАВ на обрабатываемой поверхности и на радиоактивных загрязнениях формируют адсорбционные слои [27, 28], которые способны на 2–3 порядка снизить адгезию между радиоактивными частицами и загрязненной поверхностью. Причем адгезия ослабевает настолько, что некоторые радиоактивные загрязнения приобретают способность самопроизвольно переходить в дезактивирующий раствор. Первую стадию процесса дезактивации в случае загрязнения поверхности адсорбированными радионуклидами можно представить в следующем виде [2]:



Для дезактивации необходимо смещение равновесия вправо либо путем связывания иона радионуклида в растворимое комплексное соединение, либо за счет ионного обмена. При этом скорость прямой реакции будет превышать скорость обратной реакции.

На второй стадии процесса дезактивации радиоактивные загрязнения должны находиться в объеме дезактивирующего раствора и удерживаться в нем. Этому способствует отмеченный выше факт ослабления адгезии радиоактивных частиц к обрабатываемой поверхности, а также то, что водные растворы некоторых ПАВ, именуемых коллоидными, обладают коллоидно-химическими свойствами, способствующими удержанию радиоактивных загрязнений в растворе. К числу этих свойств относится суспендирующая, эмульгирующая и пенообразующая способность водных растворов ПАВ.

В состав дезактивирующих растворов обычно входят коллоидные ПАВ, комплексообразующие вещества, связывающие радионуклиды в ионной форме и добавки. Такую композицию веществ называют моющим средством, а их раствор — моющим раствором. Совокупность коллоидно-химических свойств растворов называют моющим действием.

Коллоидными называют такие ПАВ, которые способны образовать мицеллы-агрегаты различной формы, состоящие из большого числа молекул ПАВ (до нескольких сотен). Коллоидные

ПАВ имеют углеводородный радикал, содержащий в виде цепочки более 8 метиленовых групп ( $\langle \text{CH}_2 \rangle$ ). К таким соединениям, например, относятся натриевая соль сульфированных спиртов  $\text{C}_n\text{H}_{2n+1}\text{OSO}_3\text{Na}$  и сульфонол, в котором  $n = 12$ . Мицеллы в растворе образуются при определенной концентрации ПАВ, называемой критической концентрацией мицеллообразования (ККМ), которая зависит от длины углеводородного радикала.

При использовании сульфированных спиртов в качестве ПАВ их концентрация должна быть не ниже критической, приведенной в табл. 11.12. Из таблицы видно, что с ростом числа групп ( $\langle \text{CH}_2 \rangle$ ) в радикале ККМ ПАВ в воде резко снижается, что дает возможность уменьшить расход компонентов при приготовлении и использовании дезактивирующих растворов.

Таким образом, два свойства растворов ПАВ обуславливают возможность их применения в качестве дезактивирующих растворов; одно из них — снижение поверхностного натяжения и адсорбция на границе раздела фаз — определяет первую стадию процесса дезактивации; второе — комплекс коллоидно-химических свойств, сообщающий растворам способность удерживать радиоактивные загрязнения в растворе и обеспечивать удаление их с обрабатываемой поверхности.

Обязательным компонентом дезактивирующих растворов являются комплексообразующие вещества, которые связывают радионуклид, находящийся в растворе в виде ионов, и смещают равновесие вправо.

В качестве комплексообразующих веществ в состав дезактивирующих растворов вводят хелатные соединения, такие как этилендиаминтетрауксусная кислота (ЭДТА) и ее натриевая соль.

Таблица 11.12

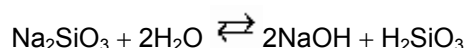
**Критическая концентрация мицеллообразования (ККМ) ПАВ на основе сульфированных спиртов в зависимости от числа метиленовых групп в радикале [2]**

Число метиленовых групп в радикале	8	12	16	18
ККМ, моль/л:				
при 25 °С	130	8,3	—	—
при 50 °С	—	—	0,54	0,15

Наличие атома азота и карбоксильных групп приводит к образованию прочных комплексных соединений, связывающих радионуклид в ионной форме. Добавка ЭДТА в дезактивирующий раствор повышает эффективность дезактивации, и в некоторых случаях  $K_d$  увеличивается в 5 раз.

В дезактивирующие растворы добавляют также конденсированные фосфаты или полифосфаты, которые образуют комплексные соединения с катионами щелочноземельных и тяжелых металлов. К числу таких комплексообразователей относятся дифосфат (пирофосфат) натрия ( $\text{Na}_4\text{P}_2\text{O}_7$ ), триполифосфат натрия ( $\text{Na}_5\text{P}_3\text{O}_{10}$ ), тетрафосфат натрия ( $\text{Na}_6\text{P}_4\text{O}_{13}$ ) и гексаметафосфат натрия (ГМФН), который является высокомолекулярным соединением, содержащим 34–38 групп  $(\text{NaPO}_3)_n$ . Помимо комплексообразующих свойств, конденсированные фосфаты дополнительно сообщают дезактивирующим растворам суспендирующие свойства, усиливая тем самым коллоидно-химические действия ПАВ. В дезактивирующие растворы вводят некоторые органические и неорганические добавки, выполняющие роль активаторов мощного процесса. Неорганические электролиты регулируют pH раствора, повышают адсорбцию ПАВ, снижают его ККМ и тем самым уменьшают расход ПАВ.

Добавляемый в дезактивирующий раствор силикат натрия гидролизует по схеме:



и образует мицеллы, способствующие моему процессу и дезактивации.

В качестве добавки, улучшающей удержание радиоактивных загрязнений в растворе, используют карбоксилметилцеллюлозу, которая образует коллоидный раствор. В табл. 11.13 представлены экспериментально полученные коэффициенты дезактивации загрязненных стальных поверхностей методом орошения разными растворами при одновременной обработке щеткой (60 об/мин) [2].

Растворы различного состава использовались при одной и той же норме расхода, равной 3 л/м<sup>2</sup>. Применение меньшей нормы расхода, например 1 л/м<sup>2</sup>, из-за неровностей обрабатываемой поверхности может привести к неполному ее смачиванию, что снизит качество дезактивации. Поэтому обычно норма расхода дезактивирующего раствора составляет 2–3 л/м<sup>2</sup>.

Таблица 11.13

**Коэффициенты дезактивации стальной поверхности, полученные методом орошения разными растворами при одновременной обработке щеткой**

Состав раствора	$K_d$
Чистая вода	2,5
0,1 % Гексаметафосфат натрия (ГМФН)	8,7
0,1 % Карбоксилметилцеллюлоза (КМЦ)	13,6
0,1 % Препарат СФ-2*	13,7
0,1 % ГМФН + 0,1 % (КМЦ)	14,1

\* Состав препарата СФ-2 приведен в табл. 11.15.

Эффективность проведения дезактивации в зависимости от времени обработки представлена в табл. 11.14 [2]. В этих экспериментах для дезактивации поверхности, загрязненной радионуклидами <sup>89</sup>Sr и <sup>91</sup>Y, использовался 0,1%-й раствор препарата СФ-2 при норме расхода 3 л/м<sup>2</sup> при одновременном воздействии щетки (60 об/мин).

Таблица 11.14

**Коэффициент дезактивации поверхности 0,1%-м раствором СФ-2\* в зависимости от времени**

Загрязняющий радионуклид	Время обработки, с			
	2,7	5,5	16,5	22,5
<sup>89</sup> Sr	22	23	27,3	29
<sup>91</sup> Y	29	30	37	40

\* Состав препарата СФ-2 приведен в табл. 11.15.

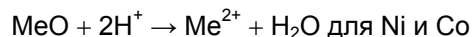
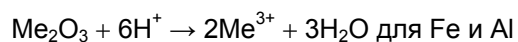
Из табл. 11.14 следует, что при увеличении в 8 раз времени обработки поверхности, загрязненной <sup>89</sup>Sr, коэффициент дезактивации увеличивается всего на 30 %, что указывает на нерациональный расход дезактивирующих растворов и неэффективность затраченного на обработку времени. Коэффициент дезактивации при обработке поверхности растворами на основе ПАВ, как и в случае водной струи, можно увеличить путем добавления абразивных порошков и применения механической щетки [41].

## 11.5.2. Обработка растворами, содержащими окислители и восстановители

В ходе профилактического ремонта ядерных реакторов и при их снятии с эксплуатации проводится дезактивация корпуса реактора, трубопроводов и других частей. Внутренняя поверхность корпуса реактора и трубопроводов при соприкосновении с горячим теплоносителем покрывается коррозионной пленкой, которая сама активируется нейтронами и адсорбирует из теплоносителя радиоактивные нуклиды. Пленка на 75–95 % состоит из коррозионных отложений оксидов железа [45]. При температурах ниже 70 °С в ее состав входят  $\gamma$ -FeOH, Fe(OH)<sub>3</sub> и Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, а при более высокой — преобладающим компонентом является Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Коррозионная пленка на нержавеющей стали формируется из оксидов железа и легирующих добавок такого состава, как FeO · Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, NiO · Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и  $\alpha$ -FeO · Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (Fe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>).

После снятия реактора с эксплуатации коррозионная пленка является главным источником загрязнения оборудования и основным объектом дезактивации. Дезактивация сводится к удалению радионуклидов из оксидной пленки или к удалению самой пленки путем использования окислительно-восстановительных реагентов [42–44].

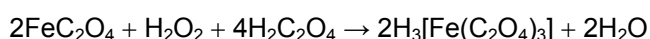
Для сравнения окислительно-восстановительной способности различных атомов и ионов используют значения окислительно-восстановительного потенциала. Чем выше этот потенциал, тем большей стойкостью к коррозионным процессам обладает металлическая поверхность. Особенности коррозионных процессов и возможность удаления коррозионной пленки характеризуются диаграммами Пурбе, связывающими стандартные потенциалы с pH дезактивирующего раствора, соприкасающегося с металлической поверхностью [46]. Подобные диаграммы дают возможность определять соотношение между состоянием металла и ионами в растворе в зависимости от pH раствора. Первую стадию процесса дезактивации по удалению радионуклидов из коррозионных пленок при использовании в качестве окислителей KMnO<sub>4</sub> и K<sub>2</sub>Cr<sub>2</sub>O<sub>7</sub> можно представить следующим образом:



Регулирование pH среды осуществляется в данном процессе путем введения кислот или щелочей [43–45].

Наиболее эффективным способом дезактивации является удаление различными методами коррозионной пленки вместе с находящимися в ней радионуклидами. Это достигается травлением (растворением) пленки 20 % HCl или 30 % H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>. Для более полного удаления пленки дополнительно применяется катодная обработка в присутствии соляной и серной кислот. Для дезактивации нержавеющей стали, загрязненной смесью радионуклидов, рекомендуется определенная последовательность обработки. Сначала для удаления коррозионной пленки воздействуют раствором, содержащим NaOH и KMnO<sub>4</sub>, затем промывают водой и далее для удаления остатков пленки обрабатывают поверхность раствором цитрата аммония. Этот процесс назван перманганатно-цитратным. Результаты дезактивации таким способом оценивают по потере массы, толщине удаляемого загрязненного слоя или по величине  $K_d$ . При дезактивации перманганатно-цитратным способом различных сортов нержавеющей стали потеря массы составляет 0,2–5,6 г/м<sup>2</sup>, а толщина удаляемой пленки — от 0,04 до 0,81 мкм. При этом  $K_d$  обработки колеблется от 125 до 1000. Наиболее приемлемым составом для перманганатно-цитратной обработки является раствор, содержащий 10 % NaOH и 3 % KMnO<sub>4</sub>.

Вторая стадия процесса дезактивации определяется удержанием радионуклида в растворе, что достигается введением комплексообразующих веществ и других добавок, которые сообщают раствору коллоидно-химические свойства. Для предотвращения вторичного осаждения радиоактивного загрязнения в дезактивирующие растворы добавляют пероксид водорода, который способствует переходу нерастворимого оксалата двухвалентного железа в растворимый оксалатный комплекс по реакции:



Состав дезактивирующих растворов, используемых для окислительно-восстановительных реакций, намного сложнее растворов на основе ПАВ. В них, кроме ПАВ, входят окислитель, кислоты или щелочи, ингибитор коррозии, комплексообразователи и другие компоненты.

Многочисленные композиции дезактивирующих растворов с учетом их особенностей и составов авторы [2] подразделяют на три группы.

К первой группе относят препараты, которые маркируются шифром СФ. Эти препараты, состав которых приведен в табл. 11.15, предназначенные для дезактивации техники, одежды и других объектов, частично применялись в атомной промышленности.

Такие препараты поступают к потребителю в виде порошка, из которого готовятся 0,1–0,5%-е водные дезактивирующие растворы (заранее или на рабочем месте — перед проведением дезактивационных работ). К этой же группе относятся и неводные растворы, например, на основе рецептуры РД-2, в состав которой входят растворители, об. %: хлорбензол — 45, керосин — 49, этилцеллозольв — 6 и активные компоненты, масс. %: оксифос А — 0,4 и сольват изобутилацетата калия — 3,6 [2].

Ко второй группе относят растворы на основе окислителей. Составы, приведенные в табл. 11.16, были разработаны уже в ходе ликвидации последствий Чернобыльской аварии, когда было установлено, что растворы на основе препаратов типа СФ в данном случае оказались малоэффективными. Эти дезактивирующие растворы применялись для дезактивации замасленных сильно загрязненных поверхностей, подвергшихся коррозии, а также для удаления глубинных загрязнений.

Третью группу дезактивирующих растворов составляют суспензии, основным компонентом которых является сорбент (табл. 11.17). В качестве сорбентов используются сульфитно-спиртовая барда, цеолиты и бентонитовые глины, содержащие монтмориллонит. Эти суспензии можно применять для дезактивации внутренних и внешних поверхностей, расположенных вертикально, поскольку большая вязкость и структурные свойства суспензий позволяют им удерживаться определенное время на обрабатываемых поверхностях.

Таблица 11.15

**Состав препаратов типа СФ, применяемых для приготовления дезактивирующих растворов [2]**

Компоненты		Содержание, масс. %			
назначение	название	СФ-2	СФ-2У	СФ-3	СФ-3К
ПАВ	Алкилбензолсульфонаты	25	18	18–20	9
Комплексообразователи	Триполифосфат натрия	—	50	—	25
	Гексаметафосфат натрия	—	—	25	—
	Тринатрийфосфат	30	—	—	—
Кислый реагент	Щавелевая кислота	—	—	—	50
<b>Активные добавки:</b>					
Для снижения ККМ	Сульфат натрия	16	18	16	8
Для улучшения качества обрабатываемых изделий	Органический отбеливатель	—	—	2	1
Примеси	Несульфированные вещества и вода	Остальное	Остальное	Остальное	Остальное

**Композиции некоторых дезактивирующих растворов (ДР)  
на основе окислителей и кислых реагентов [2]**

Компоненты		Состав ДР, % (условные номера)			
назначение	название	(1)	(2)	(3)	(4)
Окислитель	Перманганат калия	0,2	—	—	0,2
	Фторид натрия	—	0,5	—	—
Кислый реагент	Азотная кислота	—	4,0	—	—
	Щавелевая кислота	—	0,5	0,5	—
Щелочь	Едкий натр	4,0	—	—	4,0
Дезактиватор	СФ-2У	—	—	0,5	—
	СФ-3К	—	—	1,0	—
Растворитель	Вода	95,8	95,0	98,0	95,8

Таблица 11.17

**Композиции некоторых дезактивирующих растворов  
на основе сорбентов [2]**

Компоненты		Состав ДР, % (условные номера)			
назначение	название	(1)	(2)	(3)	(4)
Сорбент	Сульфитно-спиртовая барда*	45	46	—	—
	Бентонитовая глина	—	46	46	—
	Цеолит (клиноптилолит)				15–20
Окислитель	Перманганат калия	—	—	0,2	—
Кислый реагент	Щавелевая кислота	2,5	1,0	—	0,5–1,5
	Адипиновая кислота	—	1,0	—	—
Щелочь	Едкий натр	—	—	4,0	—
Комплексообразователь	Трилон Б	—	1,0	—	0,3–0,4
	СФ-2У	—	—	—	0,5–0,6
	СФ-3	2,5	1,0	—	—
Растворитель	Вода	50	50	49,8	Остальное



\* Сульфитно-спиртовая барда — это техническое название раствора (или концентрата) лигносульфоновых кислот, которые образуются при сульфитной варке целлюлозы (древесины) совместно с нецеллюлозными углеводными композициями древесины и сульфитного щелока. Промышленный продукт представляет собой концентрированный раствор или хорошо растворимый твердый концентрат. Сульфитно-спиртовая барда является сильным ПАВ. ДР на ее основе обладают вяжущими, клеящими и структурообразующими свойствами.

### 11.5.3. Применение растворов, содержащих сорбенты

Для порошкообразного сорбента, имеющего значительную поверхность раздела фаз, адсорбцию выражают по отношению к единице его массы, например в моль/кг.

При нахождении радионуклида в растворе объемом  $V$  часть радионуклида из раствора адсорбируется на твердой поверхности порошкообразного адсорбента массой  $m$ . В результате концентрация радионуклида в растворе снизится с  $c_0$  до  $c$ . Это снижение произойдет за счет адсорбции, которую можно определить по формуле:

$$\Gamma = \frac{c_0 - c}{m} V. \quad (11.64)$$

Адсорбция как поверхностное явление на границе раздела фаз определяется площадью этой границы. Поэтому важной характеристикой порошкообразных адсорбентов является удельная поверхность, т. е. поверхность единицы массы порошка, которая измеряется в  $\text{м}^2/\text{кг}$  [47]. У пористых сорбентов кроме удельной поверхности необходимо учитывать размер и количество пор. В табл. 11.18 дана классификация сорбентов в зависимости от их удельной поверхности с учетом пор. Различают непористые и пористые сорбенты, которые подразделяются на макропористые, мезопористые и микропористые. Размеры пор макропористых сорбентов более 4 нм, и в них отсутствует капиллярная конденсация, которая происходит в мезапорах.

Сорбенты применяют не только для дезактивации поверхностей, но и для очистки воды и воздуха.

Таблица 11.18

**Характеристика некоторых сорбентов, применяемых для дезактивации**  
(по классификации М. М. Дубинина)[2]

Название	Диаметр пор, нм	Удельная поверхность, $10^3 \times \text{м}^2/\text{кг}$	Представители	Область применения
Непористые	—	0,001–0,5	Непористые порошки в составе удаляемых пленок	Наполнители пленок
Пористые:				
макропористые	Свыше 4,0	0,5–2,0	Торф, ионообменные смолы, древесные опилки, хлопчатобумажные волокна	Фильтрация, очистка воды, отработавших дезактивирующих растворов (ДР)
мезопористые	1,2–4,0	2–400	Глины, дисперсные минералы	В составе ДР и удаляемых пленок
микропористые	Менее 1,2	Свыше 400	Глины, цеолиты, силикагель, активный уголь	Все предыдущие

Используемые для дезактивации сорбенты могут быть изготовлены на основе минеральных веществ и угольных материалов. Глины и дисперсные минералы по удельной поверхности относятся к мезо- и микропористым сорбентам (табл. 11.18).

Цеолиты принадлежат к микропористым минеральным сорбентам. Они представляют собой смесь алюмосиликатов Na, Ca, Cu, Mg и имеют следующий состав:  $Me_2O \cdot Al_2O_3 \cdot xSiO_2 \cdot yH_2O$ , где Me — ион металла.

К угольным сорбентам относятся углеродистые материалы, полученные при высокотемпературной обработке ископаемых углей, торфа, древесины и других веществ, содержащих преимущественно углеродные атомы.

Сорбенты обладают селективностью сорбции отдельных радионуклидов, и это свойство характеризуется коэффициентом распределения того или иного радионуклида в определенных условиях при их совместном присутствии в растворе:

$$K_{\text{расп}}^i = \frac{c_0^i - c^i}{c_0^i} \frac{M}{m}, \quad (11.65)$$

где  $K_{\text{расп}}^i$  — коэффициент распределения  $i$ -го радионуклида, или масса сорбированного  $i$ -го радионуклида на 1 кг сорбента;  $c_0^i$  и  $c^i$  — начальная и конечная концентрации  $i$ -го радионуклида в растворе;  $M$  — масса раствора, кг;  $m$  — масса сорбента, кг.

## 11.6. Интенсификация процесса дезактивации электрическим полем и ультразвуком

### 11.6.1. Обработка загрязненных поверхностей растворами при наложении электрического поля

Установлено, что при наложении электрического поля процесс дезактивации растворами происходит в несколько раз интенсивнее [3]. Электролитом в данном случае является химический раствор, анодом — дезактивируемая поверхность, а процесс такой обработки называют электрохимической дезактивацией. Электрохимическая обработка дает возможность ускорить процесс дезактивации и значительно повысить  $K_d$  [53], что видно из данных, представленных в табл. 11.19 [3]. При одном и том же времени обработки загрязненных поверхностей из нержавеющей стали в кислом растворе состава: 41 %  $H_3PO_4$ , 11 %  $H_2SO_4$ , 42 % глицерин, 6 %  $H_2O$  наложение электрического поля при плотности тока  $0,88 \text{ A/m}^2$  дает увеличение  $K_d$  в зависимости от химических свойств радионуклидов в 3–10 раз. Увеличение плотности тока в пределах от 0 до  $2000 \text{ A/m}^2$  в кислых растворах и в растворах, содержащих окислитель, приводит к линейному возрастанию коэффициента дезактивации стальных поверхностей, загрязненных  $^{204}\text{Tl}$ , в то время как дезактивация при тех же условиях в щелочном растворе неэффективна (табл. 11.20) [2].

Зависимость эффективности электрохимической дезактивации стальной загрязненной поверхности от химических свойств радионуклидов и от времени обработки в 0,1 н.  $HNO_3$ , полученная при значениях плотности тока  $500 \text{ A/m}^2$  и  $1000 \text{ A/m}^2$ , представлена в табл. 11.21 [2]. Из этих данных следует, что  $K_d$  линейно возрастает с увеличением времени дезактивации и плотности тока. Аналогичные эксперименты по дезактивации в 0,1 н.  $HNO_3$  алюминиевой поверхности, загрязненной теми же радиоактивными изотопами, показали, что  $K_d$  для некоторых радионуклидов достигает максимума при определенном значении плотности тока и затем уменьшается (табл. 11.22). Эти факты указывают на то, что нет единого режима электрохимической дезактивации различных радионуклидов, а  $K_d$  зависит также от материала обрабатываемой поверхности (табл. 11.19–11.22). Коэффициент электрохимической дезактивации зависит и от того, насколько хорошо была обработана металлическая поверхность, подвергнутая затем загрязнению радионуклидами. Из данных табл. 11.23 видно, что полированная поверхность дезактивируется в 0,2 н.  $H_2SO_4$  при плотности тока  $28 \text{ A/m}^2$  практически за 1 мин ( $K_d = 500$ ), в то время как необработанная поверхность даже за 10 минут дает значение  $K_d$ , равное 46.

Таблица 11.19

Результаты обработки образцов нержавеющей стали, загрязненных различными радионуклидами, путем погружения в воду, в кислый ДР и в ДР при наложении электрического поля при плотности тока 0,88 А/м<sup>2</sup> [3]

Дезактивация	Коэффициент дезактивации радионуклида				
	<sup>32</sup> P	<sup>59</sup> Fe	<sup>90</sup> Sr	<sup>141</sup> Ce	<sup>124</sup> Sb
Водой	1,6	1,1	2,2	2,4	1,3
Дезактивирующим раствором*	100	250	77	167	2,8
Дезактивирующим раствором* при наложении электрического поля	1000	1000	200	→ ¥	21

\* 41% H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub>, 11% H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>, 6% H<sub>2</sub>O, 42% глицерин.

Таблица 11.20

Коэффициент дезактивации при ступенчатой обработке (по 30 с) стальной поверхности, загрязненной <sup>204</sup>Tl, в зависимости от состава раствора и плотности тока

Дезактивирующий раствор	Плотность тока, А/м <sup>2</sup>			
	0	500	1000	2000
Кислый (0,2 н. HNO <sub>3</sub> )	9	112	278	330
Щелочной (0,1 н. KOH)	9	1,4	1,7	3,0
Окислитель (37,2% HClO <sub>4</sub> )	11	165	200	350

Таблица 11.21

Коэффициент дезактивации различных радионуклидов при электрохимической обработке стальных поверхностей в 0,1 н. HNO<sub>3</sub> в зависимости от времени обработки и плотности тока [2]

Время обработки, мин	Плотность тока, А/м <sup>2</sup>								
	500					1000			
	<sup>60</sup> Co	<sup>106</sup> Ru	<sup>124</sup> Sb	<sup>131</sup> I	<sup>137</sup> Cs	<sup>204</sup> Tl	<sup>106</sup> Ru	<sup>124</sup> Sb	<sup>131</sup> I
1	0	1,0	2,0	—	220	50	2,0	60	35
2	50	2,5	3,5	—	415	103	8,1	62	36
3	77	3,8	3,8	2,5	580	107	11,8	65	40
4	98	4,3	4,0	4,0	710	110	12,3	73	42

**Зависимость эффективности электрохимической обработки алюминиевой поверхности, загрязненной радионуклидами, от плотности тока (время обработки в каждом режиме равно 1 мин)[2]**

Плотность тока, А/м <sup>2</sup>	Коэффициент дезактивации радионуклида				
	<sup>60</sup> Co	<sup>106</sup> Ru	<sup>124</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>204</sup> Tl
0	250	2,6	1,8	123	51
44	1000	11,5	3,4	330	500
444	→ ¥	3,8	4,0	200	500

Таблица 11.23

**Зависимость коэффициента дезактивации от качества обработанной поверхности кислотоупорной стали в 0,2 н. H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> при плотности тока 28 А/м<sup>2</sup> [2]**

Качество обработки поверхности	Время дезактивации, мин		
	1	2	10
Необработанная	11	33	46
Шлифованная	67	83	100
Полированная	500	500	¥

При дезактивации стальных изделий, имеющих сложную конфигурацию поверхности, используют катоды из свинца, которым можно придать практически любую нужную форму. Для того, чтобы возможно точнее отрегулировать расстояние между дезактивируемой поверхностью и катодом, с целью избежать короткого замыкания при больших токах (кА/м<sup>2</sup>) и напряжениях порядка 30 В, между электродами помещают прокладку из войлока, сукна или фетра толщиной 1–2 мм, предварительно пропитанную дезактивирующим раствором. Такой способ называют полусухим [36, 42], и он практически не снижает коэффициент электрохимической дезактивации. При обработке сложных поверхностей и использовании больших плотностей электрического тока ( $5 \cdot 10^4$ – $7 \cdot 10^4$  А/м<sup>2</sup>) в качестве катода применяют щетку с углеродной тесьмой, имеющей удельное сопротивление  $10^{-2}$ – $10^{-3}$  Ом · см, которая препятствует короткому замыканию и увеличивает скорость обработки поверхности до 6 м<sup>2</sup>/ч [56]. К недостаткам электрохимического способа дезактивации относятся агрессивность используемых растворов (кислоты), наличие электрического напряжения при больших токах и необходимость применения дорогостоящего оборудования. В [57] предлагается способ электрохимической дезактивации стальных загрязненных поверхностей с применением неагрессивных электролитов. Метод основан на применении расходоуемого электрода из углеродистой стали, которая восстанавливает оксиды трехвалентного железа на поверхности оборудования и переводит их в водорастворимое двухвалентное состояние. По эффективности предлагаемый метод не уступает обработке в агрессивных растворах.

### 11.6.2. Повышение эффективности дезактивации с помощью ультразвуковых колебаний в растворе

Дезактивация при наложении ультразвуковых (УЗ) колебаний основана на возбуждении упругих колебаний в жидкой среде, в которой находится загрязненный объект. Передача УЗ-колебаний от генератора дезактивирующему раствору осуществляется с помощью стриктера (преобразователя), который помещается в раствор. Возникшие в растворе колебания

воздействуют на обрабатываемую поверхность, что приводит к удалению части поверхности вместе с находящимися в ней радионуклидами. Процесс дезактивации происходит под действием переменного звукового давления и эффекта кавитации в жидкости.

Звуковое давление  $p$  на поверхность со стороны УЗ-колебаний жидкости можно выразить при помощи полуэмпирической формулы:

$$p = \frac{\sqrt{20\rho v_3 I}}{9,81}, \quad (11.66)$$

где  $\rho$  — плотность жидкой среды;  $v_3$  — скорость звука в данной среде;  $I$  — интенсивность звука. Кавитация заключается в образовании в сплошной жидкой среде разрывов и пузырьков, заполненных парами жидкости. В результате сжатия и захлопывания этих пузырьков образуются гидравлические удары, сила которых зависит от амплитуды и частоты УЗ-колебаний, от температуры жидкости и от других факторов.

Под действием УЗ-поля ускоряются ионный обмен и диффузия радионуклидов от поверхности в раствор, что интенсифицирует процесс дезактивации и повышает ее эффективность. При наличии оксидных пленок на поверхности происходит их интенсивное разрушение [43].

Кроме того, при действии УЗ-колебаний в растворе возникает акустическое течение, которое способствует интенсивному перемешиванию среды и поступлению свежих порций дезактивирующего раствора к обрабатываемой поверхности. Изменение давления внутри газовых пузырьков и их захлопывание вызывает дробление радиоактивных загрязнений, находящихся в жидкости, способствует процессам эмульгирования и суспендирования, что придает раствору коллоидные свойства. Вследствие этих процессов радиоактивные загрязнения удерживаются в дезактивирующем растворе, чем предотвращается повторное загрязнение поверхности. Эффективность дезактивации при наложении УЗ-колебаний зависит от параметров УЗ-поля, состава дезактивирующего раствора и условий загрязнения объектов. Основными параметрами УЗ-поля являются удельная мощность генератора-преобразователя  $W_{уд}$  и частота колебаний, которые связаны соотношением:

$$W_{уд} = \frac{IU\eta_{np} \cos\varphi}{S_{np}}, \quad (11.67)$$

где  $IU$  — потребляемая генератором мощность;  $I$  и  $U$  — сила тока и напряжение в сети;  $j$  — угол сдвига между напряжением и током;  $\eta_{np}$  — коэффициент полезного действия стриктера;  $S_{np}$  — площадь мембраны стриктера.

Установлено, что при дезактивации загрязненных тканей максимальное значение  $K_d$  достигается при удельной мощности преобразователя в пределах 13–17 кВт/м<sup>2</sup> [2]. При удельной мощности преобразователя выше определенного значения возникает большое число кавитационных полостей и пузырьков, которые отражают и рассеивают звуковые волны. В этих условиях возрастают турбулентные потоки в жидкости, которые уносят часть пузырьков от обрабатываемой поверхности и снижают коэффициент дезактивации.

Если удельная мощность преобразователя ниже 10 кВт/м<sup>2</sup>, то кавитационный режим не достигается и  $K_d$  будет примерно таким же, как при обычном интенсивном перемешивании раствора без наложения УЗ-колебаний. Поэтому удельная мощность преобразователя должна быть в пределах 10–50 кВт/м<sup>2</sup>, и ее оптимальное значение в конкретных случаях устанавливается экспериментально.

С увеличением частоты колебаний возрастает кавитация в растворе, что должно увеличивать скорость дезактивации и  $K_d$ . Однако, как это следует из данных табл. 11.24 [2], это предположение не подтверждается, что, по-видимому, объясняется уменьшением длительности фазы низкого давления, при которой должны возникать кавитационные пузырьки. С увеличением частоты колебаний растет эффект УЗ-затемнения и поглощение УЗ-колебаний средой, что также

приводит к снижению  $K_d$ . В [42] рекомендуется при дезактивации загрязненных поверхностей использовать частоты в пределах 20–100 кГц. При дезактивации нержавеющей стали в 0,1 н.  $H_2SO_4$  при оптимальной частоте 30 кГц  $K_d$  равен 315. В том же растворе оптимальная частота обработки углеродистой стали равна 20 кГц, и при этом коэффициент дезактивации достигает 1000.

При применении УЗ-колебаний  $K_d$  зависит от состава раствора. Использование УЗ-колебаний с растворами, содержащими ПАВ, практически не приводит к изменению значений  $K_d$  при дезактивации материалов на основе полистирола, полиэтилена, целлюлозы, поливинилхлорида. В водных растворах ПАВ улучшает смачивание, что затрудняет кавитацию, а образующаяся в растворе пена способствует отражению и рассеиванию УЗ-колебаний. Для уменьшения пенообразования в растворы, содержащие ПАВ, при дезактивации с наложением УЗ-колебаний рекомендуется вводить кислоты.

Водные растворы азотной и серной кислот дают высокие значения  $K_d$  как при дезактивации стали, так и хлопчатобумажной (х/б) ткани при частоте УЗ-колебаний 80 кГц и удельной мощности преобразователя 37 кВт/м<sup>2</sup> (табл. 11.25) [2]. В том же УЗ-поле использование 2 % ПАВ дает  $K_d$  для стали, равное 9, и для х/б ткани — 2.

Эффективность дезактивации нержавеющей стали растворами при наложении УЗ-колебаний можно сравнить с эффективностью обработки обычными способами, что демонстрируется данными, приведенными в табл. 11.26 [2]. Из этой таблицы следует, что при наложении УЗ-колебаний время дезактивации составляет всего 2–3 мин, и при этом  $K_d$  выше в 7–20 раз.

Таблица 11.24

**Эффективность дезактивации металлических поверхностей при двух различных частотах ультразвуковых колебаний в растворе**

Частота УЗ-колебаний в растворе, кГц	$K_d$ для поверхностей из металлов			
	Zn	Pb	Ni	Al
800	5,6	1,7	7,7	5,6
3000	5,9	1,8	5,6	5,6

Таблица 11.25

**Эффективность дезактивации нержавеющей стали и хлопчатобумажной ткани в зависимости от состава водных растворов при наложении УЗ-колебаний частотой 80 кГц и удельной мощностью 37 кВт/м<sup>2</sup>**

Состав водного дезактивирующего раствора	$K_d$ для стали	$K_d$ для х/б ткани
0,1 н. $HNO_3$	1000	40
0,1 н. $H_2SO_4$	445	47
2% ПАВ	9	2

**Эффективность дезактивации поверхности  
нержавеющей стали различными способами**

Способ обработки	Время обработки, мин	$K_d$
Протирка вручную	60–90	10,0
Окунание и перемешивание	10–15	3,3
Струей воды	10–20	6,6
При наложении УЗ-колебаний	2–3	67

УЗ-колебания используют и с органическими дезактивирующими растворами, например при обработке загрязненных тканей. Повышение температуры дезактивирующего раствора способствует увеличению эффективности дезактивации, т. к. при этом снижается порог кавитации. Дезактивация растворами с использованием УЗ-колебаний применяется для обработки изделий из металла, полимерных материалов, кожи, стекла, тканей как при поверхностных, так и при

## 11.7. Применение пленок и покрытий различного состава

### 11.7.1. Назначение и состав пленок и покрытий

В зависимости от назначения пленки разделяют на три группы: изолирующие, дезактивирующие и локализирующие [50]. Изолирующие пленки и покрытия предохраняют поверхность объектов, принимая радиоактивность на себя. Локализирующие пленки наносят на уже загрязненную поверхность, и они сдерживают дальнейшее распространение радиоактивности. Действие дезактивирующих пленок состоит в том, что при контакте с загрязненной поверхностью они захватывают радионуклиды и удаляются вместе с ними. В качестве пленок и покрытий используют лакокрасочные материалы, гидрофобизирующие составы и полимерные композиции. Применяют водные, спиртовые и водно-спиртовые растворы полимеров (поливиниловый спирт, поливинилбутираль, латексы, сополимеры винилацетата с этиленом и др). [21]. Для того, чтобы пленки обладали необходимыми физико-механическими свойствами, такими как эластичность, адгезионная способность и прочность, в состав полимерных композиций добавляют пластификаторы (трибутилфосфат и глицерин) и наполнители, ПАВ, пигменты, сорбенты. Для связывания радионуклидов в составы пленок вводят ряд химических веществ, таких как органические и минеральные кислоты, растворимые фторидные соединения, окислители, комплексообразователи и др. На поверхность наносят или готовые пленки, или составы в виде жидких растворов или суспензий, которые затем затвердевают, формируя пленку. Для отрыва пленки от поверхности необходимо, чтобы сила адгезии  $f_{ад}$  была меньше силы когезии  $f_k$ , которая характеризует связь внутри материала самой пленки:

$$f_{ад} < f_k. \quad (11.68)$$

Если условие (11.68) не выполняется, то происходит разрыв пленки и возникают трудности при практическом использовании таких пленок. Пленки из поливинилового спирта, натурального латекса с различными добавками характеризуются тем, что для них когезионная прочность всегда выше адгезионной [51, 52].

Кроме механического удаления пленок применяется также «мокрый» способ удаления. Например, с помощью струи воды удаляют дезактивирующие покрытия на основе глин и других сорбентов или растворами смывают пасты и латексные композиции.

## 11.7.2. Изолирующие покрытия

Изолирующие покрытия в виде тонких пленок толщиной, соизмеримой с размером молекул, формируются на основе кремнийорганических композиций. При обработке поверхности препаратами, содержащими кремнийорганические соединения, происходит модификация поверхности, и она приобретает гидрофобные свойства, что снижает адгезию радиоактивных веществ и способствует дезактивации. Однако такие пленки со временем теряют свои изолирующие свойства и являются временными, что, например, наблюдалось при их использовании при покрытии транспортных средств в Чернобыле.

Хорошо зарекомендовали себя более толстые лакокрасочные покрытия (толщиной более 100 мкм), в состав которых входит эпоксидный олигомер.

Таблица 11.27

**Результаты дезактивации изолирующего покрытия на основе эпоксиолигомера после предварительного механического или радиационного воздействия дозой 3,3 МГр [53]**

Дезактивирующая среда	Коэффициент дезактивации		
	Без истирания и облучения	После истирания	После облучения
Вода	630	380	560
Дезактивирующий раствор с ПАВ	2170	650	187
Дезактивирующий раствор с кислотой	5530	2720	3220

Таблица 11.28

**Эффективность дезактивации водным раствором СФ-2У строительных материалов с покрытием изолирующей пленкой до загрязнения и без него**

Строительный материал	Коэффициент дезактивации		
	Без покрытия	Органосиликатное покрытие	Метилполиамидное покрытие
Красный кирпич	1,4	300	350
Силикатный кирпич	1,3	175	500
Бетон	1,1	125	300

В экспериментах [53] в эпоксидный олигомер добавляли (до 65 об. %) различные пигменты и наполнители: оксид титана, смесь кварца и цветного порошка. После отверждения покрытия на поверхность наносили радионуклиды и проводили дезактивацию растворами или водой. Предварительно (для проверки эксплуатационных качеств покрытия) его подвергали истиранию или облучению дозой 3,3 МГр. Результаты этих экспериментов, приведенные в табл. 11.27, показывают, что только процесс истирания значительно снижает коэффициент дезактивации, который оказался очень высоким для лакокрасочного покрытия данного состава. В этой же работе установлено, что после отверждения эпоксидного покрытия его можно подвергнуть модификации  $\gamma$ -излучением дозой в пределах 0,1–0,2 МГр, и при этом коэффициент дезактивации раствором СФ-3К увеличивается в 10 раз. Данный факт указывает на то, что облучение  $\gamma$ -квантами отвержденного эпоксиолигомера приводит к дополнительному сшиванию молекул и уменьшению пористости покрытия. Эпоксидные составы использовались для окраски помещений и палубы



атомного ледокола «Арктика» и плавбазы «Имандра» и показали хорошие качества как при эксплуатации, так и при дезактивации. В качестве изолирующих материалов в Чернобыле хорошо себя зарекомендовали также хлорвиниловые покрытия [54]. Изолирующие покрытия строительных материалов (кирпич, бетон) органосиликатной или метилполиамидной пленкой приводят к тому, что при их дезактивации водным раствором СФ-2У  $K_d$  увеличивается в 110–500 раз по сравнению с  $K_d$  для этих же материалов без покрытий (табл. 11.28). Особенно хорошо себя зарекомендовало метилполиамидное покрытие на силикатном кирпиче, где  $K_d = 500$ , по сравнению с  $K_d = 33$  без покрытия.

### 11.7.3. Дезактивация методом нанесения и удаления пленок

В данном случае дезактивирующее действие осуществляется внутренней частью пленки, соприкасающейся с загрязненной поверхностью. При этом материал пленки должен проникать во все неровности, выемы и поры загрязненной поверхности, чтобы полнее извлечь радиоактивные загрязнения. Радионуклиды захватываются пленкой и проникают внутрь ее в результате диффузии. Пленки в основном формируются на поверхности, которую надо дезактивировать, и после отверждения пленку снимают вместе с радионуклидами. Иногда используют готовые липкие пленки.

Применяют также двухстадийный способ нанесения дезактивирующей пленки. Сначала наносят жидкую композицию десорбирующего раствора, содержащую, например, щавелевую кислоту,  $Al_2(SO_4)_3$ ,  $Fe(NO_3)_3$  и другие соли, которая проникает в поры поверхности и захватывает радионуклиды. После того, как раствор высыхает, сверху наносится пленкообразующий жидкий состав, и затем после отверждения все снимается вместе с захваченными радионуклидами. Эффективность дезактивации определяется коэффициентом переноса, который равен доле радиоактивности, перешедшей на пленку, и связан с  $K_d$  следующим образом:

$$K_n = \frac{A_n - A_k}{A_n} = \frac{K_d - 1}{K_d}, \quad (11.69)$$

где  $K_n$  — коэффициент переноса активности;  $(A_n - A_k)$  — активность, перешедшая на пленку.

При дезактивации липкими пленками на основе полиэтилена и поливинилхлорида получены следующие величины  $K_d$ : для кирпича — 1,7 и для нержавеющей стали — 100, что соответствует значениям  $K_n$ , равным 0,41 и 0,99 [2].

Более высокую эффективность показали водорастворимые пленки, содержащие мочевино-формальдегидный олигомер, которые формировались на загрязненной поверхности и при различных условиях обеспечивали  $K_d$  в пределах от 175 до 1200.

Для формирования дезактивирующих пленок, содержащих фторлоновый (эпоксифторопластовый) лак и другие компоненты, используются органические растворители: ацетон, толуол, бутилацетат.

Оценить эффективность дезактивирующей удаляемой пленки на основе поливинилбутирала для различных материалов, в зависимости от числа циклов, можно по экспериментальным данным, представленным в табл. 11.29 [2]. В этих экспериментах после каждого нанесения пленки проводилась четырехмесячная выдержка, что позволило удалять глубинные загрязнения, и это особенно заметно по результатам 3-го цикла. Для дезактивации окрашенных поверхностей в Чернобыле применяли пленки на основе поливинилового спирта с добавкой раствора КОН. Пленки имели толщину 0,25–0,5 кг/м<sup>2</sup>, и для усиления их прочности на разрыв армировались марлей [21]. Из данных, приведенных в табл. 11.30, следует, что коэффициент дезактивации этим методом окрашенных строительных материалов низкий по сравнению, например, с  $K_d$ , полученными при дезактивации металлических поверхностей (табл. 11.29).

**Эффективность дезактивирующих снимаемых пленок на основе поливинилбутирала для поверхностей из различных материалов в зависимости от числа циклов и при экспозиции одного цикла 4 месяца**  
(загрязнение оценивалось по  $\beta$  – активности)[2]

Материал поверхности	Начальное загрязнение $A_n, 10^6 \times \text{Бк/м}^2$	Результаты дезактивации			
		1-го цикла		3-го цикла	
		Конечное загрязнение, $A_{к1}, 10^3 \times \text{Бк/м}^2$	$K_{д1}$	Конечное загрязнение, $A_{к3}, 10^3 \times \text{Бк/м}^2$	$K_{д3}$
Нержавеющая сталь	3,2	25	128	1,6	2000
Титан	2,3	380	6	23	100
Алюминий	2,2	41	54	10	220
Стекло	2,2	55	40	13	169
Пластикат 57–40	1,7	26	65	—	→ ¥
Эпоксидная эмаль	1,8	23	78	—	→ ¥

Для повышения коэффициента дезактивации при обработке таких поверхностей применяли травильно-десорбирующие пасты, в состав которых входил минерал пеназолин в смеси с различными кислотами [28]. После нанесения и выдержки паста смывалась водой. Коэффициент дезактивации бетона и кирпича увеличивался при этом в 8–12 раз. Для дезактивации поверхностей при низких температурах применяют пленки на основе поливинилового спирта, содержащие соединения типа оксиэтилированного алкилфенола, затвердевающие даже при низких температурах (до  $-15^\circ\text{C}$ ) [55].

Таблица 11.30

**Результаты дезактивации поверхностей, окрашенных масляными красками, с помощью пленок на основе поливинилового спирта [21]**

Окрашенный материал	Начальное загрязнение, $10^3 \times \text{Бк/м}^2$	Конечное загрязнение, $10^3 \times \text{Бк/м}^2$	$K_d$	$K_n$
Древесно-стружечная плита	1,5	0,45	3	0,66
Штукатурка, дерево, фанера	1,0	0,33	3	0,66
Бетон, кирпич	1,5	0,33	4	0,75
Керамическая плитка	200	20	10	0,90

#### 11.7.4. Локализация радиоактивных загрязнений эмульсиями и твердеющими составами

Локализирующие покрытия наносят на загрязненную поверхность для фиксации и предотвращения распространения радиоактивных загрязнений. Для предотвращения переноса радионуклидов от загрязненной местности в виде радиоактивной пыли в Чернобыле использовали битумные эмульсии, составы на основе жидкого стекла, растворы сульфатно-спиртовой барды и полимерные композиции, которые наносили на радиоактивный грунт. При норме расхода раствора 3,0–4,5 л/м<sup>2</sup> состав проникает на глубину 1,5–2 мм и затвердевает, захватывая при этом радиоактивные вещества, предотвращая их распространение.

Одним из основных компонентов пылесвязующих составов для грунта является жидкое стекло (составы ЖС и МБ). Растворимое жидкое стекло состоит из Na<sub>2</sub>O · *m*SiO<sub>2</sub> или K<sub>2</sub>O · *m*SiO<sub>2</sub>, где *m* — число молекул SiO<sub>2</sub> — находится в пределах 2–4,5. Время затвердевания композиций на основе жидкого стекла составляет 2–12 ч и зависит от вводимых модификаторов.

Хорошо зарекомендовала себя сложная локализирующая композиция, включающая в себя 1,5–2 % карбоксилметилцеллюлозы и 1,5–2 % мочевино-формальдегидного олигомера [21]. Срок эксплуатации такого покрытия составил 12 месяцев при количестве осадков до 600 мм и воздействии γ-излучения дозой до 10<sup>5</sup> Гр.

Локализирующие покрытия применяются также для фиксации загрязнений на горизонтальных и вертикальных поверхностях бетонных конструкций.

### 11.8. Дезактивация воды

#### 11.8.1. Радиоактивные загрязнения воды и оценка методов очистки

Загрязненную воду в зависимости от условий образования разделяют условно на промышленные сбросы и так называемые траперные воды [2]. К промышленным сбросам относят загрязненную воду контуров ЯЭУ, растворы после дезактивации этих контуров и растворы, образовавшиеся при аварийных выбросах. К траперным относят отработанные дезактивирующие растворы, воду из санпропускников и спецпрачечных, воды фильтров и другие малоактивные жидкие отходы, суммарный объем которых составляет несколько десятков тысяч кубических метров в год. Кроме того, очистке может быть подвергнута вода дождевых стоков, колодцев, небольших прудов, озер и даже рек, как это было во время чернобыльской аварии. Радиоактивные загрязнения в очищаемой воде могут находиться в виде ионов, анионов, коллоидных частиц, взвесей и осадков. Подлежащие очистке использованные дезактивирующие растворы могут содержать сорбенты, ПАВ и другие примеси, которые иногда необходимо извлечь или разрушить. Загрязненность воды (растворы, стоки, водоемы) характеризуется концентрацией в ней радионуклидов, которая выражается в Бк/м<sup>3</sup>, а эффективность дезактивации оценивается коэффициентом очистки  $K_{оч}$ :

$$K_{оч} = \frac{A_{вн}}{A_{вк}}, \quad (11.70)$$

где  $A_{вн}$  и  $A_{вк}$  — концентрация радиоактивных веществ (объемная концентрация) до и после дезактивации воды.

Требуемый коэффициент очистки можно представить выражением:

$$K_{очтр} = \frac{A_{вн}}{A_{дк}}, \quad (11.71)$$

где  $A_{дк}$  — допустимая концентрация данного радионуклида в воде [1].

Важнейшим параметром, характеризующим очистку воды, является степень очистки  $\eta$ , которая определяется соотношением:

$$\eta = \frac{A_{\text{вн}} - A_{\text{вк}}}{A_{\text{вн}}} 100 \%. \quad (11.72)$$

Соответственно требуемое значение степени очистки воды можно выразить следующим образом:

$$\eta_{\text{тп}} = \frac{A_{\text{вн}} - A_{\text{дк}}}{A_{\text{вн}}} 100 \%. \quad (11.73)$$

## 11.8.2. Методы дезактивации воды

Радиоактивные частицы, находящиеся в воде, под действием гравитационного поля подвергаются седиментации, и тем самым в какой-то степени происходит самопроизвольная очистка воды. В условиях свободного оседания сила, воздействующая на частицу, равна  $mg$ , а скорость оседания описывается уравнением Стокса:

$$v = \frac{d^2(\rho - \rho_0)g}{18\eta}, \quad (11.74)$$

где  $d$  — диаметр частиц;  $\rho$  и  $\rho_0$  — плотность материала частиц и раствора;  $\eta$  — вязкость водного раствора, которая для воды при  $20^\circ\text{C}$  равна  $1,002 \cdot 10^{-3}$  Па · с [66];  $g$  — ускорение силы тяжести. Формула (11.74) справедлива для частиц диаметром от 1 мкм до 100 мкм, имеющих форму, близкую к шарообразной. Для частиц диаметром 10 мкм и 90 мкм и плотностью  $2 \cdot 10^3$  кг/м<sup>3</sup> скорость оседания в воде, оцененная по формуле (11.74), составляет соответственно  $5,4 \cdot 10^{-5}$  м/с и  $4,4 \cdot 10^{-3}$  м/с. Следовательно, минимальное время оседания частиц диаметром 10 мкм в литровом сосуде высотой 20 см составит около 1 часа. С уменьшением диаметра частиц (см. формулу (11.74)) скорость оседания уменьшается прямо пропорционально квадрату диаметра частиц и, следовательно, время оседания может составлять несколько суток. Снизить время очистки, используя этот метод, можно за счет увеличения ускорения, т. е. центрифугированием или путем увеличения размера радиоактивных частиц, введя в раствор так называемые флокулянты. В качестве флокулянтов применяют полимеры, такие как полиакриламид, т. е. полимерные молекулы, которые образуют между радиоактивными частицами, находящимися в воде во взвешенном состоянии, своеобразные мостики, что приводит к укрупнению частиц и к более быстрому их оседанию и, следовательно, к очистке воды.

Центрифугирование интенсифицирует процесс оседания, а также дает возможность избавиться от радиоактивных загрязнений, находящихся в растворенном виде в смеси с органической жидкостью [58]. При дезактивации такой смешанной жидкости сначала центрифугированием отделяются от органической части твердые радиоактивные (неорганические) частицы. Затем из этой органической жидкости экстрагируют растворенные радионуклиды путем смешивания ее с водным раствором этилендиаминтетрауксусной кислоты (ЭДТА), которая образует с радионуклидами растворимые в воде соединения. При экстракции используют также нитрилтриацетатную кислоту и некоторые неорганические кислоты. Далее центрифугированием опять отделяют водную фракцию вместе с радиоактивными веществами, получая, таким образом, очищенную органическую фракцию.

Фильтрацией называют очистку жидкости путем осаждения взвешенных примесей на поверхности фильтра. В качестве фильтрующей шихты применяют кварцевый песок, дробленые природные минералы и искусственные сорбенты, которые в фильтре помещаются между двумя сетками. При движении раствора, содержащего радионуклиды в виде частиц, происходит осаждение этих частиц в лабиринтах микро- и макропор фильтра. Основная масса радиоактивных частиц задерживается внешним слоем шихты фильтра и, следовательно, остальная большая часть шихты слабо участвует в очистке воды.

Среди параметров, характеризующих качество фильтрации, большое значение имеют степень очистки — соотношение (11.72) и коэффициент проскока  $K_n$ , которые связаны соотношением:

$$K_n = 1 - \eta = \frac{A_{\text{ПК}}}{A_{\text{ФН}}} \quad (11.75)$$

Производительность фильтра характеризуется скоростью фильтрации жидкости,  $\text{м}^3/\text{ч}$ , прошедшей через сечение фильтра площадью  $1 \text{ м}^2$ , т. е. измеряется в  $\text{м}/\text{ч}$ .

Для сравнения качества различных фильтров оценку их сопротивления проводят при одной и той же скорости фильтрации  $1 \text{ см}/\text{с}$  (эталонная скорость). Если при эталонной скорости фильтрации  $1 \text{ см}/\text{с}$  сопротивление данного фильтра равно  $\Delta p_{\text{Ф0}}$ , то фактическое сопротивление при скорости фильтрации  $v_{\text{Ф}}$  будет равно:

$$\Delta p_{\text{ФV}} = \Delta p_{\text{Ф0}} v_{\text{Ф}} \quad (11.76)$$

В качестве комплексного показателя фильтрации используется отношение логарифма коэффициента проскока  $K_n$  к перепаду давления при эталонной скорости:

$$\xi = \frac{-\lg K_n}{\Delta p_{\text{Ф0}}}$$

где  $\Delta p_{\text{Ф0}}$  — эталонный перепад давления (при  $v = 1 \text{ см}/\text{с}$ ), измеренный в  $\text{мм вод. столба}$ .

Чем выше коэффициент фильтрации, тем более эффективен сам процесс фильтрации — больше производительность фильтра и полнота улавливания радиоактивных загрязнений (меньше коэффициент проскока). Для обычных волокнистых фильтров, применяемых в атомной энергетике, величина  $\xi$  составляет  $0,2-0,3$ , а для фильтров Петрянова коэффициент фильтрации на порядок выше. Очистка воды фильтрацией часто применяется в комбинации с методом ионообменной адсорбции [45, 60, 61]. При очистке контуров АЭС раствором щавелевой кислоты активность раствора в основном обусловлена радионуклидом  $^{60}\text{Co}$ , который находится в дезактивирующем растворе в виде катионов ( $80-99\%$ ) и в дисперсном состоянии в виде шлаков ( $1-20\%$ ). При пропускании такого раствора через катионит (смола Ку) коэффициент очистки достигает  $100$  и в колонках, кроме захвата  $^{60}\text{Co}$  по обменной реакции, происходит механическое осаждение шлака, содержащего  $^{60}\text{Co}$ . Однако при этом в растворе остаются радионуклиды железа, которые находятся в комплексе в виде анионов  $[\text{Fe}(\text{C}_2\text{O}_4)_3]^{3-}$ , и радионуклиды хрома в виде анионов  $\text{CrO}_4^{3-}$ . Для очистки от анионов в данном случае используют анионит АВ-17. Очистку тяжелой воды реакторов НВР от  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ , находящихся в ионной форме, осуществляют с помощью селективного сорбента  $[\text{K}_2\text{CoFe}(\text{CN}_6)]$ , импрегированного  $4\%$ -м водным раствором поливинилового спирта и синтетической ионообменной смолой [62]. В этом процессе при наложении электрического поля (электродиализ) удалось полностью удалить радионуклиды и в  $10$  раз сократить расход сорбента на очистку воды. Для очистки сточных вод от радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Pr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  использовались колонки, содержащие смесь сорбентов из вермикулита и клиноптилолита [63]. Активность сточных вод колебалась от  $1,92 \cdot 10^4$  Бк/л до  $9,25 \cdot 10^6$  Бк/л. После пропускания  $1500$  колоночных объемов коэффициент очистки по  $\gamma$ -активным нуклидам составил  $5 \cdot 10^3$ , а по  $\beta$ -активным —  $9 \cdot 10^2$ . Этот же комбинированный сорбент испытывали при очистке модельного раствора, содержащего  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{60}\text{Co}$  активностью  $3,7 \cdot 10^6$  Бк/л, и получили коэффициент очистки в пределах  $104-105$ .

Для повышения производительности фильтрующей шихты применяли синтезированные неорганические соединения на основе фосфатов и гексацианферритов циркония [64]. Такие адсорбенты обладали селективностью по отношению к радионуклидам цезия и обеспечивали значительный ресурс работы фильтра, который исчислялся  $100$  тысячами колончатых объемов.

Очистка вод колодцев, озер, рек и стоков в них в основном осуществляется с помощью сорбентов природного происхождения. Одни и те же радионуклиды иода, стронция, рубидия, кобальта и других элементов в озерах и реках могут находиться в различных состояниях: в виде ионов, комплексных соединений, коллоидных частиц и в виде нерастворимого осадка, который в основном смешивается с илом. Наибольшую опасность представляют радионуклиды, растворенные в воде. Для очистки от них во время чернобыльской аварии в реку Припять сбрасывали с вертолетов такие сорбенты, как цеолиты и силикагель. Чтобы грязные стоки ручьев не попали в реки и озера, на их пути сооружались дамбы, содержащие природные сорбенты. Для выявления наиболее эффективных природных сорбентов были проведены испытания путем смешения навески сорбента с определенным объемом раствора, содержащего радионуклиды  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{106}\text{Ru}$  [65]. Из табл. 11.31, в которой представлены результаты этих исследований, следует, что наиболее эффективным природным сорбентом для всех исследованных радионуклидов оказалась глина Дашуковского месторождения с добавкой NaCl, которая и была рекомендована для использования в Чернобыле.

Таблица 11.31

**Степень очистки растворов от радионуклидов  
с помощью природных сорбентов в статическом режиме [65]**

Природный сорбент	Степень очистки воды от радионуклида, %			
	$^{144}\text{Ce}$	$^{134}\text{Cs}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{106}\text{Ru}$
Глина Дашуковского месторождения	99,0	97,1	98,1	85,8
Глина Дашуковского месторождения с доб. NaCl	100	100	100	100
Бентонит (Болгария)	22,8	96,1	98,0	0
Глина Бураковки	44,4	98,2	97,8	46,7
Песок Копачи	16,7	91,2	90,5	24,2
Грунт	0	72,8	70,9	0

Для очистки колодцев и водоемов от радионуклидов цезия и стронция в Чернобыле применяли природный клиноптилолит и ферроцианидный сорбент [21]. После очистки воды с помощью этих сорбентов концентрация радионуклидов не превышала 1,8 Бк/л, что ниже допустимых норм.

Очистка слабоактивных дождевых стоков, в том числе в Чернобыле, проводилась в открытых железобетонных емкостях (картах). Эти емкости были разделены на вертикальные ячейки, выходы из которых содержали фильтрующую шихту, состоящую из 30 см щебня, 30 см песка и 200 см природного сорбента и слоя ионита. При прохождении через такой фильтр вода очищалась от радионуклидов, и мощность дозы уменьшалась в 100 раз. Отфильтрованная вода затем поступала в открытый пруд-охладитель. Более радиоактивная вода предварительно поступала в аккумулярующие емкости, в которых она очищалась седиментацией. Затем из аккумуляющей емкости с помощью плавучей насосной станции вода подавалась в карты для дальнейшей очистки. Производительность одной карты равнялась 1470 м<sup>3</sup>/сутки, а степень очистки по  $^{137}\text{Cs}$  составляла 98–99 %, по суммарной  $\gamma$ -активности — 94–95 % и такой же — по общей  $\beta$ -активности.

В процессе фильтрации воды (раствора) радиоактивное загрязнение остается на фильтре, по истечении определенного времени фильтры забиваются, и их необходимо регенерировать или захоранивать вместе с радионуклидами. Этого недостатка практически нет в методе очистки воды с помощью мембран [28]. К числу мембранных способов очистки относятся обратный осмос и ультрафильтрация. При прохождении через полупроницаемую перегородку из первого сосуда во

второй раствор создает во втором сосуде повышенное давление воды [66]. Величина разности столбов жидкости между вторым и первым сосудами называется осмотическим давлением. Если во втором сосуде искусственно создать давление больше осмотического, то из него в первый сосуд будет переходить только чистая вода, а оставшиеся радионуклиды будут концентрироваться во втором сосуде. Давление, обусловленное осмотическим эффектом, колеблется в широких пределах и может составлять 0,5–10 МПа. Обратный осмос ускоряют путем наложения постоянного электрического поля. Такой процесс называют электроосмосом или диализом.

Осмотическое давление коллоидных растворов мало, и их очистку можно осуществлять тоже при помощи мембран, но только за счет эффекта ультрафильтрации, когда через мембрану проходят более мелкие молекулы солей и воды, а коллоидные частицы и органические молекулы задерживаются. При очистке воды за счет ультрафильтрации или осмотического эффекта, используемые мембраны не забиваются радиоактивными загрязнениями, которые концентрируются в растворе. Для мембранной очистки воды требуется энергии почти в 10 раз меньше по сравнению с другими способами [2]. В то же время использование мембранных методов имеет ряд ограничений. Наиболее предпочтительно применять обратный осмос для переработки растворов с содержанием 0,5–5 г/л. При меньших концентрациях целесообразнее использовать ионный обмен, обеспечивающий более качественное обессоливание, а при высоких — упаривание, так как в этом случае при обратном осмосе значительно возрастает рабочее давление и ухудшается очистка. Максимальное содержание концентрата, достигаемое в процессе обратного осмоса, лимитируется его осмотическим давлением, а также местным увеличением концентрации солей на границе мембрана—раствор (концентрационная поляризация).

Нижний предел засоленности растворов, при котором целесообразно использовать электродиализ, — 200–400 мг/л. При меньших значениях резко падает электрическая проводимость растворов. Верхний предел зависит от нескольких факторов, главный из которых — экономический, так как затрачиваемая в этом процессе электроэнергия пропорциональна количеству удаляемых ионов. Концентрирование ограничивается паразитными явлениями осмоса и электроосмоса, возможностью переноса продуктов диссоциации воды (что ограничивает рост плотности тока) и отложениями солей на мембранах при достижении произведений растворимости этих солей.

Максимальное содержание коллоидной фазы в растворах, подвергающихся очистке ультрафильтрацией, не должно превышать нескольких массовых процентов. В противном случае эффективному протеканию процесса начинает препятствовать гелевая поляризация — процесс, аналогичный концентрационной поляризации при обратном осмосе.

Таблица 11.32

**Допустимая концентрация некоторых радионуклидов в рабочих помещениях персонала (категория А) и в атмосферном воздухе [1]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Допустимая концентрация, Бк/м <sup>3</sup>	
		в рабочих помещениях (персонал группы А)	в атмосферном воздухе
<sup>3</sup> H	12,30 г.	$4,4 \cdot 10^5$	$1,9 \cdot 10^3$
<sup>14</sup> C	5730 лет	$1,4 \cdot 10^4$	$4 \cdot 10^5$
<sup>60</sup> Co	5,27 лет	$8,3 \cdot 10^2$	11
<sup>90</sup> Sr	29,1 г.	53	2,7
<sup>131</sup> I	8,04 сут.	$4 \cdot 10^2$	7,3
<sup>134</sup> Cs	2,062 г.	$1,2 \cdot 10^3$	19

$^{137}\text{Cs}$	30 лет	$1,7 \cdot 10^3$	27
$^{144}\text{Ce}$	284,3 сут.	$1,6 \cdot 10^2$	3,3
$^{235}\text{U}$	$7,04 \cdot 10^8$ лет	1,0	$3,7 \cdot 10^{-2}$
Уран естественный	—	2,4	$4 \cdot 10^{-2}$
$^{237}\text{Np}$	$2,14 \cdot 10^6$ лет	$3,8 \cdot 10^1$	$5,4 \cdot 10^{-3}$
$^{239}\text{Pu}$	$2,4 \cdot 10^4$ лет	$5,3 \cdot 10^1$	$2,5 \cdot 10^{-3}$

Эффективность удаления различных ионов методом обратного осмоса зависит от их заряда и размера, определяющих степень гидратации, и увеличивается с ростом этих характеристик. Коэффициент очистки по одновалентным ионам  $\text{Na}^+$ ,  $\text{K}^+$ ,  $\text{Cl}^-$ ,  $\text{NO}_3^-$ ,  $\text{HClO}_3^-$  составляет 15–20, по двухвалентным  $\text{Ca}^{2+}$ ,  $\text{Mg}^{2+}$  — 25–50, по  $\text{SO}_4^{2-}$  доходит до 100.

Растворы, направляемые на очистку от радиоактивных загрязнений электродиализом или обратным осмосом, как правило, проходят тщательную предварительную подготовку (коагуляция, ультрафильтрация), направленную на предотвращение забивки мембран взвесями и коллоидами.

Наиболее эффективным способом очистки воды является выпаривание. Очистка выпариванием осуществляется на специальных аппаратах. При этом получают чистую воду и концентрированный осадок радиоактивных веществ. Выпаривание проводят как при нормальном, так и при пониженном давлении. Нагрев загрязненной воды осуществляют с помощью теплообменников, в которые подается горячая вода или пар, внешним или внутренним нагревом выпарного аппарата электрическим током, а также путем непосредственного погружения в испаряемую жидкость специальных горелок [59]. Перед выпариванием загрязненную воду часто подвергают грубой очистке методом седиментации. Метод выпаривания на промышленных аппаратах дает довольно высокий коэффициент очистки, равный 104 [59]. В замкнутом цикле дезактивации при очистке траперных вод необходимо избавляться от находящихся в них ПАВ и моющих средств, поскольку они вспенивают воду и способствуют уносу радиоактивных загрязнений в конденсат, что снижает степень очистки. Избавляются от ПАВ методом озонирования раствора, применением мембранной технологии и электролиза, а также используют обычную фильтрацию и седиментацию.

## 11.9. Очистка воздуха

Высокая радиационная опасность радиоактивных аэрозолей объясняется проникновением их внутрь организма через органы дыхания и значительной эффективностью внутреннего облучения. Допустимые концентрации в атмосферном воздухе продуктов деления  $^{131}\text{I}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и, особенно, радионуклидов тяжелых элементов — урана, нептуния, плутония и других элементов, — как следует из табл. 11.32, ничтожно малы. Следовательно, и очистка выбрасываемого воздуха должна отвечать этим требованиям.

Очистка выбрасываемого в атмосферу воздуха осуществляется на всех этапах работ ядерно-энергетического цикла, при аварийных ситуациях и при ликвидации аварий. Так же, как и воду, очистку воздуха можно осуществлять седиментацией, фильтрацией фильтрами на основе тканей, сорбентов и других материалов, электрофильтрами и другими способами.

Эффективность очистки воздуха, как и воды, оценивается коэффициентом очистки (формула (11.70)):



$$K_{ок} = \frac{A_{вн}}{A_{вк}},$$

где  $A_{вн}$  и  $A_{вк}$  — объемная концентрация радиоактивных веществ до и после дезактивации загрязненного воздуха соответственно.

Аналогично определяются и степень очистки воздуха  $h$  (формула (11.72)) и коэффициент проскока  $K_n$  (формула (11.75)).

Поскольку плотность воздушной среды значительно меньше плотности радиоактивных частиц, то в формуле (11.74) плотностью среды  $\rho_0$  можно пренебречь, и выражение для скорости оседания примет вид:

$$v = \frac{d^2 \rho g}{18\eta} \quad (11.77)$$

Если принять вязкость воздуха равной  $1,8 \cdot 10^{-5}$  Па  $\times$  с [66], то скорость оседания частиц диаметром 90 мкм составит 0,6 м/с, а частиц диаметром 10 мкм —  $7,6 \cdot 10^{-3}$  м/с. Эти оценки сделаны по формуле (11.77) для плотности материала радиоактивных частиц  $2,5 \cdot 10^3$  кг/м<sup>3</sup>.

На АЭС монтируются приточные, циркуляционные и вытяжные вентиляционные системы [67]. В приточной системе воздух, подаваемый в помещения, предварительно проходит очистку от атмосферной пыли и при необходимости увлажняется, нагревается или охлаждается. Степень очистки достигает 90 %, что снижает возможность поступления неактивных частиц, которые могут стать центрами образования радиоактивных аэрозолей. Таким образом, рециркуляционная система обеспечивает необходимые температурно-влажностные условия для нормальной работы, а вытяжная система осуществляет очистку воздуха от аэрозолей и радионуклидов иода.

Вытяжная система создает разрежение в диапазоне 50–200 Па, с тем чтобы скорость движения воздуха в проемах дверей и люков была не меньше 0,3 м/с. В период проведения ремонтных работ скорость воздуха в проемах для необслуживаемых помещений должна быть не менее 1 м/с. Соблюдение этих условий предотвращает выход загрязнений в чистые помещения [67].

Таблица 11.33

**Характеристики волокнистых фильтрующих тканей Петрянова (ФП) [72]**

Марка ткани	Толщина, мм	Коэффициент проскока по масляному туману
ФПП-15-1,5	0,2	0,1
ФПП-15-3,0	0,4	0,01
ФПП-15-4,5	0,4	0,005
ФПП-15-6,0	0,8	0,005
ФПП-25-3,0	0,4	0,01
ФПП-25-6,0	0,8	0,005
ФПП-15-4,0	0,6	0,05

**Примечания.** 1. Цифра, стоящая после названия ткани, показывает диаметр волокон, мкм, условно увеличенный в 10 раз. Вторая цифра в обозначении марки ткани — аэродинамическое сопротивление, кг/м<sup>2</sup>.  
2. Коэффициент проскока получен при испытании в масляном тумане с нагрузкой 36–50 м<sup>3</sup>/(ч  $\cdot$  м<sup>2</sup>).

В атомной энергетике используется комплексная очистка выбрасываемого в атмосферу воздуха. Она включает фильтры для очистки воздуха от обычной пыли с целью увеличения

производительности вентиляционных устройств, фильтры для улавливания радиоактивных частиц и угольные фильтры для улавливания паров радионуклидов. По эффективности очистки от радиоактивных загрязнений материалы, фильтрующие воздух, разделяют следующим образом: из стекловолокна, тканевые, нетканые, волокнистые, из металлических волокон, из синтетических и естественных материалов [67]. Очистка воздуха от мелких (диаметром 0,2–0,4 мкм) частиц с помощью традиционных фильтров малоэффективна [67]. Так, бумажные фильтры обеспечивают степень очистки всего на 80–90 %. Для очистки воздуха от мелкодисперсных частиц в атомной энергетике применяют фильтры Петрянова (табл. 11.33), которые состоят из тонких органических волокон толщиной от десятых долей микрометра до нескольких микрон. Такие волокна получают из перхлорвинила, ацетилцеллюлозы, полиакрилатов, фторполимеров и других материалов. Фильтры представляют собой слой волокна толщиной 0,2–1,5 мм, нанесенный на тканевую основу, например марлю.

Фильтрующие свойства традиционных пористых фильтров определяются диаметром пор, которые в процессе работы фильтра забиваются осевшими частицами. В результате сопротивление фильтров запыленному потоку возрастает настолько, что они перестают пропускать воздух. Фильтры Петрянова (ФП), в отличие от традиционных пористых, не просеивают, а улавливают частицы. В этих фильтрах расстояние между нитями в сотни и тысячи раз больше, чем диаметр частиц, и частицы прилипают к нитям в результате действия сил межмолекулярного взаимодействия и электрического притяжения. Вероятность захвата мелких частиц волокнами возрастает по мере движения загрязненного воздуха через фильтр, поскольку возрастает вероятность столкновения частицы с нитью. Помогает захвату частиц и их броуновское хаотическое движение и диффузия. Поскольку расстояние между нитями большое и нитей в слое много, то размеры отверстий между ними остаются практически постоянными, а фильтрующая поверхность достигает огромных размеров.

Это обстоятельство определяет возможность длительной эксплуатации таких фильтров без их очистки и замены. Разработаны различные модификации ФП, отличающиеся целевым назначением, габаритами и диаметром волокон. Сопротивление таких стандартных фильтров составляет  $Dp_{\phi} = 1,5, 6$  мм водяного столба, (1 мм вод. ст. = 9,81 Па), а коэффициент проскока по отношению к стандартному масляному туману — менее 0,1 %. Например, волокнистый респиратор «Лепесток» для индивидуального использования обладает сопротивлением всего 3 мм водяного столба, в то время как сопротивление дыханию обычного противогаза в несколько раз больше.

Эффективность респираторов типа «Лепесток» в условиях чернобыльской аварии исследовалась в [71]. Измерялись активность и размер улавливаемых частиц, а также радионуклидный состав с помощью  $\gamma$ -спектрометрии. В первый период исследований со 2 по 8 июня 1986 г. в ближайшей зоне концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе составляла 6,1–270 Бк/м<sup>3</sup>. После использования фильтров  $\gamma$ -активность одного респиратора колебалась от 88,5 Бк до 4180 Бк. Наибольший вклад в суммарную  $\gamma$ -активность внесли при этом радионуклиды: <sup>95</sup>Nb (24,9–34,7 %), <sup>144</sup>Ce (20,1–28,3 %), <sup>95</sup>Zr (17,0–25,5 %). В «Лепестках» были обнаружены также радионуклиды: <sup>103</sup>Ru, <sup>141</sup>Ce, <sup>137</sup>Cs, <sup>140</sup>Ba, <sup>106</sup>Ru, <sup>140</sup>La и <sup>134</sup>Cs. Во второй период, через 17 месяцев после аварии — 18.12.1987 г., — концентрация радиоактивных веществ в воздухе составила 52 Бк/м<sup>3</sup>, основной вклад в  $\gamma$ -активность использованных респираторов вносили <sup>144</sup>Ce, <sup>106</sup>Ru, <sup>137</sup>Cs. На каждые 40 уловленных частиц четыре несли почти половину всей  $\gamma$ -активности. Средний размер этих частиц колебался от 0,7 до 1,1 мкм, а их активность была в пределах от 11,9 до 30,5 Бк, т. е. эти частицы можно отнести к горячим. Таким образом, установлено, что респираторы типа «Лепесток» с фильтром Петрянова надежно защищают органы дыхания от наиболее опасных высокодисперсных аэрозолей.

Особые подходы были применены при очистке газов от радиоактивного иода. Вклад <sup>131</sup>I в выбросах АЭС с реактором ВВЭР составляет 1,5–3,7 %, а в АЭС с РБМК — 3,5–4,2 % [67]. Соотношение изменяется в зависимости от режима работы реакторов. Медианный диаметр выбрасываемых радиоактивных частиц находится в пределах 0,2–3,7 мкм, и основная активность приходится на частицы диаметром 0,2–0,8 мкм, от которых наиболее трудно осуществить очистку.

С целью очистки от иода в [69] успешно использовали цеолиты, которые поглощали соединения иода, образующиеся в присутствии оксидов азота. Используют также водно-воздушный эжектор, с помощью которого улавливают радионуклиды иода и радиоактивные аэрозоли [70]. При этом коэффициент очистки воздуха от <sup>131</sup>I достигает 40. Улавливание радиоактивных аэрозолей и радионуклидов иода можно проводить не только с помощью

описанных фильтров, но и путем применения менее дорогостоящих аппаратов, таких, как циклонный сепаратор. При использовании двухступенчатого циклонного сепаратора удаляется примерно 98–99 % радиоактивных частиц из выбрасываемого в атмосферу воздуха [2]. Улавливание радиоактивных частиц также осуществляют путем наложения постоянного электрического поля [3]. Для электрозахвата радиоактивных частиц были разработаны специальной конструкции электропылесосы, в которых под действием электрического поля осуществлялась очистка воздуха от радиоактивной пыли, содержащей различные радионуклиды ( $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{43}\text{Ar}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  и др.) [68]. Улавливание радиоактивных частиц из воздушного потока можно осуществлять магнитными ловушками [68]. В магнитном поле заряженные частицы пыли, содержащие радионуклиды, отклоняются под действием силы Лоренца от первоначального направления движения и поступают в пылесборники.

## 11.10. Дезактивация одежды

### 11.10.1. Загрязнение и дезактивация одежды из хлопчатобумажной ткани

Загрязнение одежды и белья может происходить как жидкими радиоактивными растворами, так и радиоактивной пылью при контакте с загрязненной поверхностью или в результате осаждения радиоактивных аэрозолей, находящихся в воздухе. При загрязнении одежды из хлопчатобумажных, шерстяных и других тканей имеют место те же процессы, которые отмечались ранее: адгезионное, поверхностное и глубинное загрязнения. Опасность загрязнения одежды радиоактивной пылью определяется как количеством пыли, которая может осесть и прилипнуть к одежде, так и ее удельной активностью [73]. При взрывах ядерных устройств загрязнение одежды обусловлено наличием в воздухе аэрозолей из продуктов деления ядер, удельная активность которых может составлять от  $1,5 \cdot 10^6$  Бк/г до  $1,9 \cdot 10^7$  Бк/г [74]. В этих условиях среднее количество  $^{90}\text{Sr}$ , которое может оседать на одежде человека, составляет в год от  $7,9 \cdot 10^6$  до  $3,5 \cdot 10^7$  Бк, что представляет определенную опасность для людей. Такую загрязненную одежду необходимо периодически подвергать дезактивации, поскольку она является источником загрязнения кожных покровов человека. В [75] проводили исследования по загрязненности верхней одежды, белья и кожи человека в изолированной камере аэрозолями  $^{90}\text{SrCl}_2$ , имеющими диаметр частиц  $\sim 0,8$  мкм при концентрации  $1,85 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>3</sup>. Из представленных в табл. 11.34 данных видно, что соотношение между загрязнением одежды, белья и кожи составляет примерно 15 : 3 : 1.

При загрязнении одежды радиоактивной пылью можно применять безжидкостные способы дезактивации. Так, с помощью электровибратора можно получить коэффициент дезактивации в пределах 8–10, механическая очистка дает  $K_d = 243$  [73]. В случае загрязнения одежды растворами радионуклидов коэффициент дезактивации безжидкостным способом еще ниже. Поэтому безжидкостные способы обработки применяют лишь тогда, когда источником загрязнения является радиоактивная пыль, а исходная загрязненность незначительна. Во всех других случаях чаще применяют жидкостные способы дезактивации. Наиболее распространенным способом дезактивации, учитывающим специфику материала одежды и способы загрязнения, является дезактивация стиркой. Дезактивация стиркой осуществляется в соответствии с технологическим процессом, основные стадии которого следующие: приемка и сортировка одежды; обработка в стиральных машинах или в барботажных ваннах; отжим и сушка [81]. При приемке в стирку загрязненная одежда подвергается дозиметрическому контролю и сортировке по степени загрязнения, виду радиоактивного излучения ( $\alpha$  – или  $\beta$  – активные) и по свойствам ткани.

Необходимость сортировки по виду излучения связана с тем, что предельно допустимые уровни загрязнения  $\alpha$ –активными препаратами ниже, чем  $\beta$ –активными. Возможна также сортировка по типу одежды: верхняя, защитная, специальная, белье и т. д.

Одежда может быть загрязнена в различной степени, что предопределяет режим ее дезактивации. В основном одежду сортируют по этому параметру на три группы, и каждая группа характеризуется определенной степенью загрязнения (табл. 11.35).

Загрязнение хлопчатобумажной одежды, белья и кожных покровов человека аэрозолями  $^{90}\text{SrCl}_2$ , имеющими средний диаметр 0,7 мкм, при их концентрации в воздухе  $1,85 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>3</sup> [75]

Загрязненная поверхность	Загрязнение, $10^3 \beta$ –частиц/(м <sup>2</sup> · с)	Соотношение загрязненностей
Одежда	202	14,6
Белье	40,2	2,9
Кожный покров	13,8	1

Таблица 11.35

Характеристика одежды по степени ее загрязнения  $\alpha$  – и  $\beta$  – активными веществами [81]

Группа загрязнения одежды	Степень загрязнения, Бк/(м <sup>2</sup> · с)	
	по $\alpha$ –активности	по $\beta$ –активности
I	$< 5,6 \cdot 10^2$	$< 2,8 \cdot 10^4$
II	$5,6 \cdot 10^2 - 2,2 \cdot 10^3$	$2,8 \cdot 10^4 - 1,1 \cdot 10^5$
III	$2,2 \cdot 10^3 - 7,7 \cdot 10^3$	$1,1 \cdot 10^5 - 5,5 \cdot 10^5$

Чтобы применить наиболее подходящие растворы и обеспечить правильный режим дезактивации одежды из хлопчатобумажной, шерстяной или какой-либо другой ткани, следует представлять структуру и некоторые свойства этих материалов.

Хлопковое волокно представляет собой спиралеобразно закрученную ленту, имеющую 50–80 витков на 1 см. Длина ленты достигает 45 мм, а толщина 0,02 мм. Общая поверхность 1 г волокна составляет  $(1-3) \cdot 10^3$  м<sup>2</sup>, что обуславливает его высокую сорбционную емкость. Хлопок на 98,5 % состоит из целлюлозы — линейного полимера, макромолекулы которого построены из звеньев глюкозы, соединенных гликозидными связями. Формула целлюлозы  $(\text{C}_6\text{H}_{10}\text{O}_5)_n$  [84]. Элементарное звено  $\text{C}_6\text{H}_{10}\text{O}_5$  представляет собой молекулу дегидратированной глюкозы. Глюкозидная связь устойчива к щелочам, но не может противостоять действию кислот, которые разрушают ее вследствие быстротекущего гидролиза [77].

Загрязнение хлопчатобумажных тканей определяется содержанием карбоксильных групп, поскольку сорбция радиоактивных веществ происходит путем замены  $\text{H}^+$  в группе  $\langle \text{COOH} \rangle$  на катионы радиоактивного вещества. Кроме того, группы  $\langle \text{COO}^- \rangle$  имеют отрицательный заряд и сорбируют радиоактивные изотопы в виде коллоидов.

Знак заряда хлопчатобумажного волокна зависит от pH среды. При  $\text{pH} \geq 2$  хлопковое волокно заряжается отрицательно, и катионы в растворе притягиваются к его поверхности, при  $\text{pH} < 2$  (кислые растворы) волокно заряжается положительно, и катионы не захватываются таким волокном. Следовательно, эффективность дезактивации изделия из хлопчатобумажной ткани в кислых растворах будет возрастать, если радионуклиды в растворе будут находиться в виде катионов. Если же радионуклиды в растворе связываются в анионные комплексы, то коэффициент дезактивации будет возрастать с увеличением pH раствора [78].

По прочности связи с хлопчатобумажной тканью радиоактивные элементы можно расположить в ряд:  $\text{Ru} > \text{Rh} > \text{Zr} > \text{Nb} > \text{P.З.Э.} > \text{Y} > \text{Sr} < \text{Ba} > \text{Cs}$  [3]. При обработке хлопчатобумажной ткани растворами лимонной и других органических кислот коэффициент

дезактивации уменьшается в зависимости от химических свойств радиоизотопов в следующей последовательности:  $^{226}\text{Ra} > ^{32}\text{P} > ^{131}\text{I} > ^{35}\text{S}$  [79].

При обработке загрязненной одежды из хлопчатобумажной ткани важным фактором является смачиваемость ткани дезактивирующим раствором. Поэтому в состав растворов входят моющие средства. Поскольку загрязнение ткани происходит в результате ионного обмена, то необходимым компонентом дезактивирующего раствора является комплексообразующее вещество, с той целью, чтобы десорбируемый радионуклид находился в растворе и не осел обратно на ткань. В качестве комплексообразующего вещества применяют лимонную кислоту и ее соли, ЭДТА и ее натриевую соль, которая образует с неорганическими ионами прочные комплексы. Используют также конденсированные полифосфаты, дающие прочные комплексы с элементами II, III и IV групп периодической системы.

Смесь полифосфатов с моющими веществами и электролитами является одним из лучших дезактивирующих растворов для хлопчатобумажных изделий.

Комплексообразующие вещества применяют для дезактивации хлопчатобумажных тканей либо в слабощелочной среде совместно с мылом, либо в нейтральной или слабокислой среде с добавками моющих средств.

В табл. 11.36 представлены результаты дезактивации загрязненной  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{131}\text{I}$  хлопчатобумажной ткани водой и растворами, содержащими комплексообразующее вещество ЭДТА и поверхностноактивное вещество — додецилбензилсульфонат натрия [80]. Из таблицы следует, что вода практически непригодна для дезактивации хлопчатобумажной одежды от изотопов стронция, а ПАВ и комплексообразующие вещества дают большую эффективность, если используются совместно. Из табл. 11.36 также видно, что коэффициент дезактивации уменьшается, если после загрязнения ткани прошло какое-то время, и это уменьшение эффективности обработки тем больше, чем длительнее промежуток времени после акта загрязнения.

В табл. 11.37 приведены составы ряда растворов, которые использовались при обработке хлопчатобумажной ткани, загрязненной различными радионуклидами, и достигнутые при этом коэффициенты дезактивации [2, 81–83]. Из таблицы следует, что основными компонентами используемых растворов являются ЭДТА, ГМФН, щавелевая и лимонная кислоты и их соли.

Для оценки дезактивирующих свойств различных растворов были проведены исследования [82] по дезактивации стиркой хлопчатобумажной ткани, загрязненной целым рядом радионуклидов (табл. 11.38). Наибольшей эффективностью из примененных растворов для большинства исследованных радионуклидов обладает раствор на основе ГМФН. Для дезактивации ткани, загрязненной радионуклидами стронция, наиболее пригодными являются лимонная кислота и натриевая соль лимонной кислоты.

В производственных условиях возможно загрязнение одежды различными изотопами в разнообразных сочетаниях. В [81, 85] рекомендуют единый дезактивирующий раствор, применение которого обеспечивает необходимую эффективность стирки при загрязнении одежды различными изотопами.

**Коэффициент дезактивации хлопчатобумажной ткани, загрязненной радионуклидами  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{131}\text{I}$ , в зависимости от состава раствора и от времени, прошедшего после нанесения загрязнения [80]**

Состав моющего раствора	$^{89}\text{Sr}$				$^{131}\text{I}$			
	0,5 ч	5 сут.	10 сут.	15 сут.	0,5 ч	5 сут.	10 сут.	15 сут.
Вода	5,5	4	2,5	2,1	39	25	18	12
0,014% -й раствор ЭДТА	8	7	5,6	5,0	42	27	19	14
0,07% -й раствор додецилбензилсульфонат натрия	7	6,6	6,2	5,5	52	38	26	18
Смесь растворов 0,014 % ЭДТА и 0,07 % додецилбензилсульфонат натрия	9,9	8,8	7,9	7,0	55	41	28	21

Таблица 11.37

**Составы некоторых растворов, использованных для обработки хлопчатобумажной ткани, загрязненной различными радионуклидами, и достигнутые коэффициенты дезактивации [2, 81–83]**

Радионуклид и химическое соединение	Дезактивирующий раствор	$K_d$
$^{141}\text{Ce}$ , $\text{CeCl}_3$	30% -й водн. раствор ЭДТА + ГМФН* + цитрат аммония	200
$^{131}\text{I}$ , $\text{NaI}$	1 % $\text{KI}$ + цитрат натрия + ПАВ (алкилбензолсульфонат)	100
$^{91}\text{Y}$ , $\text{YCl}_3$	3% -й раствор цитрата аммония + ГМФН + ЭДТА	200
$^{89}\text{Sr}$ , $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$	(1–3) % -й раствор ЭДТА + ГМФН + цитрат аммония + цитрат натрия	200
$^{59}\text{Fe}$ , $\text{FeCl}_3$	3% -й раствор ГМФН + цитрат аммония + цитрат натрия + лимонная кислота	14–20
$^{239}\text{Pu}$ , $\text{Pu}^{4+}$	0,1% -й раствор ЭДТА + 0,2%-й раствор лимонной кислоты + 0,03 % ПАВ	50
Смесь $^{90}\text{Sr}$ – $^{90}\text{Y}$ , $^{106}\text{Ru}$ – $^{106}\text{Rh}$ , $^{144}\text{Ce}$ – $^{144}\text{Pr}$ , $^{134}\text{Cs}$	0,1% -я щавелевая кислота + 0,4 % ГМФН + 0,3 % ОП-7 или раствор: 0,4% $\text{HCl}$ + 0,4 % ГМФН + 0,3 % ОП-7	> 100
$^{106}\text{Ru}$ , $\text{Ru}^{4+}$	0,2% -й раствор щавелевокислого натрия + 0,4 % ГМФН + 0,3 % ОП-7	200

\* ГМФН — гексаметафосфат натрия.

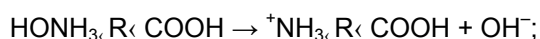
**Коэффициент дезактивации стиркой хлопчатобумажных тканей,  
загрязненных различными изотопами [82]**

Состав раствора	<sup>89</sup> Sr	<sup>91</sup> Y	<sup>141</sup> Ce	<sup>59</sup> Fe	<sup>32</sup> P	<sup>131</sup> I
Вода	3,3	1,8	3,3	3,0	5,6	20,0
Натриевая соль лимонной кислоты	333	—	66,7	20,0	6,7	100,0
Электролиты	50,0	1,5	1,7	—	5,3	14,3
Лимонная кислота	500	2,6	18,2	14,3	2,0	20
Цитрат аммония	—	55,6	167	40	4,0	25
<i>N,N</i> -Дигидроксиэтилглицин	—	167,7	111,0	26,6	25,0	20,0
ГМФН	1000	250	200	66,7	6,7	66,7

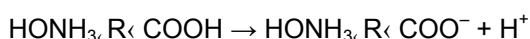
### 11.10.2. Дезактивация одежды из шерстяных и искусственных тканей

В состав шерсти входит кератин, полипептидная цепь которого состоит из большого числа аминокислот. В составе шерсти имеются также диаминокислоты (лизин и др.) и дикарбоновые кислоты (аспарагиновая и глутаминовая). Кератин шерсти обладает амфотерными свойствами, т. е. характеризуется способностью связывать водородные или гидроксильные ионы в водных растворах кислот и щелочей. Кератин, как и аминокислоты, в зависимости от pH среды может проявлять различные ионообменные свойства:

в кислой среде, когда  $\text{pH} < 7$ , —



в щелочной среде при  $\text{pH} > 7$ , —



В зависимости от pH среды волокна шерсти обладают катионообменными или анионообменными свойствами. В растворах с  $\text{pH} > 8$  шерсть в больших количествах поглощает щелочь, а с  $\text{pH} < 5$  — кислоты. В связи с такими свойствами шерстяных тканей их дезактивацию проводят водными растворами неионогенных ПАВ, поскольку они более эффективны по сравнению с мыльными растворами.

Синтетические ткани применяют для изготовления специальной одежды: комбинезонов, полукombineзонов, халатов, фартуков, нарукавников, перчаток и т. д. Из множества выпускаемых промышленностью синтетических тканей лучшие физико-химические свойства имеет лавсан, обладающий достаточной химической стойкостью и прочностью.

Исследования показали, что при одинаковых условиях загрязнения радиоактивными веществами загрязненность искусственной ткани примерно в пять раз меньше, чем хлопчатобумажной [86]. Пригодность синтетических тканей для изготовления специальной одежды определяли сопоставлением результатов дезактивации [87]. Загрязнение ткани проводили смесью радиоактивных изотопов, а дезактивацию осуществляли раствором состава: 2 % HCl, 0,4 % ГМФН и 0,3 % ОП-7 [88]. Из данных этих исследований, приведенных в табл. 11.39, видно, что капроновая, лавсановая и полипропиленовая ткани дезактивируются лучше, чем нитроновая, хлориновая и фторлоновая, что, вероятно, объясняется не только природой полимеров, но и методом формирования волокна.

Нитрон, хлорин и фторлон получают из растворов; они имеют пористую структуру, что способствует адсорбции и прочному закреплению радиоактивных веществ. Данные, приведенные в табл. 11.39, справедливы при загрязнении тканей в нейтральной среде. При загрязнении в кислой среде для этих же тканей получены другие коэффициенты дезактивации (табл. 11.40). Сопоставление данных табл. 11.39 и 11.40 показывает, что при замене нейтральной загрязняющей среды на кислую коэффициент дезактивации лавсановых и полипропиленовых тканей значительно возрастает, а капроновых и нитроновых тканей резко уменьшается. В данном случае полимеры, содержащие аминогруппу (капрон), в кислой среде дают труднорастворимые соединения с радиоактивными веществами. Полиакрилонитрильные волокна (капрон) под действием разбавленной соляной кислоты образуют амидные и карбоксильные группы, которые взаимодействуют с радиоактивными веществами.

Таблица 11.39

**Зависимость коэффициента дезактивации ( $K_d$ ) от природы полимера ткани при нейтральном загрязняющем растворе [88]**

Ткань	Число циклов загрязнение—дезактивация				
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Капрон	167	125	100	67	67
Лавсан	200	125	125	110	110
Нитрон	50	20	15	13	12
Хлорин	50	30	25	25	25
Фторлон	100	67	50	50	33
Полипропилен	143	143	125	125	111

Таблица 11.40

**Зависимость коэффициента дезактивации ( $K_d$ ) от природы полимера ткани при кислом загрязняющем растворе [88]**

Ткань	Число циклов загрязнение—дезактивация				
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Капрон	5,3	4,3	4,2	4,2	3,7
Лавсан	333	333	200	167	167
Нитрон	10	5,3	4,0	3,5	3,1
Хлорин	66,7	50,0	33,3	28,6	20,0
Фторлон	100	50	40	40	33
Полипропилен	500	250	250	250	200

Из вышеперечисленных полимерных тканей предпочтение лавсану отдается не только потому, что у этой ткани высокий  $K_d$ , но и потому, что лавсан имеет лучшие физико-химические свойства.



Лавсан получают из полиэфирного олигомера — полиэтилентерефталата, который является продуктом поликонденсации терефталевой кислоты с этиленгликолем.

Лавсановое волокно обладает высокой устойчивостью к действию органических и минеральных кислот, окислителей, восстановителей и органических растворителей. Но через лавсановую ткань сравнительно легко проникают радиоактивные загрязнения. Для устранения этого недостатка производят гидро- или олеофобизацию лавсанового волокна, которая осуществляется нанесением на ткань гидрофобизирующих средств или модификацией поверхности волокна введением в его состав различных реагентов [89]. Гидрофобизацию проводят путем нанесения на ткань парафино-стеариновой эмульсии. Однако после такой гидрофобизации лавсановая ткань дезактивируется от радиоактивных загрязнений примерно в 2–3 раза хуже. Недостатком такой обработки ткани является также и то, что парафиново-стеариновая эмульсия смывается водой и растворами уже после первой-второй дезактивации. Лучшим средством для гидрофобизации лавсановой ткани оказался фенол-формальдегид Ф-9 [89], который выдерживал до 12 циклов дезактивации раствором состава 2 % HCl, 0,4 % ГМФН и 0,3 % ОП-7.

Хорошо зарекомендовали себя ткани, состоящие из смеси волокон лавсана и хлопка. Они достаточно плотные, и защитная эффективность таких комбинированных тканей составляет 80–94 %.

В качестве индивидуальных средств защиты кожи применяют пневмокостюмы, защитные костюмы, изолирующий комплект и другие средства. Применение этих средств изменяет соотношение между загрязненностью защитной одежды, белья и кожи. Примерное соотношение между загрязненностью кожи, белья и защитной одежды из полимерных материалов составляет 1 : 1 : 400, т. е. кожа и белье загрязняются в 400 раз меньше, чем защитная одежда. В то же время, если одежда изготовлена из хлопчатобумажной ткани, кожные покровы загрязняются только в 15 раз меньше, чем сама одежда (табл. 11.34).

В качестве основы для защитных пленок и тканей чаще других применяют поливинилхлоридные полимерные материалы, пластифицированные дибутилфталатом, и стабилизированные динафтилметаном. Выпускаемые промышленностью поливинилхлоридные пленки обеспечивают коэффициент дезактивации в пределах 200–5000.

### 11.10.3. Повышение эффективности дезактивации одежды

Во время ликвидации аварии в Чернобыле было установлено, что коэффициент дезактивации стиркой одежды, загрязненной радионуклидами, значительно ниже  $K_d$ , которые были получены ранее при обработке этим способом одежды, загрязненной продуктами деления ядерного взрыва [90]. Это заставило изыскивать пути интенсификации процесса дезактивации. Была проведена модификация существующих режимов стирки путем повышения температуры раствора на 10–20° и введения в раствор глинистых сорбентов, а также был применен экстракционный способ дезактивации.

За счет сорбционных свойств глины эффективность дезактивации некоторых радионуклидов:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  и др. возросла в 10–20 раз [2]. Способ дезактивации одежды с помощью избирательного растворителя называют экстракционным. В качестве растворителей могут использоваться дихлорэтан ( $\text{ClCH}_2\text{CH}_2\text{Cl}$ ) [28, 35], трихлортрифторэтан ( $\text{C}_2\text{Cl}_3\text{F}_3$ ) [91], тетрахлорэтилен ( $\text{Cl}_2\text{C}=\text{CCl}_2$ ) и др. По отношению к радиоактивным загрязнениям действие органического растворителя во многом схоже с действием дезактивирующего раствора на основе ПАВ. Поверхностное натяжение растворителя, например для четыреххлористого углерода, равно 26,4, для тетрахлорэтилена — 31,7 МДж/м<sup>2</sup>, что в 2 раза меньше, чем для воды (72,75 МДж/м<sup>2</sup>) и несколько ниже по сравнению с водными растворами, содержащими ПАВ. Следовательно, создаются благоприятные условия для смачивания и перехода радиоактивного вещества в растворитель.

Некоторая часть радионуклидов все же плохо удаляется растворителем, поскольку удерживается на тканях за счет ионообменных свойств. Для удаления таких радионуклидов вводят добавки, в том числе и комплексообразующие вещества. Для удержания радионуклидов в растворителе применяют механическое перемешивание обрабатываемой одежды и растворителя. При этом растворенные радионуклиды из области большей концентрации у обрабатываемой

поверхности переходят в область меньшей концентрации в объеме растворителя, что снижает вероятность повторного загрязнения. Эффективность дезактивации загрязненной  $^{58}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  защитной одежды путем экстракции изучалась в [91]. Коэффициент дезактивации при обработке сильно загрязненной одежды на основе синтетической ткани в трихлортрифторэтане колебался в пределах от 3 до 32. Причем увеличение числа циклов экстракции практически не сказывается на эффективности дезактивации.

Таблица 11.41

**Эффективность дезактивации одежды в полевых экстракционных станциях (Чернобыль) с помощью водных растворов и экстракционным методом в зависимости от начального уровня загрязнения [22, 95]**

Способ дезактивации	Коэффициент дезактивации в зависимости от начального уровня загрязнения, мр/ч				
	1,2–2,0	3,0–5,0	5,0–10,0	18,0–20,0	40,0
Водный	7–8 (0,2–0,3)	10–14 (0,3–0,35)	13–18 (0,4–0,75)	—	—
Экстракционный	10–14 (0,12–0,14)	16–18 (0,16–0,30)	14–20 (0,5–0,7)	16–18 (1,0–1,2)	13–25 (1,6–1,80)

**Примечание.** В скобках приведен уровень остаточного радиоактивного загрязнения.

В Чернобыле дезактивация одежды экстракцией осуществлялась в полевых экстракционных станциях, работающих на основе замкнутого цикла с регенерацией растворителя. На этой стадии проводилась также обработка в водной среде. Обобщенные данные по дезактивации одежды водным раствором и экстракционным способом с помощью растворителя (дихлорэтана) в зависимости от степени загрязненности приведены в табл. 11.41 [22, 92]. Из таблицы видно, что экстракционный метод более эффективен по сравнению с обработкой одежды водными растворами. Дезактивации экстракцией можно подвергнуть любые виды одежды, в том числе защитную из полимерных и прорезиненных материалов. В этом преимущество экстракционного способа. Но экстракция, в отличие от стирки, требует больших затрат и наличия растворителей, которые значительно дороже воды.

Расход растворителя определяется жидкостным модулем, равным количеству растворителя в литрах, затрачиваемого на обработку 1 кг одежды. В зависимости от применяемого оборудования, растворителя, степени загрязненности и вида одежды жидкостный модуль колеблется от 2,3 до 6,0 л/кг.

**Допустимые уровни радиоактивного загрязнения кожи, спецбелья, спецодежды и средств индивидуальной защиты (част./см<sup>2</sup> · мин) [1]**

Объект загрязнения	α –активные нуклиды <sup>*1</sup>		β –активные нуклиды
	отдельные <sup>*2</sup>	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200 <sup>*3</sup>
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемых в саншлюзах	50	200	10000

<sup>\*1</sup> Суммарное снимаемое и неснимаемое загрязнение.

<sup>\*2</sup> К отдельным относятся α –активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДОА < 0,3 Бк/м<sup>3</sup>.

<sup>\*3</sup> Допустимые уровни загрязнения кожи, спецбелья и внутренних поверхностей лицевых частей средств индивидуальной защиты для <sup>90</sup>Sr + <sup>90</sup>Y установлены 40 частиц/(см<sup>2</sup> · мин).

Основным этапом экстракционной обработки является мойка, затем производится центробежный отжим и сушка одежды горячим воздухом. Отработавший растворитель фильтруется и подвергается регенерации, в том числе методом перегонки. Часть растворителя при обработке одежды и в процессе регенерации безвозвратно теряется, а сама регенерация требует дополнительной аппаратуры и затрат, что повышает стоимость всего процесса дезактивации. Обработка одежды стиркой и экстракция являются основными способами дезактивации. Предпочтение, однако, отдается дезактивации стиркой, а экстракция рекомендуется в тех случаях, когда исключается возможность дезактивации стиркой, например, когда рядом нет дешевого источника воды.

### 11.11. Дезактивация кожных покровов

Кожные покровы могут подвергаться загрязнению как твердыми, так и жидкими радиоактивными веществами в результате адгезионных, поверхностных и глубинных процессов. Через загрязненную кожу радионуклиды могут впитываться в кровь, могут попасть в дыхательную систему или в желудочно-кишечный тракт, так как любая загрязненная поверхность является источником загрязнения. В табл. 11.42 приведены допустимые уровни радиоактивного загрязнения кожи, спецбелья, средств индивидуальной защиты и спецодежды [1]. Загрязняемость и эффективность дезактивации зависят от состояния кожных покровов, в частности от анатомической целостности кожи и наличия кожного жира. Если кожу предварительно помыть спиртом, то она загрязняется в большей степени, а коэффициент дезактивации снижается в несколько раз [2].

Загрязнения кожи можно избежать, применяя различные методы ее изоляции. Например, можно нанести на открытые участки кожного покрова безвредную для организма защитную пленку, которая сохраняет свою целостность на время работы с радионуклидами и которую затем можно удалить водой или мыльными растворами.

Изолирующие и дезактивирующие слои из паст, кремов и мазей имеют свои особенности. Мази и кремы, в отличие от паст, содержат растительные или минеральные жиры, воск, стеарин, эфиры и другие аналогичные вещества, в том числе и синтетические продукты на силиконовой основе. Кремы и мази чаще используются в качестве изолирующих пленок. Возможно

универсальное применение изолирующих и дезактивирующих пленок из аэрозольных упаковок [51]. В состав этих пленок входят сульфенол (ПАВ) и лимонная кислота.

Изолирующие пленки и другие средства защиты не исключают возможности попадания радиоактивных загрязнений на отдельные участки кожных покровов. Попадая на кожу, твердые радиоактивные частицы за счет адгезии и волосяного покрова кожи закрепляются лишь на ее поверхности. Для радиоактивных растворов кожа является биологическим барьером, но некоторые радионуклиды, находящиеся в растворе, сравнительно легко преодолевают защитные барьеры и проникают в кожу. К таким растворам относятся азотнокислый раствор плутония и церия, спиртовой раствор радия, солянокислые растворы стронция и рутения [23]. Доля радионуклидов, проникших через кожу, зависит от природы растворенного радионуклида и времени контакта. Для солянокислого раствора  $^{89}\text{Sr}$  эта доля в зависимости от времени (1–24 часа) составляет от 0,5 до 4,2 % [2].

Для очистки загрязненной кожи от радионуклидов используют воду, различные растворы и пасты, имеющие в своем составе такие наполнители, как песок, тальк, древесные опилки, пемзу и др., которые выполняют роль сорбентов. Иногда в пасты вводят ПАВ, комплексообразующие вещества и электролиты, которые способствуют связыванию и удалению радионуклидов. При загрязнении кожных покровов соединениями плутония применяют пасты, содержащие до 96 % глины, с добавками ПАВ и карбоксиметилцеллюлозы. Дезактивацию кожи, загрязненной  $^{32}\text{P}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{231}\text{I}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , проводят пастой, содержащей диоксид титана, слабую серную кислоту и частицы кварца. При этом проводится несколько стадий дезактивации. Разработаны варианты состава паст, в которых роль сорбента и одновременно ПАВ выполняют моющие средства. С высокой эффективностью кожа очищается от радиоактивных частиц диаметром 1,5–47 мкм при промывке водой или водными растворами сразу после загрязнения [94]. Если дезактивация проводится через некоторое время после загрязнения, то радиоактивные вещества впитываются в кожные покровы, происходит глубинное загрязнение и коэффициент дезактивации снижается со 100 до 3 [95].  $K_d$  можно повысить, используя при обработке загрязненной кожи нагретую воду, и применяя обычное мыло. Многократная обработка при этом также эффективна. Добавки, вводимые в раствор при дезактивации кожи, не должны способствовать впитыванию радионуклидов. Введение в раствор смягчающих кожу добавок глицерина и ланолина (2 %) снижает  $K_d$  примерно в 1,5–3 раза при дезактивации рук, загрязненных  $^{239}\text{Pu}$ . Поэтому питательными кремами можно воспользоваться только после дезактивации моющими растворами.

Единой комбинации дезактивирующего раствора для обработки кожи, загрязненной различными радионуклидами, не существует. В случае загрязнения смесью радионуклидов дезактивирующие растворы могут иметь сложный состав.

Так, для дезактивации кожи, загрязненной продуктами деления  $^{235}\text{U}$  из смеси более десяти радионуклидов, применялся раствор, в состав которого входили натриевые соли фосфорной, лаурилсульфоновой и угольной кислот, а также ЭДТА. Значение коэффициента дезактивации такого раствора для смеси радионуклидов было в пределах 16–32 [2]. При составлении дезактивирующих растворов рекомендуется совместное использование таких компонентов, как сульфенол (5 %) и гексаметилфосфат натрия (20 %).  $K_d$  для такого раствора в 2 раза больше по сравнению с  $K_d$  каждого компонента по отдельности [2].

Наибольшие трудности при дезактивации кожи возникают, когда радиоактивное загрязнение сопровождается термическими или химическими ожогами [96]. Дезактивация ожоговых поверхностей изучалась в [97]. При химическом ожоге нарушается барьерная функция кожи и растет резорбция, т. е. проникновение радионуклидов в кожу. В 10%-м растворе NaOH за 6 ч резорбция  $^{137}\text{Cs}$  составляет 51,5 %, а  $^{89}\text{Sr}$  — только 6,11. Это объясняется тем, что цезий находится в ионной форме, а стронций — в малорастворимой форме в виде гидроксида. Если сразу после загрязнения провести обработку кожи дезактивирующим раствором, содержащим 10 % гексаметафосфата натрия и 5 % борной кислоты, то удаляется 95–99 %  $^{137}\text{Cs}$ .

Возможна дезактивация кожных покровов последовательным использованием растворов и паст. Число и последовательность операций определяются особенностью загрязнения кожных покровов. Обычно первые операции заключаются в промывке кожи водой или водой с мылом при помощи щеток. Обработки пастами, как правило, являются последующими операциями дезактивации.

## 11.12. Дезактивация продовольствия

Загрязнению могут подвергнуться как сами продукты питания, так и пищевое сырье, из которого они производятся. Загрязнение плодов, овощей, фруктов, ягод может быть обусловлено усвоением радионуклидов, находящихся в почве, через корневую систему, а также захватом радиоактивных веществ из загрязненной атмосферы.

Полнота дезактивации продовольствия определяется пределом годового поступления (ПГП) радионуклида с пищей и водой [1].

В зависимости от остаточной радиоактивности после дезактивации пищевые продукты подразделяют: на пригодные к потреблению при определенных условиях; подлежащие хранению или переработке по определенной технологии; не подлежащие использованию, переработке или применению в качестве корма для скота.

Вспышки повышенной удельной активности молока, мяса, овощей, фруктов и других продуктов наблюдались при испытаниях ядерного оружия и авариях на АЭС и ядерных объектах [22, 40, 98]. Например, в ФРГ после серии испытаний ядерного оружия в 1963–64 гг. было обнаружено повышенное содержание  $^{137}\text{Cs}$ , Бк/кг: в молоке — 20, баранине — 80, говядине — 30, пшенице — 7, картофеле — 5 и в рыбе озерной — 157. На этой же территории после чернобыльской аварии в 1986–87 гг. суммарная концентрация  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  составила, Бк/кг: в молоке — 0,7, баранине — 30, пшенице — 0,2, картофеле — 0,4, рыбе — 22 [99].

После аварии в Уиндскейле (Англия, 1957г.) [2, 40, 100], которая вначале держалась в тайне, у фермеров было закуплено и уничтожено большое количество загрязненного молока. Самый высокий уровень содержания  $^{131}\text{I}$  ( $5,18 \cdot 10^4$  Бк/л) был установлен в пробе молока, взятой 13 октября 1957 г. на ферме в 16 км от Уиндскейла, расположенной непосредственно на пути следования радиоактивного облака. На потребление молока были наложены ограничения по критическому уровню  $^{131}\text{I}$ , равному  $3,7 \cdot 10^3$  Бк/л, на сельскохозяйственной площади примерно 500 км<sup>2</sup>, которые вступили в силу 14 октября. К 23 ноября ограничения были сняты, т. к. концентрация  $^{131}\text{I}$  уменьшилась, и в молоке стали контролировать активность  $^{137}\text{Cs}$ , содержание которого в зоне максимума соответствовало уровню  $3,7 \cdot 10^2$  Бк/л.

Основными источниками поступления радионуклидов в рацион после чернобыльской катастрофы в мае–июне 1986 г. являлись молоко, мясо и частично зеленые овощные культуры (салат, петрушка, зеленый лук и др.).

Особенности радиоактивного загрязнения пищевого сырья предопределяют условия последующей их дезактивации. Попав в растения из почвы, радионуклиды ведут себя различным образом. Изотоп  $^{90}\text{Sr}$  в яблоках в основном находится в сердцевине — до 63 %, а в луке — концентрируется в шелухе. Пшеница, рис и другие зернопродукты концентрируют этот же нуклид в поверхностном слое зерна. Поэтому при получении муки из пшеницы большая часть радионуклида — до 75 % — остается в отрубях, а в муке — 6,1 % [3].

В яйцах  $^{90}\text{Sr}$  сосредоточен главным образом в скорлупе, где его удельная активность может достигать 13 Бк/кг, а в белковой массе она значительно ниже — 0,06 Бк/кг.

Способы дезактивации продовольствия следует рассматривать в зависимости от его состояния — твердого, сыпучего или жидкого — с учетом особенностей самого продукта и времени, прошедшего после акта загрязнения. С целью определения глубины проникновения радионуклидов через поверхность фруктов и овощей и безопасной толщины среза верхнего загрязненного слоя были выполнены специальные исследования [101]. Установлено, что глубина проникновения отдельных радионуклидов составляет: для  $^{131}\text{I}$  — 1 мм,  $^{90}\text{Sr}$  — 2 мм,  $^{137}\text{Cs}$  — 3 мм. При попадании радионуклидов на гладкую поверхность фруктов и овощей (яблоки, помидоры, огурцы, сливы) при малом времени выдержки загрязнение главным образом происходит снаружи. Перед употреблением их достаточно помыть и снять кожицу [3]. Дезактивация путем снятия верхнего загрязненного слоя применима для таких продуктов, как рыба, мясо, хлеб, сливочное

масло, овощи и фрукты. В отдельных случаях продукты оставляют на длительное хранение для самодезактивации.

Продовольствие обычно хранится в таре, мешках, ящиках, полимерных упаковках, которая может удерживать от 80 до 100 % радиоактивных загрязнений. Поэтому в первую очередь дезактивируют тару пылеотсасыванием, протиранием щетками или влажными тампонами, промыванием струей воды и другими способами. Дезактивацию зерновой насыпи проводят удалением верхнего загрязненного слоя пневматическими устройствами для погрузки зерна, избегая при этом перемешивания с нижележащими слоями. Если же радиоактивное загрязнение проникло в глубь зерновой насыпи, то зерно подвергают промывке и сушке. Этот процесс трудоемкий и требует постоянного дозиметрического контроля.

Дезактивация продовольствия происходит и в процессе переработки пищевого сырья. Таким путем дезактивируют сахар при получении его из сахарной свеклы и некоторые масличные культуры. Консервирование также сопровождается дезактивацией. При консервировании овощи и фрукты промывают, бланшируют, обрабатывают паром, и коэффициент дезактивации по  $^{90}\text{Sr}$  в этих процессах может достигать 6. При консервировании зеленого горошка  $K_d$  равен 3,5, моркови — 1,3, помидоров — 1,5, персиков — 2,0 [3]. Кипячение сухих трубчатых и пластинчатых грибов в течение 30 мин обеспечивает извлечение до 77 %  $^{137}\text{Cs}$  [102].

Очистку молока от радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{140}\text{Ba}$  и  $^{140}\text{La}$  исследовали в [103]. Возрастание концентрации радионуклида в молоке в зависимости от химических свойств элемента можно представить в виде ряда:  $^{90}\text{Sr} < ^{137}\text{Cs} < ^{45}\text{Ca} < ^{131}\text{I}$ . Радионуклиды иода в молоке распределяются неравномерно: в молозиве в 2–3 раза больше, чем в жировой среде. Для очистки молока применяют различные способы [103]. Технологический способ заключается в переработке загрязненного молока на сливки, сметану, творог, сыр, масло, сухое и сгущенное молоко. При этом получают конечный продукт с более низким содержанием радионуклида (ниже допустимых норм). Известно, что  $^{90}\text{Sr}$  соединяется с белками, и чтобы разрушить эти соединения и перевести стронций в растворимую форму, молоко подкисляют лимонной или соляной кислотой, с которыми он образует растворимые соли. Впоследствии эти соли легко удаляются вместе с сывороткой и пахтой, которые получают в процессе переработки молока.

При сепарировании молока, содержащего радиоизотопы стронция, цезия, иода, до 90 % активности остается в обезжиренном молоке, а получающиеся при этом сливки имеют низкую радиоактивность. Чем выше жирность сливок, тем меньше в них радионуклидов. При сбивании сливок в масло происходит дальнейшее удаление радионуклидов, и в итоге в конечном продукте остается лишь 1–3 % от первоначального количества активности. Основная часть радионуклидов остается в пахте, которая обычно подлежит уничтожению. В топленом масле  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  практически отсутствуют, а содержание  $^{131}\text{I}$  снижается до десятых долей процента по сравнению с содержанием в исходном молоке. Однако при получении сыра сычужным способом (русский, голландский, костромской и др.) до 80 %  $^{90}\text{Sr}$  переходит в готовый продукт. Таким образом, технологический способ дезактивации молока позволяет снизить радиоактивное загрязнение готового продукта в 3–8 и более раз.

Если же загрязненность молока выше нормы в 4 и более раз, то его подвергают очистке путем ионного обмена или с помощью сорбентов [103]. Ионообменная адсорбция осуществляется с использованием катионита КУ-2-8 чс. После катионита обработка молока осуществляется анионитом АВ-18-8 чс в гидроксидной форме или хлороформе для извлечения  $^{131}\text{I}$ . Процесс дезактивации включает подготовку ионитов, фильтрацию через катионит и анионит, мойку и регенерацию ионитов. Для такой дезактивации разработаны установки [103] производительностью  $10 \text{ м}^3/\text{ч}$  с коэффициентом очистки более 10. Состав молока после ионообменной адсорбции практически не меняется, не снижается и его биологическая питательная ценность.

Для очистки молока с помощью сорбента применялся модифицированный силикагель, обладающий избирательной адсорбцией цезия и (частично) стронция. Коэффициент распределения равен соответственно 9 и 3,5. В этом способе молоко фильтруется через силикагель, один объем которого способен очистить до 70 объемов молока. После использования сорбент регенерируется для повторного применения. В качестве сорбентов можно использовать природные цеолиты, например клиноптилолит, обладающий большой селективностью по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  и несколько меньшей к  $^{90}\text{Sr}$  [103]. Одного объема такого цеолита достаточно для очистки 50 объемов молока, однако в отличие от модифицированного силикагеля цеолит не поддается регенерации. В [103] для дезактивации молока применяли целлюлозно-неорганический

сорбент. Начальная активность молока по  $^{137}\text{Cs}$  составляла  $1,23 \cdot 10^5$  Бк/л. Конечная активность и коэффициент дезактивации в зависимости от объема очищенного молока этим сорбентом представлены в табл. 11.43. Из таблицы следует, что коэффициент очистки превышает 100, следовательно данный сорбент обеспечивает достижение требуемой дезактивации. В табл. 11.44 для сравнения приведена эффективность дезактивации загрязненного молока описанными выше способами.

Дезактивацию молока можно проводить любым из указанных методов, однако предпочтение рекомендуется отдавать технологической переработке, которая дает готовые безопасные продукты питания [2].

Таблица 11.43.

**Конечная активность  $^{137}\text{Cs}$  и коэффициент очистки в зависимости от объема очищенного молока при использовании целлюлозно-неорганического сорбента**  
(количество сорбента 8 г, начальная концентрация  $^{137}\text{Cs}$  в молоке  $4,55 \cdot 10^5$  Бк/л)[104]

Объем очищенного молока, л	Остаточная активность, Бк/л	Коэффициент очистки
0,2	$2,37 \cdot 10^3$	192
0,5	$2,9 \cdot 10^3$	157
1,0	$4,1 \cdot 10^3$	111
2,0	$2,1 \cdot 10^3$	216
3,0	$2,6 \cdot 10^3$	175

Таблица 11.44

**Эффективность дезактивации загрязненного ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ) молока различными способами [103, 104]**

Способ дезактивации	Коэффициент очистки
Переработка в сливки, творог, сыр и другие продукты	3–4
Ионообменная очистка	> 10
Очистка с помощью цеолитов и сорбентов от $^{137}\text{Cs}$	> 100

## Литература

1. <Нормы радиационной безопасности (НРБ–99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1.758-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. 116 с.
2. Зимон А.Д., Пикалов В.К. Дезактивация. М.: ИздАТ, 1994. 336 с.
3. Зимон А.Д. Дезактивация. М.: Атомиздат, 1975. 280 с.
4. Кеслер Г. Ядерная энергетика. М.: Энергоатомиздат, 1986. 264 с.
5. Камерон И. Ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1987. 320 с.
6. Шульц У.Х. Аварии на ядерно-технических установках / Пер. с нем. М.: Атомиздат, 1969. Вып. 1–3.
7. Hargen S. et al. // Atomwirtschaft. 1989. В. 34, N 1. S. 13–16.
8. Swith W. et al. // Trans. Amer. Soc. 1985. N 49. P. 42–43.

9. Seehars D., Hochreiner D. // J. Nucl. Mater. 1969. V. 166, N 12. P. 214–217.
10. Medvedev Z.A. Two decades of dissidence. New Sci 1976, 72 (1025), p. 264–267.
11. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: Справочник / В.А. Боженов, Л.А. Булдаков, И.Я. Василенко и др. / Под ред. Л.А. Ильина и В.А. Филова. Ленинград: Химия, 1990. 464 с.
12. Oberhofer M., Bacelar J. // Radiation Protection in Nuclear Energy Cons. IAEA. Vienna, 1988. P. 409–417.
13. Никипелов Б.В. и др. // Атомная энергия. 1988. Т. 67, № 2. С. 74–80.
14. Назаров А.Г. // Проблемы окружающей среды и природных ресурсов. М.: ВНИИ ТИ, 1990. № 5. С. 1–113.
15. Маргулис У.Я. Атомная энергия и радиационная безопасность. М.: Энергоатомиздат, 1983.
16. Израэль Ю.А. и др. Радиоактивные загрязнения природных сред при подземных ядерных взрывах и методы его прогнозирования. Л.: Гидрометеоздат, 1970.
17. Давыдов В.Ф., Снегин И.С. // США. Экономика, политика, идеология. 1982. № 7(151). С. 59–62.
18. Менькин Л.И. // Радиационная безопасность и защита АЭС. 1987. № 2. С. 202–216.
19. Михеев О.С., Кармишин А.М., Конвиссар Г.П. и др. Радиационная обстановка в ближайшей зоне Чернобыльской АЭС и динамика ее изменения. М.: ВАХЗ, 1990.
20. Богатов С.А., Боровой А.А., Дубасов Ю.В. и др. // Атомная энергия. 1990. Т. 69, № 1. С. 36–40.
21. Поляков А.С., Мамаев Л.А., Галкин Г.А. и др. Особенности дезактивации после Чернобыльской катастрофы. М.: Всесоюзный НИИ неорганических материалов, 1991.
22. Чернобыль — пять трудных лет. Обзор / Под ред. Ю.В. Сивинчева, В.А. Качалова. М.: ИздАТ, 1992.
23. Wang J. // Nucl. Power Eng. 1987. V. 8, N 8. P. 21–25.
24. Долин В.В. и др. // Докл. АН УССР. 1990. Сер. Б. № 12. С. 6–11.
25. Клочков В.Н., Гольдштейн Д.С., Васькин А.С. и др. // Атомная энергия. 1990. Т. 68, № 2. С. 105–107.
26. Зимон А.Д. Адгезия пищевых масс. М.: Агропромиздат, 1985.
27. Зимон А.Д. Адгезия жидкости и смачивание. М.: Химия, 1974.
28. Зимон А.Д. Мир частиц — коллоидная химия для всех. М.: Наука, 1988.
29. Дьяков А.А., Панков Е.Н., Менькин Л.И. и др. // Радиационная безопасность и защита АЭС. 1982. № 2. С. 74–80.
30. Thorton E. // Nucl. Technol. 1985. V. 5, N 1. P. 161–167.
31. Technical Reports Series IAEA. Vienna, 1989. N 300. P. 39–83.
32. Зимон А.Д. Адгезия пыли и порошка. Изд. 2-е, перераб. и доп. М.: Химия, 1976.
33. Zimon A. Adhesion of Dust and Powder. N.Y.; London: Plenum Press, 1982.
34. Musseiman R., Yorbrongh J. // J. Environ. Sci. 1987. V. 80, N 1. P. 51–56.
35. Ковунов В.С., Сакулин Г.С., Шадрин Л. Н. и др. Чернобыльская катастрофа: Причины и последствия. Ч. 1. Минск: Тест, 1993. С. 199–214.
36. Полуэктова Г.Б., Ковальчук О.В. // Атомная техника за рубежом. 1990. № 8. С. 9–13.
37. Kimuto H. // Eng. Rev. 1987. V. 2, N 27. P. 90–93.
38. Хашин М, Эчерт Д. // Тр. Америк. об-ва инженеров-механиков. Сер. Б. 1990. № 5. С. 93–99.
39. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Атомиздат, 1972. 312 с.
40. Апплби Л.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде. Радиоэкология после Чернобыля / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапка. М.: Мир, 1999. 512 с.
41. Анисимов А.И., Осминин В. // Сб.: Исследования по химии и технологии и применению радиоактивных веществ. Л.: Изд. Лен. технолог. ин-та, 1988. С. 94–98.
42. Techn. Repts. Ser. IAEA. Vienna, 1988. N 286. P. 1–90.
43. Седов В.М., Сенин Е.В., Нестеренко А.И. и др. // Атомная энергия. 1988. Т. 65, № 6. С. 399–403.
44. Ампелогова Н.И., Симановский Ю.М., Трапезников А.А. Дезактивация в ядерной энергетике / Под ред. В.М. Седова. М.: Энергоатомиздат, 1982.
45. Балабан Ю.В., Асонова Н.А., Гофман В.И. и др. // Радиационная безопасность и защита АЭС. 1977. № 3. С. 43–46; 47–53.
46. Томашов Н.Д., Чернова Г.П. // Пассивность и защита металлов от коррозии. М.: Наука, 1965. С. 208.
47. Кельцев Н.В. Основы адсорбционной техники. Изд. 2-е, перераб. и доп. М.: Химия, 1984.
48. Зимон А.Д. Аэрозоли. М.: Химия, 1993.
49. Tachikawa E., Yasunaka H., Suma T. // Proc. JAIF Intern. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants. Tokyo, 1988. V. 2. P. 443–448.



50. Труды методического совещания по обмену опытом ремонта на АЭС. М.: ЦНИИ Атоминформ, 1988.
51. Егоров Б.И. и др. // Технический прогресс в атомной промышленности. 1984. № 3. С. 8–13; 18–23.
52. Лебедев Н.И., Шитов В.С., Царев О.П. и др. // Тез. докл. конф. Термостойкие радиотехнические изделия для АЭС. М.: ЦНИИТЭнефтехим. 1983. С. 18–20.
53. Kunze U. // Atom and Strom. 1985. V. 31, N 6. S. 168–169.
54. Молотов И.Ю., Юрна Н.Р., Шигорин В.Г. и др. // Технический прогресс в атомной промышленности. 1987. № 2. С. 6–9.
55. А. с. 354733. Антиадгезионные покрытия / В.Н. Заболотный, Б.Н. Егоря, О.Н. Лихоманова и др. // Бюл. 1970. № 7. С. 62.
56. Захарчук Г.А., Балуков Р.В., Васильев Л.И. и др. // Хим. технология и вопр. надежной эксплуатации. Тр. Всесоюз. проектн. и науч.-исслед. ин-та комплексной энергетической технологии. Л., 1988. С. 27–33.
57. Aoki S. // Proc. JAIF Intern. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants. Tokyo, 1988. V. 2. P. 771–774.
58. Пат. США № 4681705. МПК № У48П. Дезактивация радиоактивной загрязненной жидкости / П. Кристов. Оpubл. 21.07.1987 // РЖ Энергетика. 1988. Т. 4.
59. А.с. № 2279205. Концентрирование радиоактивных загрязнений (фракция) / Ж. Ламе. Оpubл. 09.08.1976 // РЖ Химия. 1977. Т. 7. И43П
60. Богуславский В.Б. и др. // Радиационная безопасность и защита АЭС. 1977. № 3. С. 27–42.
61. Егоров Ю.А. и др. // Радиационная безопасность и защита АЭС. 1986. № 10. С. 3–8.
62. Nott V. // Water Chem. and Corros. Probl. Nucl. Power Plants. Proc. / Int. Symp. Vienna, 1982. P. 295–311.
63. Данев Х., Делуев Г., Градев Г. и др. // Атомная энергия. 1972. Т. 32, № 1. С. 87–89.
64. Кондратько М.Я. и др. // Журн. прикл. химии. 1981. Т. 54, № 4. С. 965 / Деп. в ВИНТИ 02.07.1980. № 2780-80.
65. Татаринов А. и др. Сравнительные испытания природных минералов. Чернобыль, 1989.
66. Физический энциклопедический словарь / Гл. ред. А.М. Прохоров. М.: Советская энциклопедия, 1983. 928 с.
67. Двухимный В.А. и др. Система очистки воздуха от аэрозольных частиц на АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1987.
68. Nucl. Engr. Intern. 1988. V. 33, N 411. P. 14–15.
69. Sekarai T. et al. // Proc. Inorganic ion Exchangers and Adsorbents. Vienna: Jnt. Atom. Ener. Ag., 1985. P. 85.
70. Казаков В.А., Ткаченко А.В., Федулов В.Ф. и др. // Локализация аварий на АЭС. М.: Энергоатомиздат. 1987. С. 87–90.
71. Борисова Л.И., Полевов В.Н., Борисов Н.Б. и др. // Первое Всесоюз. совещание по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. Чернобыль, 1989. Т. 3, Ч. 1. С. 126–139.
72. Крупчатников В.М. Вентиляция при работе с радиоактивными веществами. Изд. 2-е. М.: Атомиздат, 1973.
73. Кучерский Р.А. // Гигиена и санитария. 1966. № 1. С. 76.
74. Nischiwaki Y. // Bull. Tokyo Inst. Technol. 1963. N 54. P. 115.
75. Городинский С.М. и др. // Гигиена и санитария. 1967. № 2. С. 57.
76. Гольдштейн Д.С. и др. // Медико-технические проблемы индивидуальной защиты человека. Вып. 2. М.: Медицина, 1969. С. 24.
77. Кукин Г.Н., Соловьев А.Н. Текстильное материаловедение. М.: Гостехиздат, 1964.
78. Гольдштейн Д.С. и др. / Сб. научн. работ Ин-та биофизики Минздрава. Вып. 10. М.: Медицина, 1972. С. 99.
79. Smal Z., Chmielewska J. // Prace Centr. Inst. Ochrony Pracy. 1965. V. 15, N 46. P. 197.
80. Nishiwaki Y., Nishioka H. // Bull. Tokyo Inst. Technol. 1964. N 61. P. 13.
81. Городницкий С.М., Панфилова З.Е., Гольдштейн Д.С. и др. Дезактивация средств индивидуальной защиты и защитных покрытий. М.: Атомиздат, 1964.
82. Siewert G., Shikora Th. // Kernenergie. 1963. V. 6, N 11. S. 595.
83. Stivenon D.G. // Research. 1960. V. 13, N 6. P. 383.
84. Грандберг И.И. Органическая химия. Изд. 20-е, перераб. и доп. М.: Высшая школа, 1980. 464 с.
85. Санитарные правила для промышленных городских спецпрачечных по дезактивации спецодежды и СИЗ. М.: Минздрав СССР, 1976. № 1298–75.
86. Zuczar J., Pietrzak-Tils Z. // Roczn. Panstw. Zakl. Hig. 1965. V. 16, N 1. P. 17.
87. Городинский С.М. и др. // Гигиена труда и проф. заболеваний. 1961. № 4. С. 32.
88. Проматова И.А. // Медико-технические проблемы индивидуальной защиты человека. Вып. 2. М.: Медицина, 1969. С. 81.

89. Филимонов Б.В., Проматова И.А. // Медико-технические проблемы индивидуальной защиты человека. Вып. 2. М.: Медицина, 1969. С. 90.
90. Городинский С.М., Гольдштейн Д.С. Дезактивация полимерных покрытий. Изд. 2-е, перераб. и доп. М.: Энергоиздат, 1981.
91. Kohanawa O., Matsumoto H. // Proc. JAIT Intern. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants. Tokyo, 1988. V. 2. P. 807.
92. Авария на ЧАЭС и ее последствия. Обзор. М.: Изд. ГКНТ, 1987. Ч. 1.
93. Городинский С.М. и др. // Радиационная гигиена. Т. 1. М.: Медгиз, 1962. С. 87.
94. Иванов Е.В. // Тез. докл. Всесоюзн. конф. Актуальные вопросы радиационной гигиены. М.: Минздрав СССР, 1987. С. 143.
95. Norwood W.D. // Arch. Environ. Health. 1971. V. 23. P. 129.
96. Бажин А.Г. и др. // Гигиена и санитария. 1981. № 12. С. 70–72.
97. Иваненков А.Т., Попов Б.А., Парфенова И.М. и др. // Гигиена и санитария. 1989. № 5. С. 26–30.
98. Бегак О.Ю. и др. Введение в радиоэкологию. СПб.: СПб. технолог. ин-т, 1992. 69 с.
99. Diehl J. // Food Austral. 1990. V. 42, N 8. P. 382–383, 386–387.
100. Command 302. The accident at Windscale no. 1 piles on 10 October 1957. London: HMSO.
101. Бера Р.Д. и др. // Тез. XVIII совещания соц. стран по космической биологии и медицине. М.: Интеркосмос, 1985. С. 270.
102. Василенко И.Я. // Гигиена и санитария. 1987. № 7. С. 64–67.
103. Донская Г.А., Марьин В.А., Опарина Л. И. и др. Основы очистки молока от радионуклидов. М.: ВНИИКМ, 1991.
104. Ткачев К.В. и др. Результаты испытаний целлюлозно-неорганического сорбента. Свердловск: НПО «Кристалл», 1990.
105. Industrial Processing with Membranes / Ed. R.E. Lacey, S. Loeb. N.Y.: Wiley Interscience, 1972.
106. Дытнерский Ю.И. Обратный осмос и ультрафильтрация. М.: Химия, 1978.
107. Membrane Separation Processes / Ed. P. Mears. Amsterdam: Elsevier, 1976.
108. Никифоров А.С. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985. 184 с.

# РАЗДЕЛ 12

## ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА АКТИНОИДОВ

Автор-составитель: к.х.н., с.н.с. Е.В. Платыгина

### 12.1. Общая характеристика актиноидов

Актиноидные элементы (актиноиды) образуют группу элементов, близких между собой по химическим свойствам. Так же, как и у лантаноидов, при их образовании заполняется не внешняя электронная оболочка, а внутренняя подгруппа 5f. Наибольшее число электронов, которые могут находиться в f-состоянии, равно  $2(2l + 1) = 2(2 \cdot 3 + 1) = 14$ . Поэтому актиноидов должно быть 14, т. е. последний элемент этой группы лоуренсий ( $Z = 103$ ). Следующий элемент ( $Z = 104$ ) должен быть аналогом гафния.

Среди актиноидов нет стабильных нуклидов (табл. 12.1.1). Самый распространенный способ распада —  $\alpha$ -распад (испускание ядра атома гелия  ${}^4_2\text{He}$ ). В результате образуется дочернее ядро легче материнского на 4 массовых единицы ( $A-4$ ) и с зарядом на 2 единицы меньше ( $Z-2$ ), чем у ядра-предшественника. Большая часть (~ 98 %) энергии распада передается  $\alpha$ -частице. Для актиноидов эта энергия лежит в диапазоне от 4 до 11 МэВ. Как правило, дочернее ядро тоже нестабильно и либо испускает  $\alpha$ -частицу, либо претерпевает  $\beta$ -распад.

При  $\beta$ -распаде заряд дочернего ядра на 1 отличается от заряда материнского нуклида ( $DZ = +1$  при  $-\beta$ -распаде;  $DZ = -1$  при  $^{+\beta}$ -распаде и e-захвате), а массовое число не меняется. Энергия  $\beta$ -распада распределяется между тремя частицами:  $\beta$ -частицей, нейтрино и дочерним ядром, и поэтому спектр  $\beta$ -излучения сплошной от минимального значения до величины, близкой к энергии  $\beta$ -распада. Каждый актиноидный элемент имеет один или несколько  $\beta$ -стабильных изотопов. Изотопы, более тяжелые, чем  $\beta$ -стабильные, распадаются с испусканием  $-\beta$ -частицы, более легкие испытывают e-захват ( $\epsilon$ ) или  $^{+\beta}$ -распад. Энергия  $\beta$ -распада обычно увеличивается по мере удаления от линии  $\beta$ -стабильности.

Обычно  $\alpha$ - и  $\beta$ -переходы приводят к образованию основного и нескольких возбужденных состояний дочернего ядра. Снятие возбуждения происходит в результате испускания  $\gamma$ -квантов или электронов конверсии (так называемый безызлучательный переход). Средние времена жизни возбужденных состояний лежат в пределах  $10^{-14}$ – $10^{-12}$  с. Однако в некоторых случаях (когда разница в спинах основного и возбужденного состояний велика) быстрые переходы — магнитный и электрический дипольные (M1 и E1) или электрический квадрупольный (E2) — запрещены правилами отбора по угловому моменту. Время жизни таких состояний, называемых метастабильными или изомерными, оказывается много больше  $10^{-9}$  с (до нескольких лет, например  ${}^{242m}\text{Am}$  имеет период полураспада 141 год). Изомер, как правило, переходит в основное состояние того же нуклида, т. е. происходит изомерный переход (ИП), или распадается одним из обычных способов.

**Долгоживущие нуклиды-актиноиды, подходящие для физических и химических исследований**

Элемент	Изотоп	Тип распада	Период полураспада
Актиний	$^{227}_{89}\text{Ac}$	$-\beta$ $\alpha$	21,8 г. 1556 лет
Торий	$^{232}_{90}\text{Th}$	$\alpha$ СД	$1,40 \times 10^{10}$ лет $8,5 \times 10^{20}$ лет
Протактиний	$^{231}_{91}\text{Pa}$	$\alpha$ СД	$3,28 \times 10^4$ лет $\geq 1,1 \times 10^{16}$ лет
Уран	$^{238}_{92}\text{U}$	$\alpha$ СД	$4,47 \times 10^9$ лет $8,3 \times 10^{15}$ лет
Нептуний	$^{236}_{93}\text{Np}$	$-\beta$ (12,5 %), E (87,3 %)	$1,54 \times 10^5$ лет
	$^{237}_{93}\text{Np}$	$\alpha$ СД	$2,14 \times 10^6$ лет $\geq 1 \times 10^{18}$ лет
Плутоний	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$\alpha$ СД	24110 лет, $8 \times 10^{15}$ лет
	$^{240}_{94}\text{Pu}$	$\alpha$ СД	6560 лет $1,15 \times 10^{11}$ лет
	$^{242}_{94}\text{Pu}$	$\alpha$ СД	$3,75 \times 10^5$ лет $6,8 \times 10^{10}$ лет
	$^{244}_{94}\text{Pu}$	$\alpha$ СД	$8,0 \times 10^7$ лет $6,6 \times 10^{10}$ лет
Америций	$^{241}_{95}\text{Am}$	$\alpha$ СД	432 г. $1,1 \times 10^{14}$ лет
	$^{243}_{95}\text{Am}$	$\alpha$ СД	7370 лет $2 \times 10^{14}$ лет
Кюрий	$^{244}_{96}\text{Cm}$	$\alpha$ СД	18,1 г. $1,3 \times 10^7$ лет
	$^{245}_{96}\text{Cm}$	$\alpha$ СД	8500 лет $1,4 \times 10^{10}$ лет
	$^{246}_{96}\text{Cm}$	$\alpha$ СД	4760 лет $1,6 \times 10^7$ лет
	$^{247}_{96}\text{Cm}$	$\alpha$	$1,56 \times 10^7$ лет
	$^{248}_{96}\text{Cm}$	$\alpha$ СД	$3,48 \times 10^5$ лет $3,8 \times 10^6$ лет

Элемент	Изотоп	Тип распада	Период полураспада
	$^{250}_{96}\text{Cm}$	СД(74 % ), $\alpha$ (18 % ), – $\beta$ (8 % )	8300 лет
Берклий	$^{247}_{97}\text{Bk}$	$\alpha$	1380 лет
	$^{249}_{97}\text{Bk}$	– $\beta$ $\alpha$ СД	330 дней $6,4 \times 10^4$ лет $1,9 \times 10^9$ лет
Калифорний	$^{249}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ СД	351 г. $7 \times 10^{10}$ лет
	$^{252}_{98}\text{Cf}$	$\alpha$ СД	2,64 г. 85 лет
Эйнштейний	$^{253}_{99}\text{Es}$	$\alpha$ СД	20,5 дня $2,4 \times 10^8$ лет
	$^{254}_{99}\text{Es}$	$\alpha$ – $\beta$ СД	275,7 дня $4,4 \times 10^5$ лет $2,5 \times 10^7$ лет
	$^{255}_{99}\text{Es}$	– $\beta$ (92 % ), $\alpha$ (8 % )	39,8 дня
		СД	2660 лет
Фермий	$^{257}_{100}\text{Fm}$	$\alpha$ (99,79 % ), СД(0,21 % )	100 дней

Практически все тяжелые нуклиды, начиная с тория, способны к спонтанному делению (СД) (см. табл. 12.1.1). Причем чем больше  $Z$ , тем больше в среднем вероятность этого процесса, в частности, велика вероятность деления у  $^{252}_{98}\text{Cf}$  (на 33  $\alpha$ –распада приходится 1 деление). Каждое деление сопровождается высвобождением почти 200 МэВ энергии (наибольшая часть в виде кинетической энергии осколков деления) и испусканием 2–4 нейтронов. Период полураспада  $T_{1/2}$

относительно спонтанного деления зависит от параметра делимости  $\frac{Z^2}{A}$  (см. рис. 12.1.1). У всех элементов с четными значениями  $Z$  (светлые кружки) периоды полураспада  $T_{1/2}$  ложатся на колоколообразные кривые, вершины которых располагаются на прямых линиях. Значения  $T_{1/2}$  для нуклидов с нечетными  $Z$  или  $A$  (черные кружки) лежат значительно выше ожидаемых (пунктирные кривые). С увеличением  $A$  и  $Z$  уменьшаются и периоды  $\alpha$ –распада, но медленнее, чем  $T_{1/2}$ . Поэтому для ядер тория, урана и плутония преобладающим оказывается  $\alpha$ –распад, а нуклиды некоторых изотопов калифорния, фермия, курчатовия и др., напротив, с большей вероятностью делятся.

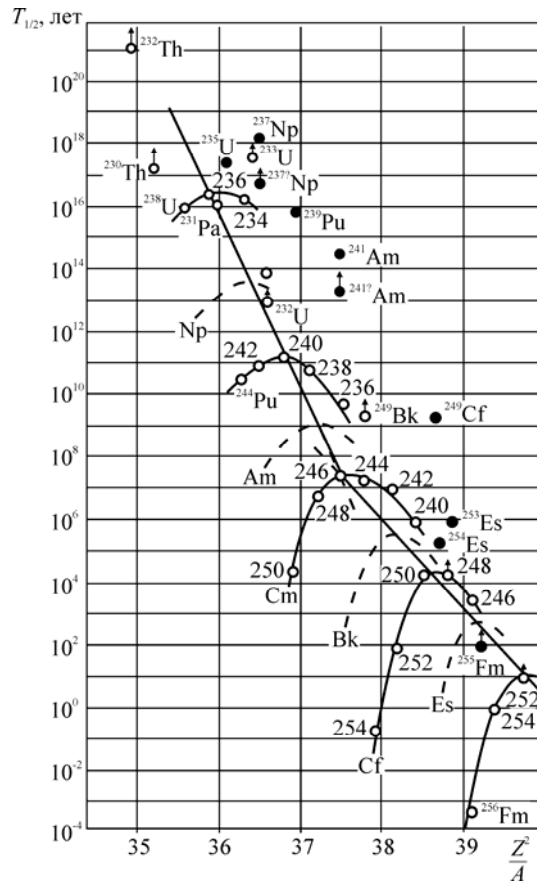


Рис. 12.1.1. Систематика периодов полураспада тяжелых ядер по отношению к спонтанному делению

## 12.1.1. Деление ядер. Цепная реакция деления

### 12.1.1.1. Делимость и барьер деления

Предположим, что ядро в результате возбуждения, полученного при захвате нейтрона, начало колебательные движения. Отклонение от сферической формы ядра приводит к увеличению поверхности, а следовательно, и к возрастанию поверхностной энергии. При этом уменьшается энергия электростатического расталкивания протонов, поскольку при сферической форме протоны максимально сближены.

Допустим, что форма ядра будет изменяться от сферической к эллипсоидальной и обратно. Роль упругих сил, возвращающих эллипсоид к первоначальной сферической форме, будут выполнять силы поверхностного натяжения ядра. При достаточной энергии возбуждения ядро, все более вытягиваясь, примет форму гантели и может разделиться. Действие кулоновских сил расталкивания при этом станет преобладающим. Оценим изменение потенциальной энергии ядра, которая равна кулоновской и поверхностной энергии, при переходе ядра к эллипсоидальной форме:

$$\Delta E_{\text{д}} = (E_{\text{к}}^{\text{эллип}} + E_{\text{п}}^{\text{эллип}}) - (E_{\text{к}} + E_{\text{п}}). \quad (12.1)$$

Здесь  $\Delta E_{\text{д}}$  — изменение потенциальной энергии ядра;  $E_{\text{к}}$  и  $E_{\text{п}}$  — кулоновская и поверхностная энергия для сферического ядра;  $E_{\text{к}}^{\text{эллип}}$  и  $E_{\text{п}}^{\text{эллип}}$  — та же энергия для деформированного ядра.

Из полуэмпирической формулы Вайцзеккера\* следует, что вклад энергии кулоновского взаимодействия составляет

$$E_k = \frac{\gamma Z^2}{A^{1/3}}, \quad (12.2)$$

где  $Z$  — число протонов;  $A$  — число нуклонов в ядре;  $\gamma = 0,69$  МэВ.

Для деформированного ядра, имеющего форму равномерно заряженного эллипсоида, выражение для кулоновской энергии примет вид

$$E_k^{\text{эмп}} = E_k \left( 1 - \frac{1}{5} \varepsilon^2 + \dots \right), \quad (12.3)$$

где  $\varepsilon$  — малый параметр, характеризующий величину деформации ядра:  $a = R(1 + \varepsilon)$  —

$b = R \left( 1 - \frac{1}{2} \varepsilon \right)$  — большая полуось и — малая полуось эллипсоида, которые подобраны из условия несжимаемости ядерной жидкости так, чтобы объем ядра при деформации оставался постоянным.

Выражение для поверхностной энергии эллипсоида имеет вид

$$E_{\pi}^{\text{эмп}} = E_{\pi} \left( 1 + \frac{2}{5} \varepsilon^2 + \dots \right), \quad (12.4)$$

где  $E_{\pi} = bA^{2/3}$  — величина поверхностной энергии из формулы Вайцзеккера;  $b = 17$  МэВ.

Подставим в формулу (12.1) выражения кулоновской и поверхностной энергии для двух состояний ядра. Получим

$$\Delta E_{\text{д}} = \frac{1}{5\varepsilon^2} (2E_{\pi} - E_k) = \frac{1}{5} \alpha \varepsilon^2, \quad (12.5)$$

где  $\alpha = 2\beta A^{2/3} - \frac{\gamma Z^2}{A^{1/3}}$ .

Пока  $\Delta E_{\text{д}}$  положительна,  $2E_{\pi} > E_k$ , и ядро будет возвращаться к первоначальной форме. При  $2E_{\pi} < E_k$  кулоновские силы преобладают, и такое ядро не может существовать: ядро неустойчиво и будет мгновенно делиться при  $2E_{\pi} = E_k$ . Таким образом, отношение  $d$  кулоновской энергии к удвоенной поверхностной энергии

$$\delta = \frac{E_k}{2E_{\pi}} = \frac{\gamma Z^2}{2A^{1/3}\beta A^{2/3}} \approx \frac{Z^2/A}{49} \quad (12.6)$$

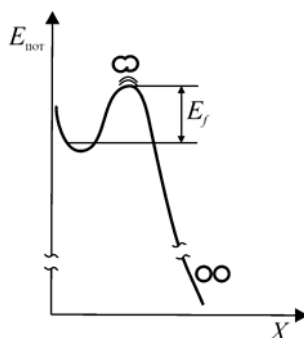
дает критерий устойчивости ядра относительно спонтанного деления.

При малых эллипсоидальных деформациях потенциальная энергия ядра возрастает, т. е. образуется энергетический барьер  $E_f$  (рис. 12.1.2). Высота барьера тем меньше, чем меньше разность  $2E_{\pi} - E_k$  или чем больше параметр делимости  $Z^2/A$ . Для деления ядра с  $Z^2/A < 49$  необходимо внести энергию возбуждения, которая должна превосходить барьер деления  $E_{\text{возб}} > E_f$ . Возбудить ядро можно при облучении его  $\gamma$ -квантами, нейтронами или другими частицами. Деление ядер с  $Z^2/A < 49$  может происходить и за счет туннельного эффекта. Хотя критерий  $d$  (формула (12.6)) справедлив только для малых деформаций, он, тем не менее, позволяет предположить, что и в случае больших деформаций время жизни ядра ( $A, Z$ ) относительно спонтанного деления определяется только отношением  $Z^2/A$ . Действительно, общее изменение

времени жизни обнаруживает заметную, приблизительно экспоненциальную зависимость от  $Z^2/A$  (см. рис. 12.1.2).

При облучении нейтронами, кроме кинетической энергии, в ядро вносится также энергия связи нейтрона. Тогда  $E_{\text{возб}} = E_{\text{св}} + E_k$ . При этом могут быть два случая:

- а)  $E_{\text{св}} > E_f$  — деление может идти под действием тепловых нейтронов;
- б)  $E_{\text{св}} < E_f$  — для деления ядра необходимо, чтобы нейтрон обладал кинетической энергией.



**Рис. 12.1.2.** Изменение потенциальной энергии в процессе деления ядра

Из экспериментов известно, что  $^{235}\text{U}$  делится тепловыми нейтронами, а  $^{238}\text{U}$  — нейтронами с энергией более 1 МэВ. Такое различие связано с тем, что у компаунд-ядра  $^{236}\text{U}$  по сравнению с

$^{239}\text{U}$  параметр делимости  $\frac{Z^2}{A}$  больше. Кроме того, энергия присоединения нейтрона к ядру  $^{235}\text{U}$  больше, чем к ядру  $^{238}\text{U}$ , так как в первом случае образуется четно-четное компаунд-ядро, а во втором — четно-нечетное. Расчеты показывают, что у  $^{235}\text{U}$  энергия связи превосходит барьер деления, а у  $^{238}\text{U}$  она недостаточна. Кроме  $^{235}\text{U}$ , тепловыми нейтронами делятся  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  и другие четно-нечетные и нечетно-нечетные ядра. Однако практический интерес для получения энергии представляют только  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , которые можно получить в промышленных масштабах.

### 12.1.1.2. Энергия деления

Деление ядер должно сопровождаться высвобождением энергии, поскольку образующиеся осколки в сумме имеют меньшую массу или большую энергию связи на один нуклон по сравнению с исходным делящимся ядром. Например, для урана:

$$E = [M_U - (M_1 + M_2)]c^2 = \epsilon_1 A_1 + \epsilon_2 A_2 - \epsilon A_U,$$

где  $M_U$  — масса ядра урана;  $M_1$  и  $M_2$  — масса первого и второго осколков;  $A_1$ ,  $A_2$  и  $A_U$  — соответствующие массовые числа;  $c$  — скорость света.

Поскольку удельные энергии связи  $\epsilon_1$  и  $\epsilon_2$  осколков, находящихся в середине периодической системы, примерно на 0,8 МэВ больше удельной энергии связи урана  $\epsilon_U$ , то энергия, выделяющаяся при делении, составит

$$E = A(\bar{\epsilon} - \epsilon) = 238 \cdot 0,8 \approx 200 \text{ МэВ} \approx 3,2 \cdot 10^{-11} \text{ Дж}.$$

Здесь 
$$\bar{\epsilon} = \frac{\epsilon_1 A_1 + \epsilon_2 A_2}{A_U}.$$



Распределение энергии, выделяющейся при делении  $^{235}_{92}\text{U}$  тепловыми нейтронами, показано в табл. 12.1.2. Основная доля этой энергии (около 180 МэВ) выделяется в виде кинетической энергии осколков деления и обусловлена их кулоновским расталкиванием. Эта энергия преобразуется в энергию теплового движения атомов и молекул среды. Часть энергии деления переходит в энергию возбуждения осколков, что приводит к испусканию в среднем одного-двух нейтронов каждым осколком, а затем — к испусканию  $\gamma$ -квантов. Эти нейтроны и  $\gamma$ -кванты называются мгновенными, а образовавшиеся после сброса нейтронов ядра — продуктами деления. Мгновенные нейтроны за очень малое время (порядка  $10^{-5}$ – $10^{-3}$  с) поглощаются в размножающей среде, следовательно, энергия этих нейтронов и  $\gamma$ -квантов радиационного захвата превращается в тепло фактически тоже мгновенно. После испускания мгновенных нейтронов продукты деления имеют по-прежнему значительный избыток нейтронов и поэтому являются  $\beta$ -радиоактивными. В среднем каждый атом продуктов деления претерпевает три последовательных распада, которые сопровождаются испусканием  $\beta$ -частиц, антинейтрино и  $\gamma$ -квантов, что дает запаздывающее энерговыделение. Кроме того, более 5 % всей энергии деления уносится антинейтрино и не может быть использовано. Запаздывающее энерговыделение, которое составляет около 6,5 %, приводит к некоторому росту высвобождаемой энергии во времени в начальный период работы реактора (3 месяца) и медленному спаду при его остановке.

Таблица 12.1.2

Распределение энергии деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами

Пространственное распределение	Мгновенное энерговыделение, МэВ	Запаздывающее энерговыделение, МэВ	Полная энергия, МэВ
Локализованное	166 (кинетическая энергия осколков)	7 (энергия $\beta$ -частиц)	173
Рассеянное	5 (кинетическая энергия нейтронов)	6 (энергия $\gamma$ -квантов $\beta$ -распада)	26
	7 (энергия мгновенных $\gamma$ -квантов)		
	8 (энергия $\gamma$ -квантов захвата)		
Полная энергия, МэВ	186	13	~ 200
Непоглощенная энергия, МэВ	11 (энергия антинейтрино)		

Наличие остаточного энерговыделения требует длительного выдерживания отработавшего в реакторах уранового или другого ядерного топлива перед его переработкой.

### 12.1.1.3. Продукты деления

При делении урана и других тяжелых ядер нейтронами образуется около восьмидесяти осколков с массовым числом 72–161 и с атомными номерами от 30 до 65. Первые радиохимические измерения показали, что спектр масс продуктов деления имеет вид плавной

двугорбой кривой с наиболее вероятным отношением масс продуктов примерно 3 : 2. При этом легкий осколок в соответствии с законом сохранения импульса приобретает большую энергию

$$(M_{\text{л}}v_{\text{л}})^2 = (M_{\text{т}}v_{\text{т}})^2 \quad \text{или} \quad \frac{M_{\text{т}}}{M_{\text{л}}} = \frac{E_{\text{л}}}{E_{\text{т}}},$$

где  $M_{\text{л}}$ ,  $v_{\text{л}}$  и  $M_{\text{т}}$ ,  $v_{\text{т}}$  — массы и скорости соответственно легкого и тяжелого осколков;  $E_{\text{л}}$  и  $E_{\text{т}}$  — их энергии.

Преобладание асимметричного деления над симметричным можно характеризовать отношением «пика к впадине», которое равно отношению выходов, соответствующих максимумам массовой кривой, и выходам в минимуме кривой. Отношение «пика к впадине» наибольшее при делении ядер тепловыми нейтронами (750–650), оно уменьшается с увеличением энергии нейтронов. При делении нейтронами высоких энергий (несколько десятков МэВ) и заряженными частицами симметричное деление становится доминирующим.

### 12.1.2. Размножение нейтронов

Спонтанное и вынужденное деление всегда сопровождается испусканием нескольких нейтронов, которые, в свою очередь, могут вызвать деление новых ядер и т. д. Такую самоподдерживающуюся реакцию называют *цепной*. Параметром, характеризующим возможность протекания этого процесса, является коэффициент размножения  $K$ , который определяется как отношение числа нейтронов последующего поколения к числу нейтронов предыдущего поколения в объеме размножающей нейтроны среды. При  $K = 1$  количество делений не изменяется во времени — такое состояние называют *критическим*; соответственно объем и массу системы с таким значением параметра  $K$  называют *критическим объемом* и *критической массой*. При  $K > 1$  цепная реакция развивается по нарастающей, что соответствует *надкритическому* состоянию. При  $K < 1$  реакция затухает — реализуется *подкритическое* состояние.

В самоподдерживающейся цепной реакции деления отдельные поколения нейтронов разделены средним временем цикла обращения  $t$ , т. е. средним временем жизни нейтронов в данной размножающей среде. Если в какой-то момент времени имеется  $n$  нейтронов, то по прошествии одного цикла обращения  $t$  их количество станет равным  $Kn$ , а приращение нейтронов составит  $Kn - n$ . Следовательно, изменение числа нейтронов в единицу времени будет

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n(K-1)}{\tau} \quad (12.7)$$

или

$$n_t = n_0 \exp\left(\frac{K-1}{\tau} t\right) = n_0 \exp\left(\frac{K_{\text{изб}}}{\tau} t\right), \quad (12.8)$$

где  $n_0$  — число нейтронов в начальный момент времени;  $n_t$  — число нейтронов по прошествии времени  $t$ ;  $K_{\text{изб}} = K - 1$ .

Время цикла обращения нейтронов достигает  $10^{-3}$  с для реакторов на тепловых нейтронах. Оценим скорость возрастания числа нейтронов при  $K = 1,01$ :

$$\frac{n_t}{n_0} = \exp\frac{1,01-1}{10^{-3}} \cdot t \approx 2 \cdot 10^4.$$

Во столько же раз за 1 с должно увеличиться число делений и энерговыделение. Следовательно, превышение значения  $K$  над единицей всего на 1 % совершенно недопустимо, так как приведет к слишком быстрому росту выделяемой энергии. Для осуществления контролируемой

цепной реакции  $K$  не должно превышать долю запаздывающих нейтронов ( $\beta$ ) для данного ядерного топлива.

### 12.1.2.1. Коэффициент размножения для бесконечной среды

Утечка нейтронов зависит от размеров и геометрической формы размножающей среды, а потери нейтронов за счет конкурирующих реакций определяются ее составом. Обычно задачу получения  $K = 1$  решают, сначала исключив утечку нейтронов, т. е. определяют  $K_0$  для бесконечно большого объема размножающей среды. И если  $K_0 > 1$ , то всегда существует объем конечных размеров, в котором может быть достигнуто условие

$$K = K_0 P = 1, \quad (12.9)$$

где  $P$  — доля нейтронов, избежавших утечки.

Рассмотрим, от каких факторов зависит коэффициент размножения нейтронов в среде, имеющей бесконечные размеры.

Нейтроны, образовавшиеся при делении, во время цикла обращения будут взаимодействовать с ядрами замедлителя,  $^{238}\text{U}$ , конструкционными материалами и теплоносителем. Все эти вещества, поглощая нейтроны, снижают  $K_0$ . Предположим, что в какой-то момент времени в результате захвата теплового нейтрона образовалось  $n$  быстрых нейтронов. Часть этих нейтронов имеет энергию выше 1,2 МэВ и может вызвать деление ядер  $^{238}\text{U}$ . Следовательно, число нейтронов увеличится в  $m$  раз и станет равным  $nm$ . Величина  $m$ , показывающая, во сколько раз увеличится число нейтронов деления  $^{235}\text{U}$  за счет дополнительного деления  $^{238}\text{U}$ , называется *коэффициентом размножения на быстрых нейтронах*.

В процессе замедления нейтроны могут быть захвачены ядрами замедлителя, теплоносителя или  $^{238}\text{U}$  без деления. Сечение захвата  $^{238}\text{U}$  особенно велико в области резонансного поглощения. Доля нейтронов, не поглотившаяся при замедлении, учитывается коэффициентом  $j$  — *вероятностью избежать резонансного захвата*. Все замедлившиеся нейтроны захватываются  $^{235}\text{U}$  или ядрами среды. Доля нейтронов, поглощаемых ураном, определяется коэффициентом теплового использования  $J$ . При этом только часть нейтронов  $s$  при поглощении вызовет деление ядер  $^{235}\text{U}$ , в результате которого образуется  $\nu$  новых нейтронов. Таким образом, по завершении нейтронного цикла  $n$  нейтронов предшествующего поколения обращается в  $(nmjJcn)$  нейтронов следующего поколения, и, следовательно, по определению

$$K_0 = mjJh. \quad (12.10)$$

Здесь  $h = cn$  — число вторичных нейтронов, приходящихся на один поглощенный тепловой нейтрон в материале топлива. Выражение (12.10) принято называть *формулой четырех сомножителей*.

В табл. 12.1.3 приведены значения  $K_0$  для размножающих систем различного состава и структуры для естественного урана (гомогенной и гетерогенной).

*Гетерогенной* называют среду, в которой плотность атомных ядер замедлителя и делящегося вещества существенно меняется на расстоянии, гораздо меньшем средней длины свободного пробега нейтронов. Среду, в которой плотности атомных ядер замедлителя и делящегося вещества не изменяются на том же расстоянии, называют *гомогенной*.

## Оптимальные параметры размножающих сред [1]

Гомогенная среда			Гетерогенная среда			
Замедлитель	$N_3/N_U$	$K_0$	$N_3/N_U$	$d_U$ , см	Шаг решетки $t$ , см	$K_0$
H <sub>2</sub> O	2,5	0,84	1,4	1,5	2,5	1
D <sub>2</sub> O	167	1,14	20	3	15	1,2
C	452	0,85	80	3	20	1,08
Be	193	0,8				

**Примечание.**  $N_3/N_U$  — отношение концентраций ядер замедлителя и урана;  $d_U$  — диаметр уранового блока.

Из табл. 12.1.3 видно, что в гетерогенной системе с естественным ураном возможно достижение критического состояния не только с тяжеловодным замедлителем, как в гомогенной среде, но и с другими замедлителями — легкой водой и графитом. Это обусловлено увеличением коэффициентов  $m$  и  $j$  за счет блок-эффекта, несмотря на некоторое снижение коэффициента теплового использования  $J$ .

## 12.1.2.2. Утечка нейтронов

Вероятность  $P$  избежать утечки за пределы конечной системы определяется геометрией, размерами, отражающей способностью стенок сосуда. Вероятность избежать утечки зависит от длины пути между местом рождения нейтрона и стенками сосуда и от возможности пройти этот путь без столкновений. Первый фактор можно назвать геометрическим. Второй фактор определяется нейтронно-физическими свойствами размножающей системы. Нейтроны, средняя длина свободного пробега которых меньше, чем расстояние, которое им необходимо преодолеть до границы системы, остаются в системе. Параметром, который определяет свойства среды в отношении утечки нейтронов, является длина миграции  $M$ . Утечка нейтронов пропорциональна  $M^2$ .

В качестве геометрического фактора выступает геометрический параметр, или лапласиан,  $B_g^2$ . Он представляет собой собственное число волнового уравнения, описывающего пространственное распределение потока нейтронов в выпуклой системе без отражателя. Чем больше  $B_g^2$ , тем больше утечка из системы.

В табл. 12.1.4 приведены соотношения, позволяющие рассчитать геометрический фактор для размножающих систем различной формы.

Таблица 12.1.4

Геометрический параметр  $B_g^2$ 

Геометрия	$B_g^2$
Бесконечный плоский слой	$\frac{\pi^2}{(a + \lambda)^2}$ , где $a$ — толщина слоя; $l$ — длина экстраполяции

Параллелепипед	$\frac{\pi^2}{(a+\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(b+\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(c+\lambda)^2},$ где $a, b, c$ — стороны
Бесконечный цилиндр	$\frac{(2,4048)^2}{(R+\lambda)^2},$ где $R$ — радиус цилиндра
Бесконечный полуцилиндр	$\frac{(3,832)^2}{(R+\lambda)^2},$ где $R$ — радиус полуцилиндра
Конечный цилиндр	$\frac{(2,4048)^2}{(R+\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(H+2\lambda)^2},$ где $R, H$ — радиус и высота цилиндра
Шар	$\frac{\pi^2}{(R+\lambda)^2},$ где $R$ — радиус шара
Полусфера	$\frac{(4,49)^2}{(R+\lambda)^2},$ где $R$ — радиус полусферы

Важным практическим приложением параметра  $B_{\text{эф}}^2$  при оценке критичности является возможность пересчета критической массы систем различных геометрических форм, основанная на приравнивании лапласиана. С помощью выражений для  $B_{\text{эф}}^2$  при одном и том же  $K_{\text{эф}}$  можно определить соответствующие размеры систем в форме шара, цилиндра, пластины и др. Для этого необходимо знание длины экстраполяции  $l$ , которая означает для реактора без отражателя расстояние от границы размножающей зоны до поверхности, где обращается в нуль экстраполированная плотность потока нейтронов. Для реактора с отражателем эквивалентом длины экстраполяции является эффективная добавка  $d$ , которая складывается из длины экстраполяции  $l$  и экономии отражателя  $D$ :

$$d = l + D.$$

Для систем, содержащих растворы урана или плутония:

$$l = 2,5, 2,8 \text{ см};$$

$$\Delta = \begin{cases} 3,1 \div 3,5 \text{ см для бесконечного водяного отражателя,} \\ 4 \div 4,3 \text{ см для бесконечного бетонного отражателя.} \end{cases}$$

Для систем, содержащих диоксид урана с обогащением 90 % по  $^{235}\text{U}$  (плотность 10960 кг/м<sup>3</sup>):

$$l = 3,9 \div 5,1 \text{ см};$$

$$D = 2,8 \div 3,1 \text{ см}.$$

Произведение параметров  $M^2 \cdot B_g^2$  равно вероятности нейтрона покинуть систему в расчете на один нейтрон, поглощенный в размножающей среде. Таким образом, доля нейтронов, теряющихся вследствие утечки, равна:

$$1 - P = \frac{M^2 B_g^2}{1 + M^2 B_g^2} \quad (12.11)$$

Доля нейтронов, остающихся в системе, равна  $\frac{1}{1 + M^2 B_g^2}$ . Тогда  $K_{эф}$  можно записать следующим образом:

$$K_{эф} = \frac{K_0}{1 + M^2 B_g^2} \quad (12.12)$$

Для критической системы  $K_{эф} = 1$  и, следовательно,

$$B_g^2 = \frac{K_0 - 1}{M^2} \equiv B_m^2,$$

где  $B_m^2$  — материальный параметр среды.

Равенство геометрического и материального параметров означает, таким образом, другую запись условия критичности системы. Поэтому  $K_{эф}$  можно записать и так:

$$K_{эф} = \frac{1 + M^2 B_m^2}{1 + M^2 B_g^2} \quad (12.13)$$

Это соотношение позволяет определить  $K_{эф}$  системы, если имеется информация о геометрических размерах, длине экстраполяции и свойствах размножающей среды ( $B_m^2$ ). Материальный параметр определяется либо экспериментальным, либо расчетным путем. Для уран-водных тепловых систем при степени замедления  $H/X$  более 20 площадь миграции составляет 27–30 см<sup>2</sup>. [2]

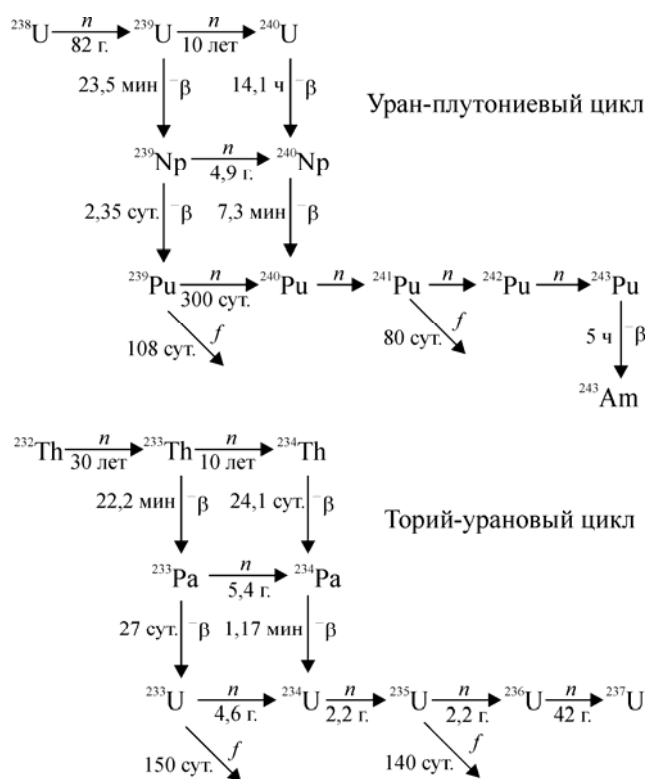
### 12.1.3. Получение трансурановых элементов

Основным источником получения трансурановых элементов является ядерный реактор, в котором уран или более тяжелые нуклиды поглощают нейтроны, увеличивая тем самым массу ядра, и в результате последующего  $\alpha$ -распада превращаются в элементы с большими  $Z$  (рис. 12.1.3– 12.1.5). Самый тяжелый нуклид, который можно получить в реакторе, это <sup>257</sup>Fm [5].

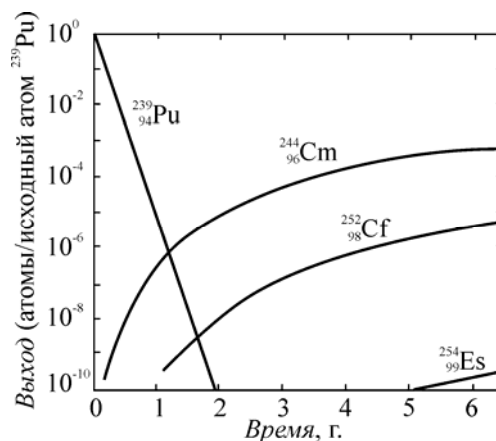
В небольших количествах элементы от нептуния до кюрия получают как побочный продукт при многоступенчатом получении плутония-239 (рис. 12.1.3, уран-плутониевый цикл) в процессе выгорания ядерного топлива (см. таблицу 12.1.5).

В значительно больших количествах элементы от америция до фермия получают при многоступенчатом облучении плутония-239 или изотопов трансурановых элементов в специальных реакторах с высоким потоком нейтронов (см. рис. 12.1.5). Килограммовые количества америция-241 могут быть получены из <sup>241</sup>Pu, который образуется из <sup>239</sup>Pu в ядерном реакторе. Количество

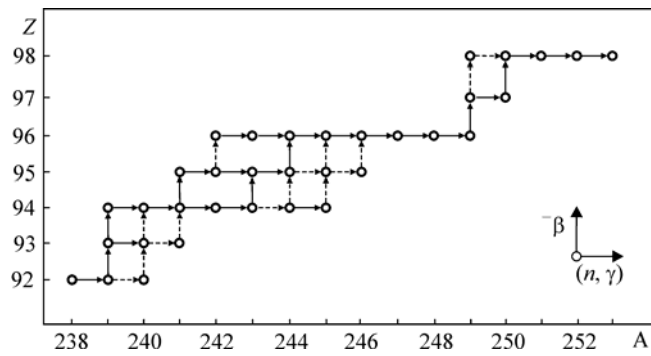
юрия-244, накопленного в отходах и переработанных топливных элементах (ТВЭлах), оценивалось в 1985 г. в более чем 100 кг [5].



**Рис.12.1.3.** Схема образования трансураниевых элементов в процессе последовательного захвата нейтронов ( $n$ ), сопутствующего  $\beta$ -распада ( $\beta$ ) и конкурирующего с радиационным захватом деления ( $f$ ) [3]\*



**Рис 12.1.4.** Получение некоторых трансплутониевых элементов при облучении  $^{239}\text{Pu}$  в нейтронном потоке  $3 \times 10^{14} \text{ см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$  [5]



**Рис. 12.1.5.**Схема получения трансураниевых нуклидов при последовательном захвате нейтронов и сопутствующих им актах  $\beta$ -распада. Пунктирными стрелками показаны процессы, которые хотя и возможны, но имеют второстепенное значение

Таблица 12.1.5

**Концентрация актиноидов в отработавшем топливе (г/т U) [4]**

Нуклид	Реактор на тепловых нейтронах*	Реактор на быстрых нейтронах**
$^{235}_{92}\text{U}$	8000	7000
$^{236}_{92}\text{U}$	4520	1000
$^{238}_{92}\text{U}$	940 000	719 000
$^{238}_{94}\text{Pu}$	168	1840
$^{239}_{94}\text{Pu}$	5300	117 000
$^{240}_{94}\text{Pu}$	2140	52 400
$^{241}_{94}\text{Pu}$	1100	14 400
$^{242}_{94}\text{Pu}$	340	9020
$^{237}_{93}\text{Np}$	450	180
$^{241}_{95}\text{Am}$	50	1460
$^{243}_{95}\text{Am}$	92	711
$^{242}_{96}\text{Cm}$	8	42,3
$^{244}_{96}\text{Cm}$	31	41,9



## 12.2. Ядерная безопасность

Ядерноопасными делящимися веществами называют материалы, содержащие нуклиды, при работе с которыми может возникнуть самоподдерживающаяся цепная реакция деления (СЦРД). К таким нуклидам относятся изотопы урана, нептуния, плутония, америция и др. (табл. 12.2.1). Величина критической массы зависит от физической природы вещества (металл, оксид, соли), наличия в системе отражателей, замедлителей и поглотителей нейтронов, геометрических параметров (формы и размеров). Следовательно, основными критическими параметрами являются: объем, масса, геометрия, концентрация, содержание поглотителей нейтронов.

Для того чтобы система была безопасной, достаточно, чтобы хотя бы один из критических параметров не превышал критического значения.

Таблица 12.2.1

Возможность получения СЦРД для различных нуклидов

Нуклид	Период полураспада [6]	Тип ядра	Сечение взаимодействия с тепловыми нейтронами, барн [6]		Возможность получения СЦРД [2]	
			$\sigma_{n,\gamma}$	$\sigma_f$	в системе с тепловыми нейтронами	в системе с быстрыми нейтронами
$^{228}_{90}\text{Th}$	1,9116 лет	Четно-четное	123	0,3	Нет	Нет
$^{229}_{90}\text{Th}$	$7,340 \cdot 10^3$ лет	Четно-нечетное	$61 \pm 6$	$30,8 \pm 1,5$	Нет	Нет
$^{230}_{90}\text{Th}$	$7,5380 \cdot 10^4$ лет	Четно-четное	$23,0 \pm 0,3$	0,0012	Нет	Нет
$^{232}_{90}\text{Th}$	$1,405 \cdot 10^{10}$ лет	Четно-четное	$7,37 \pm 0,06$	$2,5 \cdot 10^{-6}$	Нет	Нет
$^{231}_{91}\text{Pa}$	$3,276 \cdot 10^4$ лет	Нечетно-четное	$200,6 \pm 2,3$	$0,020 \pm 0,001$	Нет	Да
$^{232}_{92}\text{U}$	68,9 лет	Четно-четное	$74,9 \pm 1,6$	$76,8 \pm 4,8$	Нет	Нет
$^{233}_{92}\text{U}$	$1,592 \cdot 10^5$ лет	Четно-нечетное	$45,5 \pm 0,7$	$529,1 \pm 1,2$	Да	Да
$^{234}_{92}\text{U}$	$2,455 \cdot 10^5$ лет	Четно-четное	$99,8 \pm 1,3$	0,65	Нет	Нет
$^{235}_{92}\text{U}$	$7,038 \cdot 10^8$ лет	Четно-нечетное	$98,3 \pm 0,8$	$582,6 \pm 1,1$	Да	Да
$^{236}_{92}\text{U}$	$2,342 \cdot 10^7$ лет	Четно-четное	$5,11 \pm 0,21$	0,07	Нет	Нет
$^{238}_{92}\text{U}$	$4,468 \cdot 10^9$ лет	Четно-четное	$2,680 \pm 0,019$	$4,0 \times 10^{-6}$	Нет	Нет
$^{237}_{93}\text{Np}$	$2,144 \cdot 10^6$ лет	Нечетно-четное	$175,9 \pm 2,9$	$0,0215 \pm 0,024$	Нет	Да
$^{238}_{94}\text{Pu}$	87,74 лет	Четно-четное	$540 \pm 7$	$17,9 \pm 0,4$	Нет	Да
$^{239}_{94}\text{Pu}$	24110 лет	Четно-нечетное	$269,3 \pm 2,9$	$748,1 \pm 2,0$	Да	Да

Нуклид	Период полураспада [6]	Тип ядра	Сечение взаимодействия с тепловыми нейтронами, барн [6]		Возможность получения СЦРД [2]	
			$\sigma_{n,\gamma}$	$\sigma_f$	в системе с тепловыми нейтронами	в системе с быстрыми нейтронами
$^{240}_{94}\text{Pu}$	$6,564 \cdot 10^3$ лет	Четно-четное	$289,5 \pm 1,4$	$0,056 \pm 0,080$	Нет	Да
$^{241}_{94}\text{Pu}$	14,4 г.	Четно-нечетное	$358,2 \pm 5,1$	$1011,1 \pm 6,2$	Да	Да
$^{242}_{94}\text{Pu}$	$3,75 \cdot 10^5$ лет	Четно-четное	$18,5 \pm 0,5$	0,2	Нет	Да
$^{244}_{94}\text{Pu}$	$8,00 \cdot 10^7$ лет	Четно-четное	$1,7 \pm 0,1$	—	Нет	—
$^{241}_{95}\text{Am}$	432,2 г.	Нечетно-четное	$533 \pm 13$	$3,20 \pm 0,09$	Нет	Да
$^{242m}_{95}\text{Am}$	141 г.	Нечетно-нечетное	$2000 \pm 600$	$6950 \pm 280$	Да	Да
$^{243}_{95}\text{Am}$	$7,370 \cdot 10^3$ лет	Нечетно-четное	$3,8 \pm 0,4$	$0,1983 \pm 0,0043$	Нет	Да
$^{243}_{96}\text{Cm}$	29,1 лет	Четно-нечетное	$130 \pm 10$	$617 \pm 20$	Да	Да
$^{244}_{96}\text{Cm}$	18,10 лет	Четно-четное	$15,2 \pm 1,2$	$1,04 \pm 0,20$	Нет	Да
$^{245}_{96}\text{Cm}$	$8,500 \cdot 10^3$ лет	Четно-нечетное	$369 \pm 17$	$2145 \pm 58$	Да	Да
$^{247}_{96}\text{Cm}$	$1,56 \cdot 10^7$ лет	Четно-нечетное	$57 \pm 10$	$84,9 \pm 4,4$	Да	Да
$^{249}_{98}\text{Cf}$	351 г.	Четно-нечетное	$497 \pm 21$	$1642 \pm 33$	Да	Да
$^{250}_{98}\text{Cf}$	13,08 г.	Четно-четное	$2034 \pm 200$	—	Нет	Да
$^{251}_{98}\text{Cf}$	898 лет	Четно-нечетное	$2850 \pm 150$	$4895 \pm 250$	Да	Да
$^{252}_{98}\text{Cf}$	2,645 г.	Четно-четное	$20,4 \pm 1,5$	$32 \pm 4$	Нет	Да
$^{254}_{99}\text{Es}$	275,7 дня	Нечетно-нечетное	$28,3 \pm 2,5$	$1826 \pm 80$	Да	Да

### 12.2.1. Допустимые и безопасные параметры

Очевидно, что для безопасной работы с ядерноопасными делящимися веществами параметры оборудования должны быть меньше критических. На практике в качестве нормативных параметров ядерной безопасности используют: количество, концентрацию и объем ядерноопасного делящегося материала; диаметр оборудования, имеющего цилиндрическую форму; толщину плоского слоя для оборудования, имеющего форму пластины.

Нормативный параметр (норму) устанавливают исходя из допустимого параметра, который меньше критического и не должен быть превышен при эксплуатации оборудования. При этом необходимо, чтобы характеристики, влияющие на критические параметры, находились в строго определенных пределах. Используются следующие допустимые параметры: количество  $M_{\text{доп}}$ , объем  $V_{\text{доп}}$ , диаметр  $D_{\text{доп}}$ , толщина слоя  $t_{\text{доп}}$ .

Используя зависимость критических параметров от концентрации ядерноопасного делящегося нуклида, можно определить такое значение критического параметра, ниже которого при любой концентрации СЦРД невозможна. Например, для растворов солей плутония и обогащенного урана критические масса, объем, диаметр бесконечного цилиндра, толщина бесконечного плоского слоя имеют ярко выраженный минимум в области оптимального замедления. Для смесей металлического обогащенного урана с водой критическая масса, как и для растворов, имеет ярко выраженный минимум в области оптимального замедления, а критические объем, диаметр бесконечного цилиндра, толщина бесконечного плоского слоя при высоком обогащении (> 35 %) имеют минимальные значения при отсутствии замедлителя ( $r_{\text{н}}/r_{\text{с}} = 0$ ); для обогащения ниже 35 % критические параметры смеси имеют минимум при оптимальном замедлении.

Очевидно, что параметры, установленные исходя из минимальных критических параметров, обеспечивают безопасность во всем интервале изменения концентрации. Эти параметры называются *безопасными*, они меньше минимальных критических параметров. Используются следующие безопасные параметры: количество  $M_6$ , концентрация  $c_6$ , объем  $V_6$ , диаметр  $D_6$ , толщина слоя  $t_6$ .

Таким образом, при обеспечении ядерной безопасности системы по допустимому параметру обязательно ограничивается концентрация делящегося нуклида (иногда количество замедлителя), в то же время при использовании безопасного параметра никаких ограничений на концентрацию (или по количеству замедлителя) не накладывается.

## 12.2.2. Коэффициенты запаса

Отношение критического или минимального критического параметра к соответствующему допустимому или безопасному параметру называется коэффициентом запаса.

Величиной, характеризующей степень подкритичности системы с ядерноопасными делящимися материалами, является  $K_{\text{эф}}$ . В настоящее время требуется, чтобы  $K_{\text{эф}} \leq 0,95$ , а коэффициенты запаса по массе, объему и размеру были не ниже значений, приведенных в табл. 12.2.2 [2].

Таблица 12.2.2

Коэффициенты запаса [2]

Параметр	Допустимый	Безопасный
Масса	2,1	2,1
Концентрация	1,3	1,1
Объем	1,1	1,1
Диаметр	1,1	1,1
Толщина слоя	1,1	1,1

С помощью коэффициентов запаса и данных по критическим параметрам легко определить допустимые и безопасные параметры. Однако пользоваться этими коэффициентами надо осторожно:  $K_{\text{эф}}$  больших систем, например систем, содержащих низкообогащенный уран, в результате уменьшения критических параметров в соответствии с приведенными

коэффициентами снижается незначительно и может превысить 0,95 в результате очень небольших изменений условий (взаимодействия с другими аппаратами, наличия отражателей, ошибочных анализов и др.). Поэтому одновременно должны выполняться два требования: коэффициенты запаса в оборудовании должны соответствовать приведенным значениям и  $K_{эф}$  оборудования не должны превышать 0,95.

### 12.2.3. Эффекты гетерогенности

Несколько сред, имеющих одинаковый общий состав, т. е. одинаковые параметр замедления и обогащение, могут иметь совершенно разные  $K_0$  в зависимости от того, являются ли они гомогенными или гетерогенными, а в последнем случае — и в зависимости от степени гетерогенности. Под гетерогенным размещением делящегося материала обычно понимают размещение делящегося материала и замедлителя в разных зонах.

Гетерогенное размещение низкообогащенного топлива приводит, как правило, к большим значениям  $K_0$  по сравнению с гомогенным размещением. Например, в системе на природном уране  $K_0$  можно существенно увеличить, если не использовать однородную смесь топлива и замедлителя, а размещать уран в виде блоков (табл. 12.1.3). Действительно, наибольший коэффициент размножения бесконечной среды, который можно получить в однородной смеси графита и естественного урана, составляет приблизительно 0,85, в то время как в гетерогенной системе довольно легко получить значение 1,08.

#### Примеры гетерогенных и гомогенных систем:

Гомогенная	Раствор урана постоянной концентрации
Неоднородная	Раствор урана переменной концентрации
Гетерогенная	Стержни или пластины из металлического урана в воде
Гетерогенная	Стержни из металлического урана в растворе урана
Дважды гетерогенная	Стержни из металлического урана в растворе урана с переменной концентрацией (растворение стержней)
Дважды гетерогенная	Сборки, состоящие из топливных стержней реакторов, расположенные в замедлителе с некоторым шагом

Гетерогенное размещение делящегося вещества и замедлителя встречается при химической переработке делящихся веществ. Влияние гетерогенности на  $K_{эф}$  системы начинает проявляться при размере частиц топлива около 100 мкм [2]. В гетерогенной системе нейтроны теряют свою энергию в замедлителе и, следовательно, имеют большую вероятность пройти через область резонансных энергий  $^{238}\text{U}$ , не столкнувшись с атомами урана, чем в системе, в которой уран и замедлитель размещены гомогенно. Наиболее существенный эффект, возникающий при размещении урана в виде блоков, обусловлен высокими пиками резонансного поглощения, наличие которых обеспечивает сильную самоэкранировку (блок-эффект) урана внутри блока, что препятствует поглощению нейтронов резонансной энергии внутренними частями блока. Но в гетерогенной системе имеет место эффект, ухудшающий размножающие свойства среды: нейтроны становятся тепловыми вдали от атомов урана и поэтому имеют меньшую вероятность поглотиться в уране, чем в случае гомогенной смеси урана и замедлителя. Гетерогенность влияет на  $K_0$  весьма сложным образом в зависимости от соотношения вкладов поглощений резонансных и тепловых нейтронов. При высокой степени обогащения можно ожидать, что поскольку доля  $^{238}\text{U}$  мала, то и влияние резонансного поглощения в  $^{238}\text{U}$  также будет незначительным, и уменьшение  $K_0$  гетерогенной среды будет обусловлено уменьшением числа делений  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами. Наоборот, при низком обогащении влияние резонансного поглощения в  $^{238}\text{U}$  становится значительным и гетерогенная среда может иметь большее значение  $K_0$ .

Практически при степени обогащения менее 7 % гетерогенная среда обладает большим  $K_0$  по сравнению с гомогенной средой; при более высокой степени обогащения — наоборот, гомогенная среда имеет большее значение  $K_0$ . Например, минимальной критической степенью обогащения для гомогенного водного раствора урана является 1,034 %  $^{235}\text{U}$ , в то время как

гетерогенные системы даже из природного урана могут стать критическими при использовании определенных замедлителей (табл. 12.1.3). Это зависит от макроскопических сечений упругого и неупругого рассеяния и от сечения деления  $^{238}\text{U}$  в тепловой и надтепловой областях энергий.

Гетерогенное распределение нейтронных поглотителей приводит к снижению эффекта поглощения по сравнению с их гомогенным распределением. Это объясняется пространственной блокировкой ядер поглотителя в блоке.

#### 12.2.4. Способы обеспечения ядерной безопасности

В основе обеспечения ядерной безопасности при переработке, хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов лежат два способа:

- ограничение размера и формы оборудования, в котором находится ядерноопасный делящийся материал;
- ограничение количества или концентрации ядерноопасных делящихся материалов; на форму и размеры аппарата или упаковки ограничения не накладываются.

При этом необходимо, чтобы характеристики, влияющие на критические параметры (химический и изотопный составы ядерноопасного делящегося вещества, его агрегатное состояние, плотность и размещение, количество и размещение поглотителей, параметры отражателей и др.) находились в строго определенных пределах.

Для нуклидов с нечетным числом нейтронов в ядре минимальное значение критической массы достигается в системе сферической геометрии с оптимальным замедлителем и эффективным отражателем нейтронов. Минимальная критическая масса для нуклидов с четным числом нейтронов достигается в тех же условиях, но в отсутствие замедлителей.

Приведенные в табл. 12.2.3 минимальные критические массы нуклидов  $M_{кр}$  и безопасные значения массы  $M_6$  рассчитаны для систем со сферической геометрией с бесконечным водяным отражателем и водяным замедлителем для нуклидов с нечетным числом нейтронов в ядре и в отсутствие замедлителя — для нуклидов с четным числом нейтронов [2].

Таблица 12.2.3

**Минимальные критические массы нуклидов  
и безопасные значения массы [2]**

Нуклид	$M_{кр}$ , кг	$M_6$ , кг
<b>Нечетное число нейтронов</b>		
$^{233}_{92}\text{U}$	0,57	0,271
$^{235}_{92}\text{U}$	0,79	0,376
$^{239}_{94}\text{Pu}$	0,51	0,242
$^{241}_{94}\text{Pu}$	0,232	0,11
$^{242m}_{95}\text{Am}$	0,017	0,0081
$^{243}_{96}\text{Cm}$	0,108	0,051

Нуклид	$M_{кр}$ , кг	$M_6$ , кг
$^{245}_{96}\text{Cm}$	0,036	0,017
$^{247}_{96}\text{Cm}$	1,170	0,557
$^{249}_{98}\text{Cf}$	0,047	0,022
$^{251}_{98}\text{Cf}$	0,013	0,006
<b>Четное число нейтронов</b>		
$^{231}_{91}\text{Pa}$	550	262
$^{237}_{93}\text{Np}$	43	20,5
$^{238}_{94}\text{Pu}$	4,5	2,14
$^{240}_{94}\text{Pu}$	96	45,7
$^{241}_{95}\text{Am}$	71	33,8
$^{243}_{95}\text{Am}$	~ 500	238
$^{244}_{96}\text{Cm}$	14	6,7

При работе с растворами радиоактивных веществ одним из параметров, обеспечивающих ядерную безопасность, является **безопасная концентрация**, которая должна быть меньше минимальных значений критической концентрации  $c_{кр}$  на коэффициент запаса (табл. 12.2.2). Минимальные значения критической концентрации (г/л), полученные многогрупповым методом [2]:

$^{233}_{92}\text{U}$	$^{235}_{92}\text{U}$	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$^{241}_{94}\text{Pu}$	$^{242m}_{95}\text{Am}$	$^{251}_{98}\text{Cf}$
11,2	12,7	7,8	5,5	0,66	0,7

### 12.2.5. Влияние замедлителей на критические параметры нуклидов

В зависимости от типа ядра влияние замедлителей на размножающую способность системы носит различный характер. Для нуклидов с нечетным числом нейтронов происходит сначала уменьшение (до области оптимального замедления), а затем увеличение критической массы. При этом значение критической массы в минимуме намного меньше, чем в отсутствие замедлителя.

При добавлении замедлителей в систему, содержащую нуклиды с четным числом нейтронов, критическая масса нуклида резко возрастает. Например, при добавлении в систему водорода уже при значениях  $\frac{r_n}{r_x} > 5$  ( $r$  — концентрация ядер нуклида в  $1\text{ см}^3$ , индекс «n» означает водород,  $x$  — тяжелый нуклид) критическая масса становится бесконечной для всех нуклидов с четным числом нейтронов, имеющих атомную массу не более 244. Аналогично ведут себя и другие критические параметры. Такое поведение критических параметров объясняется энергетической зависимостью нейтронных сечений деления и поглощения. Отношение сечения

деления к сечению поглощения для нуклидов с четным числом нейтронов резко уменьшается при уменьшении энергии нейтронов. Поэтому смягчение спектра при введении замедлителей в систему приводит к возрастанию критических параметров. Такая энергетическая зависимость сечений деления и поглощения сказывается и на эффективности отражателей. Отражатели, хорошо замедляющие нейтроны, менее эффективны в системах, содержащих нуклиды с четным числом нейтронов, по сравнению с отражателями, слабо замедляющими нейтроны (табл. 12.2.4).

Таблица 12.2.4

**Уменьшение критической массы (%)  
металлической сферы без отражателя для нуклидов с четным числом нейтронов в  
зависимости от типа отражателя [2]**

Тип отражателя	$^{237}_{93}\text{Np}$	$^{238}_{94}\text{Pu}$	$^{240}_{94}\text{Pu}$	$^{241}_{94}\text{Am}$	$^{243}_{94}\text{Am}$
20 см воды	5,4	22,2		7,2	5,2
20 см стали	37	37,5	39,3	37,1	38,8

Анализируя приведенные данные, а также учитывая, что конструкционные материалы в основном выполняют из стали, при оценке ядерной безопасности систем, содержащих нуклиды с четным числом нейтронов, можно сделать вывод, что в качестве отражателя необходимо выбирать сталь, а не воду.

### 12.2.6. Критические параметры смесей нуклидов

Полученные в результате переработки облученного ядерного горючего актиноиды представляют собой смесь различных нуклидов. Критические параметры сильно зависят от нуклидного состава делящегося вещества. Так как химическим путем можно выделить только смесь изотопов какого-либо элемента, практически важной становится оценка влияния на критические параметры соотношения изотопов.

Примеры использования нормативных, допустимых и безопасных параметров при обеспечении ядерной безопасности [2]:

**Пример 1.** Необходимо сконструировать безопасный сборник для сбора растворов от травления твэла азотной кислотой, обогащение урана 20 %. В результате аварии возможно затопление емкости водой, растворение твэла, при этом концентрация урана в растворе может достигать максимального значения. По условиям технологии достаточно иметь объем сборника 50 л. Желательно иметь емкость цилиндрической геометрии.

*Решение.* В связи с тем, что концентрация урана в сборнике может изменяться в широком диапазоне и сборник может быть залит водой, надо исходить из минимальных значений критического диаметра бесконечного цилиндра с бесконечным водяным отражателем и

материального параметра. Находим необходимые данные:  $(B_m^2)_{\max} = 0,019 \text{ см}^{-2}$ ;  $K_{\infty} = 1,645$ ;  $M^2 = 33,4 \text{ см}^2$ .

Минимальный критический диаметр бесконечного цилиндра с бесконечным водяным отражателем равен 20 см.

Безопасный диаметр равен соответственно  $20 : 1,1 = 18,2$  см. Определим высоту сборника из условия, что объем его равен 50 л:  $H = 192,6$  см. Эффективная добавка к радиусу цилиндра

$$\text{равна } \frac{2,405}{\sqrt{(B_m^2)_{\max}}} - 10 = 7,31 \text{ см}$$

Проверим выполнение условия  $K_{эф} < 0,95$ :

$$B_g^2 = \left( \frac{2,405}{9,1+7,31} \right)^2 + \left( \frac{\pi}{192,6+14,62} \right)^2 = 0,0217 \text{ см}^{-2} ;$$

$$K_{эф} = \frac{K_{\infty}}{1+B_g^2 M^2} = 0,954$$

т. е. второе требование не выполняется.

Уменьшим диаметр емкости до 17,5 см, тогда высота будет равна 208 см, а  $K_{эф} = 0,937$ , т. е. меньше 0,95.

Сборник диаметром 17,5 см и высотой 208 см в рассматриваемом случае относится к безопасному оборудованию, так как его размеры определены исходя из безопасного диаметра.

**Пример 2.** В реакторе, представляющем собой цилиндр диаметром 20 и высотой 80 см, происходит растворение в азотной кислоте соли урана с обогащением 95 %. Норма закладки ( $H_3$ ) в реакторе установлена равной 100 г  $^{235}\text{U}$  с погрешностью 15 % (доверительная вероятность 0,95) (DH). Норма загрузки ( $M_3$ ) урана на растворение определяется с помощью взвешивания с погрешностью не более 10 % (доверительная вероятность 0,95) (DM). Рабочее положение реактора — вертикальное. Реактор оборудован рубашкой для пароводяного подогрева. Определить норму загрузки в реактор.

*Решение.* Очевидно, что диаметр и объем реактора превышают безопасные значения. Так как в реакторе происходит растворение, разумно предположить, что концентрация урана в растворе может меняться в широких пределах, поэтому норму загрузки надо определять, исходя из безопасного количества  $M_6$ . Результаты расчета минимальной критической массы в реакторе сведены в табл. 12.2.5.

Таблица 12.2.5

**Зависимость  $M_{кр}^{235}\text{U}$  и других параметров в реакторе от высоты залива  $h$**

$h$ , см	$B_g^2$ , см <sup>2</sup>	$c_{кр}^{235}\text{U}$ , г/л	$V$ , л	$M_{кр}^{235}\text{U}$ , кг
20	0,03029	—	6,28	—
30	0,02548	98,8	9,42	930,6
40	0,02325	71,25	12,56	894,9
50	0,02204	60,8	15,7	954,56
60	0,02131	57	18,84	1073,8
70	0,02084	55,1	21,98	1211,1
80	0,02051	53,2	25,12	1336,9



Значение  $c_{кр}$  находится из зависимости  $B_{ж}^2$  от концентрации урана [2, рис. 2.31];  $V = \frac{\pi r^2}{h}$ ;  $r = 10$  см;  $M_{кр} = Vc_{кр}$  при  $h \leq 20$  см;  $(B_{ж}^2)_{max} = 0,0279$ . Следовательно,  $B_{ж}^2 > (B_{ж}^2)_{max}$ , т. е. критические условия недостижимы. Таким образом, минимальное значение критической массы  $(M_{кр})_{min} = 894,9$  г  $^{235}\text{U}$ , а  $M_6 = 894,9 : 2,1 = 426,1$  г  $^{235}\text{U}$ ; по формуле  $M_{ж} \frac{1 + \Delta M}{100} + H_{ж} \frac{1 + \Delta H}{100} \leq M_{к}(M_6)$  находим, что норма загрузки  $^{235}\text{U}$  должна быть не более 283 г.

Реактор относится к опасным аппаратам, так как в случае превышения нормы загрузки в нем возможно возникновение СЦРД. При приведенной выше норме загрузки  $K_{эф}$  не превышает 0,95.

**Пример 3.** Условия задачи те же, что для примера 2, с тем изменением, что емкость используется как сборник раствора и ядерная безопасность обеспечивается в ней поддержанием нормы концентрации ( $c_n$ ), которая определяется с погрешностью 5 % (доверительная вероятность 0,95) (Dc).

*Решение.* Из таблицы находим  $c_{min} = 53,2$  г/л  $^{235}\text{U}$ , с учетом коэффициента запаса  $c_6 = 53,2/1,3 = 40,9$  г/л  $^{235}\text{U}$ ; по формуле  $c_n \leq \frac{c_6}{1 + \Delta c / 100}$  находим, что норма концентрации  $^{235}\text{U}$  должна быть не более 38,97 г/л. Норма закладки в аппарате не должна превышать 5 % от минимальной критической массы, т. е. 44,74 г  $^{235}\text{U}$ . При вышеприведенной норме концентрации  $K_{эф}$  меньше 0,95.

**Пример 4.** В фильтре типа «Циклон» происходит очистка воздуха от твердых примесей. Фильтр установлен на тракте газоочистки из печи сжигания отходов, содержащих уран с обогащением не более 35 %. При нормальном ведении процесса количество урана в циклоне не превышает 2–3 г. Однако при нарушении процесса и при длительной эксплуатации без зачистки в «Циклоне» может скопиться значительное количество урана, что в случае попадания воды в «Циклон» приводит к возникновению СЦРД. Фильтр представляет собой цилиндр диаметром 500 мм с коническим днищем и высотой более 1000 мм. Суммарная погрешность определения количества урана в фильтре 200 % с доверительной вероятностью 0,95(D). Определим меры обеспечения ядерной безопасности в фильтре.

*Решение.* Поскольку количество воды нельзя ограничить, следует исходить из значения  $M_6$ . Очевидно, что не имеет смысла производить точный расчет минимальной критической массы в «Циклоне», так как состав смеси точно не известен, возможны локальные скопления и т. д. Будем исходить из минимальной критической массы для смеси воды и диоксида урана с обогащением 35 % в сфере, окруженной бесконечным водяным отражателем; плотность диоксида урана 10600 кг/м<sup>3</sup>.

Пользуясь данными, приведенными в [2, рис. 2.12,а], находим  $(M_{кр})_{min} = 1$  кг  $^{235}\text{U}$ ;  $M_6 = 0,476$  кг  $^{235}\text{U}$ ; по формуле  $M_{ж} \leq \frac{M_{к}(M_6)}{1 + \Delta / 100}$  находим, что норма накопления  $^{235}\text{U}$  должна быть не более 158 г.

«Циклон» относится к опасному оборудованию, так как в случае превышения нормы накопления в нем возможно возникновение СЦРД; при указанной норме накопления  $K_{эф}$  меньше 0,95. Должна быть организована периодическая зачистка фильтра, исключая возможность превышения установленной нормы накопления.

## 12.3. Ядерные свойства элементов с Z от 89 до 103

Пояснения к [таблицам 12.3.1–12.3.3, 12.3.8–12.3.10, 12.3.12, 12.3.14–12.3.22](#):

- в *первой* колонке значком *m* или *g* отмечено изомерное (метастабильное) состояние нуклида;
- в *четвертой* колонке использованы обозначения:

(<sup>+</sup>b) — бета-плюс-распад; (<sup>-</sup>b) — бета-минус-распад; (ε) — ε-захват (K-захват); α — альфа-распад; ИП — изомерный переход; СД — спонтанное деление;

- в *пятой* колонке даны значения энергий корпускулярного и гамма-излучений. В скобках указана абсолютная интенсивность в процентах (число частиц или γ-квантов на 100 распадов). При наличии одного или более компонентов интенсивностью более ~ 5 % компоненты интенсивностью менее ~ 5 % не указываются. В остальных случаях приводятся компоненты и меньшей интенсивности;
- в *шестой* колонке показаны способы получения радионуклидов по данным [7, 8].

Константы, для которых не приведен источник информации, взяты из [5, 7, 8].

### 12.3.1. Актиний

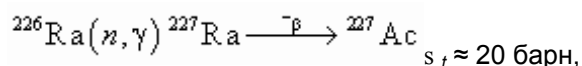
Металлический актиний — элемент с атомным номером 89, открывающий семейство актиноидов — имеет серебристо-белый цвет, иногда с золотистым оттенком, быстро окисляется в среде влажного воздуха с образованием белой пленки из As<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, которая до некоторой степени предотвращает дальнейшее окисление.

Из 24 известных изотопов актиния особое значение имеют лишь три: <sup>227</sup>Ac и <sup>228</sup>Ac (мезоторий II) и <sup>225</sup>Ac — продукт распада получаемого в реакторе <sup>233</sup>U.

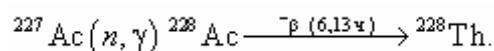
**Актиний-227** — член радиоактивного семейства урана-235 (актиноурана AsU) — является дочерним продуктом <sup>231</sup>Ra и материнским при β-распаде по отношению к <sup>227</sup>Th, а при α-распаде (1,38 %) — по отношению к <sup>223</sup>Fr.

Распространенность <sup>227</sup>Ac в природе напрямую связана с распространенностью его родоначальника <sup>235</sup>U (0,711 % в природном уране). При среднем содержании урана в земной коре 0,00027 % распространенность <sup>227</sup>Ac, рассчитанная по константам распада <sup>227</sup>Ac и <sup>235</sup>U, составила  $5,7 \times 10^{-14}$  % [7].

Для получения актиния в принципе могут быть использованы урановые руды. Наиболее концентрированный образец актиния, полученный из естественного сырья, имел массу около 7 мкг <sup>227</sup>Ac [7]. Однако наилучшим способом получения <sup>227</sup>Ac как в индикаторных, так и макроколичествах, является облучение <sup>226</sup>Ra:

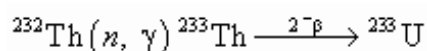


несмотря на то, что сечение захвата нейтронов самого <sup>227</sup>Ac много больше 20 барн и составляет 762 барн. В связи с этим возникает проблема отделения <sup>227</sup>Ac от большого количества <sup>228</sup>Th ( $T_{1/2} = 1,9$  года), образующегося по реакции:



**Актиний-228** принадлежит радиоактивному ряду  $(4n)$ , родоначальником которого является  $^{232}\text{Th}$ , и образуется в результате распада  $^{228}\text{Th}$ .  $\beta$ -Спектр  $^{227}\text{Ac}$  достаточно сложен, однако, в отличие от  $^{227}\text{Ac}$ , более 99 %  $\beta$ -частиц имеют максимальную энергию свыше 500 кэВ, а сопутствующее распаду  $\gamma$ -излучение может быть использовано для аналитических целей (табл. 12.3.1), поскольку  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения дочернего  $^{228}\text{Ra}$  ( $T_{1/2} = 5,77$  года) слишком слабы для обнаружения обычными методами.

**Актиний-225** принадлежит радиоактивному ряду  $(4n + 1)$ , который не считается «естественным», однако  $^{225}\text{Ac}$  обнаруживается в отходах гидрометаллургического производства урана, а также был найден в  $^{232}\text{Th}$ , выделенном из бразильского монацита. Как полагают, предшественник  $^{225}\text{Ac}$  уран-233 образуется в естественных условиях при облучении природного тория нейтронами, возникающими при спонтанном делении  $^{238}\text{U}$  и в  $(\alpha, n)$  реакциях на легких нуклидах [5]:



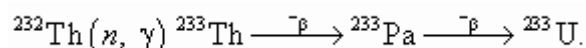
### 12.3.2. Торий

Чистый торий представляет собой блестящий серебристый металл с очень высокой температурой плавления; по сравнению с металлами, используемыми в качестве конструкционных материалов, имеет небольшую твердость и довольно большую реакционную способность [7].

В основном торий — моноизотопный материал  $^{232}\text{Th}$ . Другие изотопы встречаются только как продукты распада предшественников в соответствующем радиоактивном ряду: радиоторий  $^{228}\text{Th}$  является дочерним продуктом  $^{228}\text{Ac}$  из собственного ториевого ряда  $(4n)$ ; в рудах, содержащих уран, присутствуют следовые количества  $^{231}\text{Th}$  (уран Y) и  $^{227}\text{Th}$  (радиоактиний) — продукты распада ряда  $(4n + 3)$ , заметные количества  $^{230}\text{Th}$  (ионий) и незначительные количества  $^{234}\text{Th}$  (уран X<sub>1</sub>), образующихся при распаде ряда  $(4n + 2)$ . Урановые руды с небольшим содержанием тория можно использовать для получения граммовых количеств тория со значительным содержанием  $^{230}\text{Th}$ . Имеются сообщения, что из остатков руды после выделения урана был получен торий следующего состава:  $^{230}\text{Th}$  — 26,4 % ;  $^{232}\text{Th}$  — 73,6 % [5]. Остальные изотопы тория получены с помощью различных ядерных реакций искусственным путем (табл. 12.3.2, 6-й столбец).

Основное применение тория — использование в торий-урановом топливном цикле (см. рис.

12.1.3)  $^{232}\text{Th}$  в качестве сырьевого материала для наработки делящегося  $^{233}\text{U}$ :



В относительно малых масштабах торий нашел применение в электронике и как катализатор. Торий также используется в сплавах с металлическим магнием в качестве упрочняющей добавки; для этого требуются довольно большие количества, причем имеется тенденция к увеличению этой потребности [7].

### 12.3.3. Протактиний

Протактиний — элемент с порядковым номером 91 — является продуктом распада естественного изотопа  $^{235}\text{U}$  и присутствует в урановых минералах в слишком малых количествах.

Известны 18 изотопов протактиния (табл. 12.3.3). Для химиков представляют интерес только три из них: природные  ${}_{91}^{231}\text{Pa}$  и  ${}_{91}^{234}\text{Pa}$  и  ${}_{91}^{233}\text{Pa}$ , являющийся промежуточным продуктом в производстве  ${}_{92}^{233}\text{U}$ .

**Протактиний-231**, принадлежащий к существующему в природе ряду  ${}_{92}^{235}\text{U}$  ( $4n + 3$ ), является продуктом распада  ${}_{90}^{231}\text{Th}$  (U<sub>Y</sub>) и материнским нуклидом для  ${}_{89}^{227}\text{Ac}$ . Распространенность  ${}_{91}^{231}\text{Pa}$  тесно связана с распространенностью  ${}_{92}^{235}\text{U}$ . Среднее содержание урана в земной коре составляет 0,00027 масс. %, из которых на долю  ${}_{92}^{235}\text{U}$  приходится 0,711 %; поэтому распространенность протактиния-231 в соответствии с отношениями периодов полураспада  ${}_{91}^{231}\text{Pa}$  и  ${}_{92}^{235}\text{U}$  составляет  $0,87 \times 10^{-10}$  масс. %, что лишь ненамного меньше распространенности  ${}_{88}^{226}\text{Ra}$  [7]. Помимо  $\alpha$ -распада,  ${}_{91}^{231}\text{Pa}$  может делиться на два осколка — период полураспада относительно спонтанного деления  $1,1 \times 10^{16}$  лет [6]. Имеет довольно большое сечение захвата тепловых нейтронов 200,6 барн ( $1 \text{ барн} = 1 \times 10^{-24} \text{ см}^2$ ) [6].

**Протактиний-234**, встречающийся в природе в виде изомера  ${}_{91}^{234m}\text{Pa}$  и  ${}_{91}^{234}\text{Pa}$  в основном состоянии, принадлежит радиоактивному семейству ( $4n + 2$ ) с родоначальником  ${}_{92}^{238}\text{U}$  (рис. 12.3.1).

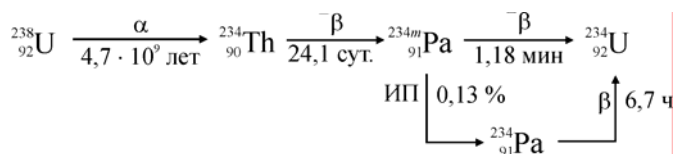


Рис. 12.3.1. Схема образования и распада протактиния-234

Таблица 12.3.1

## Ядерные свойства изотопов актиния

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
209	0,10 с	$2,0 \cdot 10^{19}$	$\alpha$ (~ 99); $\varepsilon$ (~ 1)	7,585 (99)	$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 8n)$
210	0,35 с	$5,7 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	7,462 (96)	$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 7n)$
					$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 9n)$
211	0,25 с	$7,9 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	7,480 (100)	$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 6n)$
					$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 8n)$
212	0,93 с	$2,1 \cdot 10^{18}$	$\varepsilon$ (~3); $\alpha$ (~97)	7,379 (97)	$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 7n)$
					$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 5n)$
213	0,80 с	$2,4 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	7,364 (50)	$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 4n)$
					$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 6n)$
214	8,2 с	$2,4 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ ( $\geq 89$ ); $\varepsilon$ ( $\leq 11$ )	7,214 (48); 7,082 (41); 7,002 (3,7)	$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 5n)$
					$^{197}\text{Au} (^{20}\text{Ne}, 3n)$
215	0,17 с	$1,1 \cdot 10^{19}$	$\alpha$ (99,91); $\varepsilon$ (0,09)	7,604 (99,91)	$^{203}\text{Tl} (^{16}\text{O}, 4n)$
					$^{209}\text{Bi} (^{12}\text{C}, 6n)$
216	0,33 мс	$5,8 \cdot 10^{21}$	$\alpha$	9,108 (46,2); 9,030 (49,6)	$^{209}\text{Bi} (^{12}\text{C}, 5n)$
217	69 нс	$1,7 \cdot 10^{25}$	$\varepsilon$ ( $\leq 2$ ); $\alpha$ (~ 100)	9,650	$^{208}\text{Pb} (^{14}\text{N}, 5n)$
217m	740 нс	$1,6 \cdot 10^{24}$	ИП (95,70); $\alpha$ (4,3)	10,541 (3,9); 11,137 (0,31); 11,625 (0,12)	

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
218	1,08 мкс	$1,8 \cdot 10^{24}$	$\alpha$	9,205	Дочерний $^{222}\text{Ra}$
219	11,8 мкс	$5,9 \cdot 10^{22}$	$\alpha$	8,664	Дочерний $^{223}\text{Ra}$
220	26,4 мс	$7,3 \cdot 10^{19}$	$\alpha$ ; $\epsilon$ ( $5 \cdot 10^{-4}$ )	$\alpha$ : 8,058 (4); 7,975 (4); 7,859 (26); 7,795 (10); 7,713 (11); 7,675 (8); 7,668 (4); 7,756 (9); 7,639 (4); 7,626 (4); 7,854 (5) $\gamma$ : 0,133 (8,2); 0,160 (3,3); 0,343 (3,5)	$^{208}\text{Pb}(^{15}\text{N}, 3n)$ Дочерний $^{224}\text{Ra}$
221	52 мс	$3,6 \cdot 10^{19}$	$\alpha$	7,645 (68); 7,440 (21); 7,377 (9)	$^{205}\text{Tl}(^{22}\text{Na}, \alpha 2n)$ $^{208}\text{Pb}(^{18}\text{O}, p4n)$
222	5 с	$3,8 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (99); $\epsilon$ (1)	7,007 (93,1); 6,963 (5,9)	$^{226}\text{Ra}(p, 5n)$ $^{208}\text{Pb}(^{18}\text{O}, p3n)$
222m	63 с	$2,8 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ ( $\geq 8,8$ ); $\epsilon$ ( $\geq 0,7$ ); ИП ( $\leq 10$ )	7,00 (14); 6,970 (8); 6,890 (14); 6,840 (9); 6,810 (25); 6,750 (14)	$^{208}\text{Pb}(^{18}\text{O}, p3n)$ $^{209}\text{Bi}(^{18}\text{O}, \alpha n)$
223	2,10 мин	$1,4 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ (99); $\epsilon$ (1)	$\alpha$ : 6,662 (31); 6,647 (44); 6,564 (13,6) $\gamma$ : 0,098 (0,9)	Дочерний $^{227}\text{Ra}$
224	2,78 ч	$1,7 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (90,9); $\alpha$ (9,1); $-\beta$ (< 1,6)	6,060 (2,0); 6,142(2,3), 6,207 (1,08); 6,214 (1,9)	Дочерний $^{228}\text{Ra}$
225	10,0 сут.	$2,1 \cdot 10^{12}$	$\alpha$ (100); $^{14}\text{C}$ ( $6 \cdot 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 5,830 (50,7); 5,792 (18,1); 5,790 (8,6); 5,732 (8); 5,637 (4,4) $\gamma$ : 0,011 (9,3)	Дочерний $^{225}\text{Ra}$
226	29,37 ч	$1,8 \cdot 10^{13}$	$-\beta$ (83); $\epsilon$ (17); $\alpha$ ( $6 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 5,399 (0,006) $-\beta$ : 1,117 (20); 1,045 (8); 0,887 (40,7) $\gamma$ : 0,254 (5,7); 0,230 (26,9); 0,185 (4,8); 0,158 (17,5)	$^{226}\text{Ra}$ ( $d, 2n$ )
227	21,772 г.	$2,7 \cdot 10^9$	$-\beta$ (98,62); $\alpha$ (1,38);	$\alpha$ : 4,953 (0,66); 4,941 (0,55)	Естественный

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
				$-\beta$ : 0,045 (53); 0,036 (35); 0,020 (10)	изотоп
228	6,15 ч	$8,3 \cdot 10^{13}$	$-\beta$ (100)	$-\beta$ : 2,069 (8); 1,731 (11,7); 1,158 (29,9); 1,004 (5,9); 0,974 (5,1); 0,596 (8) $\gamma$ : 0,969 (15,8); 0,911 (25,8); 0,338 (11,3)	Естественный изотоп
229	62,7 мин	$4,8 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,100 $\gamma$ : 0,605 (23); 0,576 (5,2); 0,569 (91); 0,562 (6,4); 0,540 (20); 0,526 (6,3); 0,478 (17); 0,449 (15,9); 0,436 (6,3); 0,423 (6,8); 0,406 (5,9); 0,405 (8,7); 0,320 (6,5); 0,317 (23); 0,291 (9,3); 0,288 (5,9); 0,262 (39); 0,252 (24); 0,165 (100); 0,146 (35); 0,135 (34); 0,117 (17); 0,074 (6,1)	Дочерний $^{229}\text{Ra}$ $^{232}\text{Th} (g, p2n)$
230	122 с	$1,5 \cdot 10^{16}$	$-\beta$	$-\beta$ : 2,900 (40); 2,847 (20); 2,392 (10) $\gamma$ : 0,455 (8,2); 0,508 (5,1)	$^{232}\text{Th} (g, pn)$
231	7,5 мин	$4,0 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,879 (8); 1,545 (86); 1,507 (6,2) $\gamma$ : 0,369 (14,9); 0,307 (29,8); 0,282 (38); 0,221 (17,2); 0,186 (15,8)	$^{232}\text{Th} (g, p)$ $^{232}\text{Th} (n, pn)$
232	119 с	$1,6 \cdot 10^{16}$	$-\beta$	$-\beta$ : 3,800 (15); 3,086 (18,2); 3,026 (5,3); 2,677 (5,2); 2,363 (4,9); 2,158 (6); 1,920 (6); 1,852 (14); 1,822 (6); 1,792 (9) $\gamma$ : 1,959 (5,4); 1,948 (5,2); 1,899 (8,9); 1,830 (4,6); 0,665 (15,3)	$^{232}\text{Th} (n, p)$
233	145 с	$1,3 \cdot 10^{16}$	$-\beta$ (95)	$-\beta$ : 3,000 (5); 2,460 (90) $\gamma$ : 0,540 (38); 0,523 (56)	$^{238}\text{U} (^3\text{He}, ^8\text{B})$

Таблица 12.3.2

## Ядерные свойства изотопов тория

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
213	140 мс	$1,62 \cdot 10^{19}$	$\alpha$	7,692 (50)	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 9n)$
215	1,2 с	$1,6 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	7,524 (40); 7,395 (52); 7,333 (8)	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 7n)$
216	28 мс	$6,9 \cdot 10^{19}$	$e$ (~ 0,01); $\alpha$ (100)	7,92 [7]	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 6n)$
217	0,241 мс	$7,69 \cdot 10^{21}$	$\alpha$	9,250 (100)	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 5n)$
218	0,109 мкс	$1,9 \cdot 10^{25}$	$\alpha$	9,666 (100)	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 4n)$ $^{209}\text{Bi} (^{14}\text{N}, 5n)$
219	1,05 мкс	$1,81 \cdot 10^{24}$	$\alpha$	9,340 (100)	$^{206}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 3n)$
220	9,7 мкс	$1,9 \cdot 10^{23}$	$\alpha$ (100); $e$ ( $2 \times 10^{-7}$ )	8,79 [7]	$^{208}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 4n)$
221	1,68 мс	$1,1 \cdot 10^{21}$	$\alpha$	8,470 (39); 8,145 (56); 7,730 (5)	$^{208}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 3n)$
222	2,8 мс	$6,7 \cdot 10^{20}$	$\alpha$	7,982 (97); 7,600 (3)	$^{208}\text{Pb} (^{16}\text{O}, 2n)$
223	0,60 с	$2,84 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	$\alpha$ : 7,323 (13); 7,298 (55); 7,286 (26) $\gamma$ : 0,152 (3,7); 0,140 (5,8); 0,017 (4,1)	$^{208}\text{Pb} (^{18}\text{O}, 3n)$
224	1,05 с	$1,79 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	$\alpha$ : 7,170 (79); 7,000 (19) $\gamma$ : 0,177 (9) [6]	Дочерний $^{228}\text{U}$ $^{208}\text{Pb} (^{22}\text{Ne}, \alpha 2n)$



Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
225	8,72 мин	$3,8 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ (90,8); $\epsilon$ (9,2)	$\alpha$ : 6,797 (8); 6,743 (6); 6,501 (13); 6,478 (39); 6,441 (14) $\gamma$ : 0,359 (4); 0,321 (23); 0,306 (4); 0,246 (5)	Дочерний $^{229}\text{U}$ $^{231}\text{Pa}$ ( $\rho$ , $\alpha$ $3n$ )
226	30,57 мин	$9,96 \cdot 10^{14}$	$\alpha$	$\alpha$ : 6,337 (75,5); 6,234 (22,8) $\gamma$ : 0,111 (3,3)	Дочерний $^{230}\text{U}$
227	18,68 сут.	$1,136 \cdot 10^{12}$	$\alpha$	$\alpha$ : 6,038 (24,2); 5,978 (23,5); 5,756 (20,4); 5,713 (4,9); 5,709 (8,3) $\gamma$ : 0,330 (4); 0,256 (9,5); 0,236 (17,5); 0,050 (11,4)	Естественный изотоп
228	1,9116 лет	$3,06 \cdot 10^{10}$	$\alpha$	$\alpha$ : 5,423 (72,2); 5,340 (27,2) $\gamma$ : 0,216 (0,25); 0,084 (1,2)	Естественный изотоп
229	$7,340 \cdot 10^3$ лет	$7,9 \cdot 10^6$	$\alpha$	$\alpha$ : 5,053 (6,6); 4,967 (6,0); 4,901 (10,2); 4,845 (56,2); 4,838 (5); 4,815 (9,3) $\gamma$ : 0,011 (8); 0,194 (4,4); 0,402 (6,6)	Дочерний $^{233}\text{U}$
230	$7,5380 \cdot 10^4$ лет	$7,2 \cdot 10^5$	$\alpha$ (100); СД ( $< 4 \times 10^{-11}$ )	$\alpha$ : 4,687 (76,3); 4,620 (23,4) $\gamma$ : 0,068 (0,38)	Естественный изотоп
231	25,52 ч	$1,966 \cdot 10^{13}$	$^{-\beta}$ (100); $\alpha$ ( $\sim 4 \times 10^{-11}$ )	$^{-\beta}$ : 0,305 (33); 0,288 (40); 0,287 (12); 0,206 (12,8) $\gamma$ : 0,084 (6,6); 0,026 (14,1)	Естественный изотоп $^{230}\text{Th}$ ( $n$ , $\gamma$ )
232	$1,405 \cdot 10^{10}$ лет > $1 \cdot 10^{21}$ лет [7]	4,04	$\alpha$ (100); СД ( $1,2 \times 10^{-8}$ )	$\alpha$ : 4,012 (78,2); 3,947 (21,7) $\gamma$ : 0,064 (0,26)	Естественный изотоп
233	22,3 мин	$1,34 \cdot 10^{15}$	$^{-\beta}$	$^{-\beta}$ : 1,244 (30); 1,234 (50); 1,149 (16) $\gamma$ : 0,459 (1,4); 0,086 (2,7); 0,029 (2,5); 0,008	$^{232}\text{Th}$ ( $n$ , $\gamma$ )

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
				(19)	
234	24,10 сут.	$8,562 \cdot 10^{11}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,196 (70,3); 0,104 (19,2); 0,103 (7,6) $\gamma$ : 0,092 (5,6); 0,063 (4,8)	Естественный изотоп
235	7,2 мин	$4,3 \cdot 10^{15}$	$-\beta$ (62)	$-\beta$ : 1,940 (45); 1,921 (10) $\gamma$ : 0,417 (2)	$^{238}\text{U}$ ( $n, \alpha$ )
236	37,5 мин	$8,0 \cdot 10^{14}$	$-\beta$ (98)	$-\beta$ : 1,000 (82); 0,889 (9); 0,660 (5) $\gamma$ : 0,111 (4,2); 0,032 (3,5)	$^{238}\text{U}$ ( $\gamma, 2p$ ) $^{238}\text{U}$ ( $p, 3p$ )

Таблица 12.3.3

### Ядерные свойства изотопов протактиния

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %)	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
216	105 мс	$1,84 \cdot 10^{19}$	$\alpha$ (~ 98); $e$ (~ 2)	7,865 (56); 7,812 (24)	$^{189}\text{Os}$ ( $^{31}\text{P}, 4n$ ) $^{197}\text{Au}$ ( $^{24}\text{Mg}, 5n$ )
222	3,3 мс	$5,7 \cdot 10^{20}$	$\alpha$	8,539 ( $30 \pm 15$ ); 8,329 ( $20 \pm 10$ )	$^{209}\text{Bi}$ ( $^{16}\text{O}, 3n$ ) $^{206}\text{Pb}$ ( $^{19}\text{F}, 3n$ )
223	5,1 мс	$3,5 \cdot 10^{20}$	$\alpha$	8,178 (55); 8,011 (45)	$^{208}\text{Pb}$ ( $^{19}\text{F}, 4n$ ) $^{205}\text{Tl}$ ( $^{22}\text{Ne}, 4n$ )
224	0,85 с	$2,2 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	$\alpha$ : 7,488 (70); 7,405 (12) $\gamma$ : 0,194 (1,6); 0,041 (1,3)	$^{208}\text{Pb}$ ( $^{19}\text{F}, 3n$ ) $^{205}\text{Tl}$ ( $^{22}\text{Ne}, 3n$ ) $^{232}\text{Th}$ ( $p, 9n$ )
225	1,7 с	$1,0 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	$\alpha$ : 7,245 (70); 7,195 (30)	$^{232}\text{Th}$ ( $p, 8n$ )

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %)	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
					$^{209}\text{Bi}$ ( $^{22}\text{Ne}$ , $\alpha$ 2n)
226	1,8 мин	$1,7 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ (74); $e$ (26)	$\alpha$ : 6,864 (38); 6,824 (34)	$^{232}\text{Th}$ ( $p$ , 7n)
227	38,3 мин	$8,00 \cdot 10^{14}$	$\alpha$ (85); $e$ (15)	6,456 (42,7); 6,424 (9,9); 6,415 (12,8); 6,402 (8); 6,357 (6,7) $\gamma$ : 0,065 (6,1)	$^{232}\text{Th}$ ( $p$ , 6n)
228	22 ч	$2,3 \cdot 10^{13}$	$e$ (98); $\alpha$ (2)	$\alpha$ : 6,117 (0,2); 6,104 (0,23); 6,076 (0,39) $\gamma$ : 0,969 (13,9); 0,964 (11,4); 0,911 (23); 0,463 (20,9); 0,409 (9,3); 0,338 (7,6)	$^{232}\text{Th}$ ( $p$ , 5n) $^{230}\text{Th}$ ( $p$ , 3n)
229	1,50 сут.	$1,4 \cdot 10^{13}$	$e$ (99,52); $\alpha$ (0,48)	$\alpha$ : 5,670 (0,089); 5,580 (0,173) $\gamma$ : 0,119 (0,130)	$^{230}\text{Th}$ ( $d$ , 3n) $^{229}\text{Th}$ ( $d$ , 2n)
230	17,4 сут.	$1,21 \cdot 10^{12}$	$e$ (91,6); $-\beta$ (8,4); $\alpha$ ( $3,2 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 5,345 (0,0007) $-\beta$ : 0,512 (8,2) $\gamma$ : 0,952 (29,1); 0,918 (8,2); 0,899 (5,8); 0,455 (6,3); 0,444 (5,5)	$^{230}\text{Th}$ ( $d$ , 2n) $^{232}\text{Th}$ ( $p$ , 3n)
231	$3,276 \cdot 10^4$ лет	$1,75 \cdot 10^6$	$\alpha$ (100); СД ( $\leq 3 \times 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 5,059 (11); 5,028 (20); 5,014 (25,4); 4,951 (22,8); 4,736 (8,4) $\gamma$ : 0,027 (10,3); 0,284 (1,7); 0,303 (2,2); 0,300 (2,47)	Естественный изотоп
232	1,31 сут.	$1,59 \cdot 10^{13}$	$-\beta$ (100); $e$ (0,0030)	$-\beta$ : 0,320 (73,5); 0,286 (25,1) $\gamma$ : 0,969 (41,6); 0,894 (19,8); 0,867 (5,8); 0,819 (7,45); 0,581 (6); 0,516 (5,52); 0,453 (8,62); 0,387 (7); 0,150 (10,8)	$^{231}\text{Pa}$ ( $n$ , $\gamma$ ) $^{232}\text{Th}$ ( $d$ , 2n)
233	26,967 сут.	$7,68 \cdot 10^{11}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,572 (4); 0,260 (17); 0,232 (40); 0,174 (16,4); 0,156 (27,7) $\gamma$ : 0,341 (4,47); 0,312 (36,8); 0,300 (6,62)	Дочерний $^{233}\text{Th}$ Дочерний $^{237}\text{Np}$

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %)	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
234	6,70 ч	$7,34 \cdot 10^{13}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,642 (19,4); 0,501 (7); 0,472 (12,4); 0,472 (33); 0,412 (8) $\gamma$ : 0,946 (13,4); 0,925 (7,2); 0,883 (9,6); 0,880 (6); 0,733 (6,9); 0,227 (5,8); 0,152 (6); 0,131 (18)	Естественный изотоп
$234m$	1,17 мин	$2,529 \cdot 10^{16}$	$-\beta$ (99,84); ИП (0,16)	$-\beta$ : 2,269 (98,2) $\gamma$ : 1,001 (0,837)	Естественный изотоп
235	24,44 мин	$1,22 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,407 (100)	Дочерний $^{235}\text{Th}$ $^{238}\text{U} (\gamma, p2n)$ $^{235}\text{U} (n, p)$
236	9,1 мин	$3,2 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 3,100 (10); 3,055 (9); 2,412 (47); 1,495 (5,1); 1,292 (8,2) $\gamma$ : 1,763 (6); 0,688 (9,9); 0,642 (37)	$^{236}\text{U} (n, p)$ $^{238}\text{U} (d, \alpha)$
237	8,7 мин	$3,4 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 2,250 (19); 1,709 (24); 1,385 (53) 0,865 (15,7); 0,854 (34); 0,541 (9,2); 0,529 (15)	$^{238}\text{U} (\gamma, p)$ $^{238}\text{U} (n, pn)$
238	2,3 мин	$1,3 \cdot 10^{16}$	$-\beta$ (100); СД ( $< 2,6 \times 10^{-6}$ )	$-\beta$ : 2,9 [7] $\gamma$ : 1,014 [7]	$^{238}\text{U} (n, p)$

### 12.3.4. Уран

Уран широко распространен в природе; в значительных концентрациях он обнаружен в земных и лунных породах, в океанах, метеоритах (табл. 12.3.4), где представлен смесью трех изотопов  $^{234}_{92}\text{U}$ ,  $^{235}_{92}\text{U}$  и  $^{238}_{92}\text{U}$  (табл. 12.3.5).

Уран-235 и уран-238 являются родоначальниками радиоактивных семейств  $(4n + 3)$  и  $(4n + 2)$ , соответственно. Уран-234 возникает в результате  $\alpha$ -распада урана-238, и поэтому его распространенность в природе обусловлена содержанием в минералах  $^{238}_{92}\text{U}$ .

**Уран-235** (кларк 0,72 %) имеет особо важное значение, поскольку делится под действием тепловых нейтронов ( $\sigma_f = 583$  барн), выделяя при этом «тепловой энергетический эквивалент»  $2 \cdot 10^7$  кВт  $\times$  ч/кг [7]. Поскольку помимо  $\alpha$ -распада  $^{235}_{92}\text{U}$  еще и спонтанно делится ( $T_{1/2} = 3,5 \cdot 10^{17}$  лет), то в массе урана всегда присутствуют нейтроны, а значит возможно создание условий для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления. Для металлического урана с обогащением 93,5 % критическая масса равна [2]:

51 кг без отражателя;

8,9 кг с отражателем из оксида бериллия;

21,8 кг с полным водяным отражателем.

Критические параметры гомогенных смесей урана и его соединений приведены в табл. 12.3.6.

Таблица 12.3.4

Распространенность урана в природе [7]

Форма нахождения	Содержание урана, %
Изверженные породы:	
базальты	$6 \cdot 10^{-5}$
граниты (нормальные)	$4,8 \cdot 10^{-4}$
ультраосновные породы	$3 \cdot 10^{-6}$
Песчаники, сланцы, известняки	$(1,2, 1,3) \cdot 10^{-4}$
Земная кора	$2,1 \cdot 10^{-4}$
океаническая	$6,4 \cdot 10^{-5}$
континентальная	$2,8 \cdot 10^{-4}$
Мантия Земли	$\sim 1 \cdot 10^{-6}$
Морская вода	$(2, 3) \cdot 10^{-7}$
Метеориты	$5 \cdot 10^{-6}$

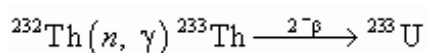
хондриты	$1,1 \cdot 10^{-6}$
Ураноносные материалы:	
богатые жилы	30– 85
жильные руды	0,2– 1
песчанистые руды	0,05– 0,4
золотоносные конгломераты (ЮАР)	$(1,5, 6) \cdot 10^{-2}$
ураноносные фосфаты	$(0,5, 3) \cdot 10^{-2}$
сланцы Чаттануги (США)	$6 \cdot 10^{-3}$
ураноносные граниты	$(0,15, 1) \cdot 10^{-2}$

Таблица 12.3.5

### Изотопный состав урана в природе [7]

Массовое число изотопа	Распространенность, ат. %	
	по разным данным (интервал)	по данным [6]
234	0,0059– 0,0050	$0,0054 \pm 0,0005$
235	0,7202– 0,7198	$0,7204 \pm 0,0006$
238	99,2752– 99,2739	$99,2742 \pm 0,0010$

**Уран-233** образуется в естественных условиях при облучении природного тория нейтронами, возникающими при спонтанном делении  $^{238}\text{U}$  и в  $(\alpha, n)$  реакциях на легких нуклидах [5]:



Изотоп  $^{233}\text{U}$  имеет большое сечение деления на тепловых нейтронах (529 барн) и так же, как и  $^{235}\text{U}$ , может быть использован как топливо для ядерных реакторов. Уран-233, получаемый и используемый в торий-урановом топливном цикле (рис. 12.1.3), имеет ряд преимуществ, среди которых:

- ➔ способы детектирования (табл. 12.3.8);
- ➔ более высокий выход нейтронов;
- ➔ в отличие от плутония-239  $^{239}\text{Pu}$  может смешиваться с  $^{238}\text{U}$ , а в таком виде его нельзя непосредственно использовать при производстве оружия.

Существует также большое число искусственно полученных изотопов урана (табл. 12.3.8). Некоторые нуклиды применяются в качестве радиоактивных меток. Например,  $\beta$ -излучатель  $^{237}\text{U}$  и  $\alpha$ -излучатель  $^{232}\text{U}$  нашли широкое применение в химических и физических исследованиях.

Таблица 12.3.6

Зависимость критической массы и критического объема урана от обогащения по  $^{235}\text{U}$  [2]

Обогащение урана, %	Минимальная критическая масса урана, кг				Минимальный критический объем, л			
	I	II	III	IV	I	II	III	IV
95	0,79	0,79	0,8	0,83	1,27	4,5	6,3	6,9
40	2,2	2,2	2,2	2,3	5,8	8,0	8,8	10,3
20	4,9	4,9	5,1	5,6	8,9	10,2	12,0	14,7
10	11,3	11,7	12,3	16	12,2	14,5	17,5	26
6,5	21	—	—	—	15,7	—	—	—
6	—	—	—	42	—	—	—	50
5	—	32,5	36	65	—	24,5	34	68
4	47	—	52	117	25	—	41	110
3	—	88	95	270	—	45	65	260
2,5	—	—	—	800	—	—	—	660
2	230*	230*	285	—	74*	95*	155	—

**Примечание.** I — гомогенная смесь металлического урана и воды; II — гомогенная смесь диоксида урана и воды; III — раствор уранилфторида в воде; IV — раствор уранилнитрата в воде.  
Данные, полученные с помощью графической интерполяции.

Таблица 12.3.7  
Минимальные критические параметры урана с обогащением 100% по  $^{233}\text{U}$  [2]

Параметр	Полный водяной отражатель	Без отражателя
<b>Металл плотностью 18660 кг/м<sup>3</sup></b>		
Масса сферы, кг	7,6	17
Диаметр бесконечного цилиндра, см	5,1	8,1
Толщина бесконечной пластины, см	0,63	4,6
Объем сферы, л	0,407	0,84
<b>Растворы</b>		
Масса сферы, кг	0,57	1,2
Диаметр бесконечного цилиндра, см	11,9	19,0
Толщина бесконечной пластины, см	3,2	10,2
Объем сферы, л	3,7	8,7
Концентрация в водных растворах, г/л	11,2 ± 0,1	
Количество урана на единицу площади, г/см <sup>2</sup>	0,367	0,474

Таблица 12.3.8

## Ядерные свойства изотопов урана

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %)	Реакция образования [7]
226	0,35 с	$3,7 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	7,570 (85); 7,420 (15)	$^{232}\text{Th} (\alpha, 10n)$
227	1,1 мин	$2,8 \cdot 10^{16}$	$\alpha$	$\alpha$ : 7,060 (20); 6,905 (14); 6,860 (50); 6,740 (16) $\gamma$ : 0,310 (3,6); 0,259 (3); 0,247 (20); 0,209 (2,8); 0,158 (2,8)	$^{232}\text{Th} (\alpha, 9n) ^{208}\text{Pb} (^{22}\text{Ne}, 3n)$
228	9,1 мин	$3,4 \cdot 10^{15}$	$\alpha (> 95)$ ; $e (< 5)$	$\alpha$ : 6,680 (68); 6,590 (28) $\gamma$ : 0,093 (2)	$^{232}\text{Th} (\alpha, 8n)$
229	58 мин	$5,2 \cdot 10^{14}$	$e (\sim 80)$ ; $\alpha (20)$	$\alpha$ : 6,332 (4); 6,360 (13); 6,297 (2,2) $\gamma$ : 0,123	$^{230}\text{Th} (^3\text{He}, 4n) ^{232}\text{Th} (\alpha, 7n)$
230	20,8 сут	$1,01 \cdot 10^{12}$	$\alpha (100)$ ; СД ( $< 1 \times 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 5,888 (67,4); 5,818 (32) $\gamma$ : 0,230 (0,12); 0,154 (0,125); 0,072 (0,6)	Дочерний $^{230}\text{Pa}$ $^{231}\text{Pa} (d, 3n)$
231	4,2 сут.	$5,0 \cdot 10^{12}$	$e (100)$ ; $\alpha (4 \cdot 10^{-3})$	$\alpha$ : 5,471 (0,0011); 5,456 (0,0017) $\gamma$ : 0,084 (7,3); 0,026 (14,6)	$^{230}\text{Th} (\alpha, 3n) ^{231}\text{Pa} (d, 2n)$
232	68,9 лет $\sim 8 \cdot 10^{13}$ лет [7]	$8,28 \cdot 10^8$	$\alpha (100)$ ; Ne ( $9 \times 10^{-10}$ ); СД ( $< 1 \times 10^{-12}$ )	$\alpha$ : 5,320 (68,15); 5,263 (31,55) $\gamma$ : 0,058 (0,2)	$^{212}\text{Th} (\alpha, 4n)$
233	$1,592 \cdot 10^5$ лет $1,2 \cdot 10^{17}$ лет [7]	$3,570 \cdot 10^5$	$\alpha (100)$ ; Ne ( $7 \times 10^{-11}$ ); СД ( $< 6 \times 10^{-11}$ )	$\alpha$ : 4,824 (84,4); 4,784 (13,2); 4,729 (1,6) $\gamma$ : 0,097 (0,02); 0,055 (0,018)	Дочерний $^{233}\text{Pa}$
234	$2,455 \cdot 10^5$ лет	$2,31 \cdot 10^5$	$\alpha (100)$ ; $M\gamma (1 \times 10^{-11})$ ; Ne ( $9 \times 10^{-12}$ );	$\alpha$ : 4,775 (71,38); 4,722 (28,42) $\gamma$ : 0,053 (0,12)	Естественный изотоп
	$2 \cdot 10^{16}$ лет [7]		СД ( $1,6 \times 10^{-9}$ )		



Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %)	Реакция образования [7]
235	7,038· 10 <sup>8</sup> лет	8,009· 10 <sup>1</sup>	$\alpha$ (100); Ne ( $\sim 8 \times 10^{-10}$ ); $^{28}\text{M}\gamma$ ( $8 \times 10^{-10}$ );	$\alpha$ : 4,596 (5); 4,556 (4,2); 4,502 (1,7); 4,414 (2,1); 4,398 (55); 4,366 (17); 4,325 (4,4); 4,215 (5,7) $\gamma$ : 0,205 (5); 0,186 (57,2); 0,144 (10,96); 0,163 (5,08)	Естественный изотоп
	3,5· 10 <sup>17</sup> лет [7]		СД ( $7,0 \times 10^{-9}$ )		
235m	26 мин	1,1· 10 <sup>15</sup>	ИП		Дочерний $^{239}\text{Pu}$
236	2,342· 10 <sup>7</sup> лет 2· 10 <sup>16</sup> лет [7]	2,396· 10 <sup>3</sup>	$\alpha$ (100); СД ( $9,4 \times 10^{-8}$ )	$\alpha$ : 4,494 (74); 4,445 (26) $\gamma$ : 0,113 (0,019); 0,049 (0,078)	$^{235}\text{U}$ ( $n, \gamma$ )
237	6,75 сут.	3,02· 10 <sup>12</sup>	$-\beta$	$-\beta$ : 0,459 (3); 0,251 (42); 0,237 (51); 0,186 (3,4) $\gamma$ : 0,208 (21,2); 0,060 (34,5); 0,026 (2,4)	$^{236}\text{U}$ ( $n, \gamma$ ) Дочерний $^{241}\text{Pu}$
238	4,468· 10 <sup>9</sup> лет 8,19· 10 <sup>15</sup> лет [7]	1,245· 10 <sup>1</sup>	$\alpha$ (100); СД ( $5,4 \times 10^{-5}$ )	$\alpha$ : 4,196 (79); 4,151 (21) $\gamma$ : 0,114 (0,01); 0,050 (0,064)	Естественный изотоп
239	23,45 мин	1,24· 10 <sup>15</sup>	$-\beta$	$-\beta$ : 1,264 (18,7); 1,232 (9,4); 1,189 (69) $\gamma$ : 0,075 (49,2); 0,044 (4,07)	$^{238}\text{U}$ ( $n, \gamma$ )
240	14,1 ч	3,42· 10 <sup>13</sup>	$-\beta$	$-\beta$ : 0,390 (29); 0,346 (61) $\gamma$ : 0,044 (1,05)	Дочерний $^{244}\text{Pu}$
242	16,8 мин	1,7· 10 <sup>15</sup>	$-\beta$	$-\beta$ : 1,200 (79); 1,144 (3,5); 1,132 (13) $\gamma$ : 0,585 (1,9); 0,573 (1,9); 0,068 (10); 0,056 (3,9)	$^{244}\text{Pu}$ ( $n, 2pn$ )

**Разделение изотопов** урана представляет собой очень трудную задачу. Из существующих методов разделения применение в той или иной степени нашли следующие:

- газодиффузионный метод;
- метод газовых центрифуг;
- метод разделительного сопла;
- метод жидкостной термодиффузии;
- лазерный метод;
- метод электромагнитного разделения.

В методе *газовой диффузии* используется различие скоростей теплового движения молекул изотопов, имеющих разную массу, при принудительном прохождении ими весьма малых по размерам пор и капилляров специальной пористой перегородки (газодиффузионного фильтра) в условиях вакуума, когда молекулы практически не сталкиваются между собой. Этот метод можно применять для разделения смесей изотопов, находящихся в газообразном состоянии. В случае урана наиболее пригодным для этой цели оказался гексафторид урана  $UF_6$ . Максимальный теоретически достижимый коэффициент разделения  $\alpha$  определяется массами тяжелой  $M_1$  и легкой  $M_2$  молекул:

$$\alpha = \sqrt{\frac{M_1}{M_2}}$$

Для молекул газообразного  $UF_6$

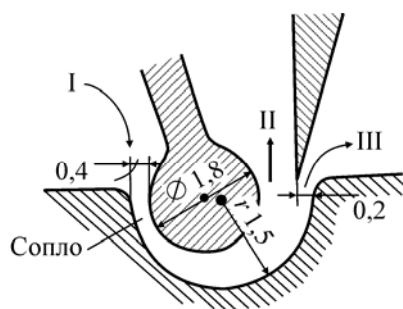
$$\alpha = \sqrt{\frac{M(^{238}UF_6)}{M(^{235}UF_6)}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,00429$$

Эта величина близка к единице, и для того, чтобы производить  $^{235}_{92}U$  с обогащением 90 масс. % из урана естественного состава, необходимо провести 3000 последовательных ступеней газодиффузионного разделения.

Газодиффузионный метод применяется в промышленных масштабах.

Разделение изотопов в *газовой центрифуге* основано на том, что при термодинамическом равновесии в потенциальном поле центробежных сил устанавливается равновесное распределение молекул по Максвеллу — Больцману, существенно зависящее от молекулярной массы. В равновесном состоянии концентрация легких молекул относительно выше вблизи оси, а концентрация тяжелых молекул — возле стенки ротора. Как и в методе газовой диффузии, исходная смесь изотопов для разделения в центрифуге должна быть газообразной (гексафторид урана). Метод газовых центрифуг называют также *центробежным методом*.

*Метод разделения газообразной смеси изотопов урана в сопле* основан на явлении диффузии под действием центробежных сил. В результате расширения (степень расширения  $\sim 4$ ) в сильно изогнутом сопле Лавалья (рис. 12.3.2) струя газообразного  $UF_6$  в смеси с водородом или гелием приобретает большую скорость. Под влиянием центробежных сил создается сепарация — потоки легкой фракции (обогащенной  $^{235}U$ ) и потоки тяжелой фракции (обедненной  $^{235}U$ ) разделяются и далее по своим каналам отсасываются двухступенчатым компрессором. Первичный коэффициент обогащения методом сопла в несколько раз выше, чем при газодиффузионном методе, но и потребление электроэнергии на 1 единицу работы разделения (ЕРР) выше.



**Рис. 12.3.2.** Схема работы разделительного сопла (размеры даны в микрометрах):  
 I — вход газовой смеси ( $\text{UF}_6 + \text{H}_2$ ),  $p_0 = 48$  мм рт. ст. (6,4 кПа);  
 II — легкая фракция,  $p_{\text{л}} = 14$  мм рт. ст. (1,87 кПа);  
 III — тяжелая фракция,  $p_{\text{т}} = 14$  мм рт. ст. (1,87 кПа)

*Лазерный метод разделения изотопов* урана основан на эффекте изотермического смещения спектральных линий в атомах урана. Частотный сдвиг между спектрами  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  составляет около 8 ГГц.

Настроив излучение лазера на очень узкую полосу длин волн, можно селективно возбудить уровень только нужного изотопа (в данном случае  $^{235}\text{U}$ ) и затем осуществить его фотоионизацию.

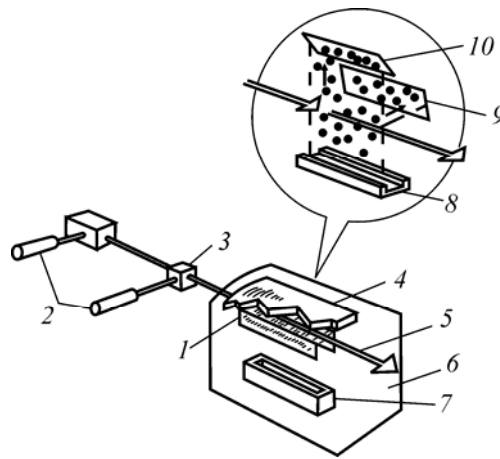
В идеальных условиях лазерным методом может быть достигнуто полное разделение изотопов. В реальных условиях высокое обогащение может быть получено в однократной операции (в одной ступени разделения).

Различают два способа разделения в зависимости от того, в каком состоянии находятся изотопы урана, взаимодействующие с лазерным излучением: в виде газообразных молекул  $\text{UF}_6$  (метод MLIS — Molecular Laser Isotopic Separation) или в виде атомарного пара (метод AVLIS — Atomic eVaporation Laser Isotopic Separation).

*Молекулярный метод лазерного обогащения* урана оказался весьма сложным. Молекулы  $\text{UF}_6$  имеют много уровней энергии, соответствующих колебательным состояниям атомов в молекуле. И хотя колебательные уровни молекулы  $^{235}\text{UF}_6$  слегка смещены относительно тех же уровней в молекуле  $^{238}\text{UF}_6$ , очень сложно найти переход, обеспечивающий селективность и фотоионизацию  $^{235}\text{UF}_6$ . Поэтому, несмотря на простоту и большой опыт обращения с  $\text{UF}_6$ , осуществление метода MLIS на практике сопряжено с весьма значительными трудностями создания соответствующего лазерного устройства. Работы по их преодолению ведутся. Лазер должен генерировать монохроматическое излучение в средней и дальней областях инфракрасного спектра, иметь высокую частоту повторения импульсов (порядка  $10^4$  Гц), обладать большой мощностью (несколько сот киловатт) и функционировать надежно в течение нескольких лет.

В *методе AVLIS* селективное возбуждение атомов  $^{235}\text{U}$ , находящихся в виде металлического пара, проводится излучением перестраиваемых лазеров в видимой части спектра. Возбужденные атомы  $^{235}\text{U}$  при дополнительном облучении могут быть ионизированы, а образовавшиеся ионы извлечены из смеси с нейтральными атомами электромагнитными методами.

Принципиальная схема установки для атомного метода разделения изотопов урана, разработанная в Ливерморской лаборатории им. Лоуренса, приведена на рис. 12.3.3. Установка состоит из трех частей: лазерной системы, настроенной на частоту селективного возбуждения; системы усиления лазерного луча; системы разделения ионизованного  $^{235}\text{U}$ . Используются два лазера: первый (на парах меди, мощностью 150 Вт) приводит в действие второй (на красителях), генерирующий свет с необходимой для процесса длиной волны.



**Рис. 12.3.3.** Схема технологической установки для лазерного способа разделения изотопов урана AVLIS:

- 1, 4 — коллекторы сбора обогащенного и обедненного продукта;
- 2 — лазер на красителе и лазер накачки на парах меди; 3 — лазерный усилитель на красителе; 5 — лазерный луч; 6 — пары урана;
- 7 — электронно-лучевой испаритель металлического урана;
- 8 — испаритель; 9 — коллектор отбора обогащенного продукта;
- 10 — отвал обедненного продукта

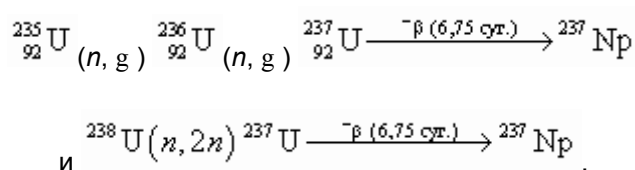
Метод AVLIS в основном отработан на демонстрационной установке.

В обычном *электромагнитном методе* разделение достигается благодаря тому, что ускоренные до одинаковой энергии ионы движутся поперек постоянного магнитного поля по окружностям, радиус которых зависит от массы иона. Следовательно, смесь ионов, вышедших из источника, разделяется в таком электромагнитном сепараторе на пучки, каждый из которых содержит ионы только одной массы. Наибольшее расхождение между разделительными пучками достигается после того, как ионы пройдут путь, равный половине окружности. Если в соответствующих этому условию местах установить коллекторы ионов, то в идеальном случае можно собрать полностью разделенные изотопы урана. В реальных условиях имеют место процессы, приводящие к тому, что в коллектор, предназначенный для извлечения какого-нибудь одного изотопа, частично попадают и другие. Поэтому на практике электромагнитный метод не позволяет полностью разделить изотопы элемента, однако высокое обогащение достигается в однократной операции. По своей физической природе электромагнитный метод разделения изотопов наиболее универсален и может быть применен к любому химическому элементу.

### 12.3.5. Нептуний

Нептуний-237 — долгоживущий изотоп элемента 93 — приобретает все более важное значение как сырьевой нуклид для производства  ${}^{238}_{94}\text{Pu}$ .

В ядерном реакторе  ${}^{237}_{93}\text{Np}$  образуется как побочный продукт в довольно больших количествах (табл. 12.1.5) по реакциям



Так же, как и  ${}^{225}_{85}\text{Ac}$ ,  ${}^{237}_{93}\text{Np}$  обнаруживается в отходах гидрометаллургического производства урана. Полагают, что нептуний образуется в естественных условиях в реакции  $(n, 2n)$  при

облучении природного урана нейтронами, возникающими при спонтанном делении  $^{238}_{92}\text{U}$  и в ( $\alpha, n$ ) реакциях на легких нуклидах [7].

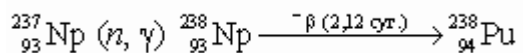
Короткоживущие изотопы  $^{238}_{93}\text{Np}$  ( $T_{1/2} = 2,12$  сут.) и  $^{239}_{93}\text{Np}$  ( $T_{1/2} = 2,35$  сут.) благодаря простоте их детектирования (оба являются  $\beta$ -излучающими нуклидами с хорошими  $\gamma$ -линиями; табл. 12.3.9) представляют особый интерес для использования в качестве радиоактивных индикаторов.

### 12.3.6. Плутоний

Синтезировано много изотопов плутония. Все они радиоактивны (табл. 12.3.10).

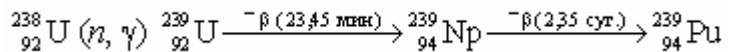
**Плутоний-238** — чистый  $\alpha$ -излучатель, применяется в изотопных источниках энергии и в реакторной технике для изготовления нейтронных источников. Удельная тепловая мощность 0,45 Вт/г. [8].

Получают  $^{238}_{94}\text{Pu}$  при облучении  $^{237}_{93}\text{Np}$  нейтронами по реакции:



**Плутоний-239** и **плутоний-241** имеют большие сечения деления на тепловых нейтронах (748 барн и 1011 барн соответственно) и поэтому используются в качестве топлива в ядерных реакторах. Для обоих возможна самопроизвольная цепная реакция деления как в системе с тепловыми нейтронами, так и на быстрых нейтронах (табл. 12.1.5).

Изотоп  $^{239}_{94}\text{Pu}$  был обнаружен в урановых рудах (табл. 12.3.11). Вероятно, он образуется в природе в результате ядерных реакций, и его содержание является постоянной величиной [8]:



Более тяжелые изотопы получают в результате последовательного захвата нейтронов различными изотопами плутония.

Еще один изотоп плутония обнаружен в докембрийском бастиазите из района Маунтин-Пасс (Калифорния) в концентрации  $1,0 \times 10^{-18}$  г  $^{244}_{94}\text{Pu}$  /г бастиазита [8]. Изотоп  $^{244}_{94}\text{Pu}$  имеет достаточно большой период полураспада ( $8 \times 10^7$  лет), чтобы выжить с момента образования. Была рассчитана распространенность  $^{244}_{94}\text{Pu}$ , которая, в зависимости от принятого отношения  $^{244}_{94}\text{Pu} / ^{238}_{92}\text{U}$  и возраста бастиазита, составила от  $7 \times 10^{-27}$  до  $2,8 \times 10^{-25}$  г/г.

Таблица 12.3.9

## Ядерные свойства изотопов нептуния

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
227	0,51 с	$3,6 \times 10^{18}$	$\alpha$		$^{22}\text{Ne}$ на $^{209}\text{Bi}$
228	61,4 с	$3,05 \cdot 10^{16}$	E (60); $\alpha$ (40)		
229	4,0 мин	$7,6 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ (75); e	$\alpha$ : 6,890 (75)	$^{233}\text{U}$ (p, 5n)
230	4,6 мин	$6,6 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ ( $\leq 97$ ); e ( $\geq 3$ )	6,66	$^{233}\text{U}$ (p, 4n)
231	48,8 мин	$6,17 \cdot 10^{14}$	$^{+\beta}$ (0,05); $\varepsilon$ (98,00); $\alpha$ (2,00)	$^{+\beta}$ : 0,788 (0,05) $\gamma$ : 0,738 (1,23); 0,511 ( $\varepsilon$ 0,1); 0,421 (1,05); 0,371 (9,8)	$^{233}\text{U}$ (d, 4n) $^{235}\text{U}$ (d, 6n)
232	14,7 мин	$2,04 \cdot 10^{15}$	E ; $^{+\beta}$ (0,035)	$^{+\beta}$ : 1,511 (0,009); 1,620 (0,011); 1,668 (0,012) $\gamma$ : 0,867 (24); 0,864 (20,3); 0,820 (33); 0,511 ( $\varepsilon$ 0,07); 0,327 (52); 0,282 (19,8)	$^{233}\text{U}$ (d, 3n)
233	36,2 мин	$8,24 \cdot 10^{14}$	e (100); $\alpha$ ( $\sim 10^{-3}$ ) [7]	$\alpha$ : 5,54 [7] $\gamma$ : 0,312 (0,7); 0,299 (0,7)	$^{233}\text{U}$ (d, 2n) $^{235}\text{U}$ (d, 4n)
234	4,4 сут.	$4,7 \cdot 10^{12}$	e ; $^{+\beta}$ (0,046)	$^{+\beta}$ : 0,786 (0,046) $\gamma$ : 1,602 (9,1); 1,57 (5,1); 1,559 (18,7); 1,527 (11,2); 1,435 (6,4); 1,194 (6); 0,786 (3,2); 0,743 (5,3); 0,511 ( $\varepsilon$ 0,09); 0,450 (1,15)	$^{235}\text{U}$ (d, 3n)
235	396,1 сут.	$5,19 \cdot 10^{10}$	e (100); $\alpha$ ( $2,6 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 5,025 (0,0014)	$^{235}\text{U}$ (d, 2n)
236m [9]	22,5 ч	$2,18 \cdot 10^{13}$	$^{-\beta}$ (48,3); e (52)	$^{-\beta}$ : 0,537 (39,64); 0,492 (8,3) $\gamma$ : 0,642 (0,92); 0,688 (0,25)	$^{235}\text{U}$ (d, n)
236 [9]	$1,54 \cdot 10^5$ лет	$3,62 \cdot 10^5$	E (87,3); $^{-\beta}$ (12,5); $\alpha$ (0,16)	$^{-\beta}$ : 0,330 (0,25); 0,171 (12,5) $\gamma$ : 0,160 (31,5); 0,158 (3,96); 0,104 (7,2)	$^{235}\text{U}$ (d, n)

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [7]
237	$2,144 \cdot 10^6$ лет > $1 \cdot 10^{18}$ лет [7]	$2,61 \cdot 10^4$	$\alpha$ (100); СД ( $\leq 2 \times 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 4,817 (2,5); 4,788 (47); 4,771 (25); 4,766 (8); 4,664 (3,4); 4,639 (6,18) $\gamma$ : 0,086 (12,4); 0,029 (15)	Дочерний $^{237}\text{U}$ Дочерний $^{241}\text{Am}$
238	2,117 сут.	$9,583 \cdot 10^{12}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,247 (41); 0,263 (44,8); 0,222 (11,47) $\gamma$ : 1,028 (18,3); 1,025 (8,7); 0,984 (25,2); 0,923 (2,6); 0,882 (0,8)	$^{237}\text{Np}$ ( $n, \gamma$ )
239	2,356 сут.	$8,60 \cdot 10^{12}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,713 (2); 0,436 (45); 0,392 (7); 0,330 (42); 0,252 (50) $\gamma$ : 0,277 (14,4); 0,228 (11,1); 0,106 (26,3)	Дочерний $^{243}\text{Am}$ Дочерний $^{239}\text{U}$
240	61,9 мин	$4,679 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,456 (2); 1,160 (4); 1,082 (8); 1,036 (2,5); 0,889 (75) $\gamma$ : 1,167 (4,5); 0,988 (6,7); 0,974 (23,8); 0,896 (13,6); 0,867 (8,1); 0,600 (18,4); 0,566 (25,3); 0,448 (12,3); 0,271 (5,7); 0,193 (5,6); 0,175 (4,7); 0,153 (6,7); 0,099 (4,8)	$^{238}\text{U}$ ( $\alpha, pn$ )
240m	7,22 мин	$4,01 \cdot 10^{15}$	$-\beta$ (99,89)	$-\beta$ : 2,180 (10); 2,137 (42); 1,583 (31) $\gamma$ : 0,597 (11,7); 0,555 (20,9)	Дочерний $^{240}\text{U}$ $^{238}\text{U}$ ( $\alpha, pn$ )
241	13,9 мин	$2,08 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,300 (68); 1,125 (33) $\gamma$ : 0,175 (3,1)	$^{238}\text{U}$ ( $\alpha, p$ ) $^{244}\text{Pu}$ ( $n, p3n$ )
242 [9]	5,5 мин	$5,2 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$\gamma$ : 0,945 (37,2); 0,786 (59); 0,265 (14,2); 0,159 (18,9)	$^{244}\text{Pu}$ ( $n, p2n$ ) $^{242}\text{Pu}$ ( $n, p$ )
242m [9]	2,2 мин	$1,3 \cdot 10^{16}$	$-\beta$	$-\beta$ : 2,700 (83); 1,920 (4,9) $\gamma$ : 1,473 (2,3); 0,780 (2,8); 0,736 (5,2)	Дочерний $^{242}\text{U}$

Таблица 12.3.10

## Ядерные свойства изотопов плутония

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
232	34,1 мин	$8,8 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (80,00); $\alpha$ (20,00)	6,600 (15); 6,542 (7,6)	$^{233}\text{U}$ ( $\alpha$ , 5n)
233	20,9 мин	$1,43 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$ (99,88); $\alpha$ (0,12)	$\alpha$ : 6,30 [8]; $\gamma$ : 1,035 (5,7); 1,028 (6,6); 1,012 (28); 1,000 (18); 0,992 (23); 0,978 (13,4); 0,831 (11,1); 0,726 (9); 0,583 (8,6); 0,559 (26,9); 0,535 (90); 0,524 (13); 0,512 (13); 0,504 (20,7); 0,500 (39); 0,478 (13,8); 0,473 (7,2); 0,457 (10,2); 0,247 (7,2); 0,235 (99,88); 0,222 (11,8); 0,207 (23,8); 0,191 (13); 0,181 (12)	$^{233}\text{U}$ ( $\alpha$ , 4n)
234	8,8 ч	$5,6 \cdot 10^{13}$	$\epsilon$ (~ 94); $\alpha$ (~ 6)	$\alpha$ : 6,201 (4,1); 6,151 (1,9)	$^{235}\text{U}$ ( $\alpha$ , 3n)
235	25,3 мин	$1,16 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$ (100); $\alpha$ ( $2,8 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 5,850 (0,0022) $\gamma$ : 0,049 (2,4)	$^{235}\text{U}$ ( $\alpha$ , 4n) $^{233}\text{U}$ ( $\alpha$ , 2n)
236	2,858 лет $3,5 \cdot 10^9$ лет [8]	$1,97 \cdot 10^{10}$	$\alpha$ (100); СД ( $1,9 \times 10^{-7}$ )	$\alpha$ : 5,768 (69,3); 5,721 (30,6) $\gamma$ : 0,048 (0,066); 0,109 (0,012)	$^{235}\text{U}$ ( $\alpha$ , 3n) Дочерний $^{236}\text{Np}$
237	45,2 сут	$4,49 \cdot 10^{11}$	$\epsilon$ (100); $\alpha$ ( $4,2 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 5,334 (0,0018); 5,259 (0,0021) $\gamma$ : 0,059 (3,28)	$^{235}\text{U}$ ( $\alpha$ , 2n) $^{237}\text{Np}$ (d, 2n)
238	87,7 лет $4,8 \cdot 10^{10}$ лет [8]	$6,342 \cdot 10^8$	$\alpha$ (100); СД ( $1,8 \times 10^{-7}$ )	$\alpha$ : 5,499 (70,91); 5,456 (29) $\gamma$ : 0,043 (0,0395)	Дочерний $^{242}\text{Cm}$ Дочерний $^{238}\text{Np}$
239	24110 лет $5,5 \cdot 10^{15}$ лет [8]	$2,30 \cdot 10^6$	$\alpha$ (100); СД ( $3 \times 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 5,157 (70,77); 5,144 (17,11); 5,105 (11,94) $\gamma$ : 0,052 (0,027); 0,039 (0,01)	Дочерний $^{239}\text{Np}$ Захват нейтронов
240	$6,564 \cdot 10^3$ лет $1,34 \cdot 10^{11}$ лет [8]	$8,408 \cdot 10^6$	$\alpha$ (100); СД ( $5,7 \times 10^{-6}$ )	5,168 (72,8); 5,124 (27,1) 0,045 (0,045)	Множественный захват нейтронов



Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
241	14,290 г.	$3,85 \cdot 10^9$	$\beta^-$ (100); $\alpha$ ( $2,5 \cdot 10^{-3}$ ); СД ( $> 2 \times 10^{-14}$ )	$\alpha$ : 4,896 (0,002); 4,853 (0,0003) – $\beta$ : 0,021 (100) $\gamma$ : 0,148 (0,0002); 0,104 (0,0001); 0,027 (0,0001)	Множественный захват нейтронов
242	$3,75 \cdot 10^5$ лет $6,8 \cdot 10^{10}$ лет [8]	$1,46 \cdot 10^5$	$\alpha$ (100); СД ( $5,5 \times 10^{-4}$ )	$\alpha$ : 4,902 (76,49); 4,858 (23,48) $\gamma$ : 0,045 (0,037); 0,104 (0,0025)	Множественный захват нейтронов
243	4,956 ч	$9,623 \cdot 10^{13}$	– $\beta$	– $\beta$ : 0,581 (59); 0,539 (8); 0,497 (21); 0,472 (5) $\gamma$ : 0,084 (23); 0,025 (8); 0,034 (3,5)	Множественный захват нейтронов
244	$8,00 \cdot 10^7$ лет $6,6 \cdot 10^{10}$ лет [8]	$6,78 \cdot 10^2$	$\alpha$ (99,88); СД (0,12)	$\alpha$ : 4,589 (80,5); 4,546 (19,4) $\gamma$ : 0,044 (0,0227)	Множественный захват нейтронов
245	10,5 ч	$4,50 \cdot 10^{13}$	– $\beta$	– $\beta$ : 1,234 (12); 0,954 (51); 0,885 (6,7); 0,394 (14); 0,323 (8,3) $\gamma$ : 0,630 (2,7); 0,560 (5,4); 0,492 (2,7); 0,377 (3,2); 0,327 (25); 0,308 (4,9)	$^{244}\text{Pu} (n, \gamma)$
246	10,84 сут.	$1,809 \cdot 10^{12}$	– $\beta$	– $\beta$ : 0,357 (5); 0,177 (91); 0,102 (5) $\gamma$ : 0,224 (24); 0,180 (9,7); 0,044 (25); 0,027 (3,5); 0,016 (17,5)	$^{243}\text{Pu} (n, \gamma)$

Таблица 12.3.11

## Содержание плутония в урановых и ториевых рудах [8]

Руда	Содержание урана, %	Отношение $\frac{^{239}\text{Pu}}{\text{руда}}$ (по массе)	Отношение $\frac{^{239}\text{Pu}}{\text{U}} \cdot 10^{12}$
Канадский уранинит	13,5	$9,1 \times 10^{-12}$	7,1
Уранинит из Бельгийского Конго	38	$4,8 \times 10^{-12}$	12
Уранинит из Колорадо	50	$3,8 \times 10^{-12}$	7,7
Концентрат уранинита из Бельгийского Конго	45,3	$7,0 \times 10^{-12}$	15
Бразильский монацит	0,24	$2,1 \times 10^{-14}$	8,3
Монацит из Северной Каролины	1,64	$5,9 \times 10^{-14}$	3,6
Фергюсонит	0,25	$< 1,0 \times 10^{-14}$	$< 4$
Карнотит	10	$< 4,0 \times 10^{-14}$	$< 0,4$

### 12.3.6.1. Критические параметры [2]

$^{239}\text{Pu}$ :  $M_{\text{кр}} = 9,6$  кг

$^{241}\text{Pu}$ :  $M_{\text{кр}} = 6,2$  кг

$^{238}\text{Pu}$ :  $M_{\text{кр}} =$  от 12 до 7,45 кг

### 12.3.6.2. Критические параметры смеси изотопов

Наибольший интерес представляют смеси изотопов:  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  (табл. 12.3.12, 12.3.13). Большое удельное энерговыделение  $^{238}\text{Pu}$  приводит к окислению металла в воздухе, поэтому наиболее вероятно его использование в виде оксидов. При получении  $^{238}\text{Pu}$  сопутствующим изотопом является  $^{239}\text{Pu}$ . Соотношение этих изотопов в смеси определяет как значение критических параметров, так и их зависимость при изменении содержания замедлителя.

Различные оценки критической массы для голый металлической сферы из  $^{238}\text{Pu}$  дают значения от 12 до 7,45 кг по сравнению с критической массой для  $^{239}\text{Pu}$ , равной 9,6 кг. Так как ядро  $^{239}\text{Pu}$  содержит нечетное число нейтронов, то критическая масса при добавлении в систему воды будет уменьшаться. Критическая масса  $^{238}\text{Pu}$  при добавлении воды будет увеличиваться. Для смеси этих изотопов суммарный эффект добавления воды зависит от соотношения изотопов. При массовом содержании  $^{239}\text{Pu}$ , равном 37 % или меньше, критическая масса смеси изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{238}\text{Pu}$  не уменьшается при добавлении в систему воды. В этом случае допустимое количество диоксидов  $^{239}\text{Pu}$ — $^{238}\text{Pu}$  составляет около 8 кг.

При других соотношениях диоксидов  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$  минимальное значение критической массы изменяется от 500 г для чистого  $^{239}\text{Pu}$  до 24,6 кг для чистого  $^{238}\text{Pu}$ .

Другим изотопом с нечетным числом нейтронов является  $^{241}\text{Pu}$ . Минимальное значение критической массы для  $^{241}\text{Pu}$  достигается в водных растворах при концентрации 30 г/л и составляет 232–244 кг. При получении  $^{241}\text{Pu}$  из облученного горючего ему всегда сопутствует  $^{240}\text{Pu}$ , который по содержанию не превосходит его. При равном отношении нуклидов в смеси изотопов минимальная критическая масса  $^{241}\text{Pu}$  превышает минимальную критическую массу  $^{239}\text{Pu}$ . Следовательно, по отношению к минимальной критической массе изотоп  $^{241}\text{Pu}$  при оценке ядерной безопасности можно заменить  $^{239}\text{Pu}$ , если в смеси изотопов находятся равные количества  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{240}\text{Pu}$ .

Таблица 12.3.12

### Критические параметры гомогенных плутониевых ( $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ ) сферических сборок [2]

Состав активной зоны	Содержание $^{240}\text{Pu}$ , %	Концентрация Pu, $c_{\text{Pu}}$ , кг/л	$R_{\text{сф}}$ , см
Металл без отражателя	5,9	17,35	5,59
	19,96	15,73	66,6
Металл, отражатель — вода	5,18	19,74	4,12

**Зависимость критических массы и объема для соединений плутония\*  
от изотопного состава плутония**

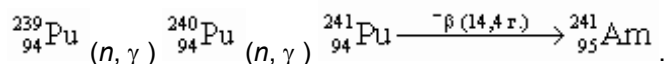
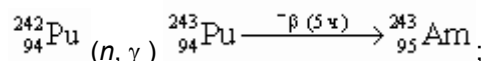
Содержание $^{240}\text{Pu}$ , %	Минимальная критическая масса плутония, кг				Минимальный критический объем смеси или раствора, л			
	I	II	III	IV	I	II	III	IV
0	0,57	0,57	0,58	0,59	0,29	1,15	5,9	8,0
5	0,70	0,7	0,7	0,72	0,31	1,25	9,6	11,3
10	0,83	0,83	0,83	0,85	0,33	1,4	12,5	13,7
20	1,25	1,25	1,25	1,27	0,36	1,5	19,2	20,2
30	2	—	—	—	0,4	—	—	—
40	3,95	—	—	—	0,46	—	—	—
50	10,7	—	—	—	0,52	—	—	—

\* Основной нуклид  $^{239}_{94}\text{Pu}$ .

**Примечание.** I — гомогенная смесь металлического плутония и воды; II — гомогенная смесь диоксида плутония и воды; III — гомогенная смесь оксалата плутония и воды; IV — раствор нитрата плутония в воде.

### 12.3.7. Америций

Америций — серебристый, очень ковкий и тягучий немагнитный металл. Из всех известных изотопов америция наибольшее значение имеют самый долгоживущий изотоп  $^{243}_{95}\text{Am}$  ( $T_{1/2} = 7370$  лет) и  $^{241}_{95}\text{Am}$  ( $T_{1/2} = 432$  года). Получают их в килограммовых количествах в виде практически чистых изотопов (табл. 12.1.5) при облучении тепловыми нейтронами  $^{242}_{94}\text{Pu}$  и  $^{239}_{94}\text{Pu}$  соответственно:



Третий изотоп  $^{242\text{m}}_{95}\text{Am}$  ( $T_{1/2} = 141$  год), образуется при нейтронном облучении  $^{241}_{95}\text{Am}$  в количестве всего нескольких процентов.

**Америций-241** испускает  $\alpha$ -частицы ( $E_{\alpha} = 5,44$  и  $5,49$  МэВ), при взаимодействии которых с некоторыми легкими нуклидами образуются нейтроны по реакции  $(\alpha, n)$ . Например, смесь  $^{241}_{95}\text{Am}$  с бериллием испускает  $1,7 \times 10^7$  нейтронов в секунду на грамм америция-241. Изотоп  $^{241}_{95}\text{Am}$  используется и как источник  $\gamma$ -квантов ( $E_{\gamma} = 59$  кэВ) в устройствах для определения плотности жидкостей, измерения толщин и расстояний.

**Америций-243**, как правило, используется в качестве мишеней для получения кюрия и транскюриевых элементов. Он также применяется как источник  $\alpha$ -частиц и  $\gamma$ -квантов ( $E_\gamma = 75$  кэВ).

**Критические параметры смеси изотопов америция** [2]. Присутствие в смеси изотопов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$  увеличивает минимальную критическую массу  $^{242m}\text{Am}$ .

Для водных растворов существует такое соотношение изотопов, при котором система всегда подкритична. При массовом содержании  $^{242m}\text{Am}$  в смеси  $^{241}\text{Am}$  и  $^{242m}\text{Am}$  менее 5 % система остается подкритической вплоть до концентрации америция в растворах и механических смесях диоксида с водой, равной 2500 г/л.  $^{243}\text{Am}$  в смеси с  $^{242m}\text{Am}$  также увеличивает критическую массу смеси, но в меньшей степени, так как сечение захвата тепловых нейтронов для  $^{243}\text{Am}$  на порядок ниже, чем у  $^{241}\text{Am}$ .

Зависимость минимальной критической массы  $^{242m}\text{Am}$  от его содержания в смеси  $^{242m}\text{Am}$  и  $^{241}\text{Am}$  (критическая масса рассчитана для  $\text{AmO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  в сферической геометрии с водяным отражателем):

Содержание $^{242m}\text{Am}$ , %	Критическая масса $^{242m}\text{Am}$ , г
100	17
20	40
10	160
8	420
6,25	> 2000

Таблица 12.3.14

## Ядерные свойства изотопов америция

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада, (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
234	2,32 мин	$1,1 \cdot 10^{16}$	$\epsilon$ (99,6); $\alpha$ (0,04)		$^{230}\text{Th}$ ( $^{10}\text{B}$ , 6n) $^{10}\text{B}$ , $^{11}\text{B}$ на $^{233}\text{U}$
237	73,0 мин	$4,01 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (99,98); $\alpha$ (0,03)	$\alpha$ : 6,042 (0,025) $\gamma$ : 0,909 (2,6); 0,474 (4,3); 0,438 (8,3); 0,280 (47,3)	$^{237}\text{Np}$ ( $\alpha$ , 4n) $^{237}\text{Np}$ ( $^3\text{He}$ , 3n)
238	98 мин	$2,99 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (> 99); $^{+\beta}$ (0,13); $\alpha$ ( $1 \times 10^{-4}$ )	$\alpha$ : 5,938 (0,00005) $^{+\beta}$ : 1,236 (0,08); 1,192 (0,04);	$^{237}\text{Np}$ ( $\alpha$ , 3n)
238	98 мин	$2,99 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (> 99); $^{+\beta}$ (0,13); $\alpha$ ( $1 \times 10^{-4}$ )	$^{+\beta}$ : 0,631 (0,01) $\gamma$ : 0,963 (28) 0,918 (23); 0,605 (7,6); 0,561 (10,9); 0,511 ( $\epsilon$ 0,26); 0,358 (2,1)	$^{237}\text{Np}$ ( $\alpha$ , 3n)
239	11,9 ч	$4,08 \cdot 10^{13}$	$\epsilon$ (99,99); $\alpha$ (0,010)	$\alpha$ : 5,774 (0,0084); 5,734 (0,0014) $\gamma$ : 0,278 (15); 0,228 (11,3)	$^{237}\text{Np}$ ( $\alpha$ , 2n) $^{239}\text{Pu}$ (d, 2n)
240	50,8 ч	$9,50 \cdot 10^{12}$	$\epsilon$ (100); $\alpha$ ( $1,9 \cdot 10^{-4}$ )	$\alpha$ : 5,378 (0,00016); 5,337 (0,00002) $\gamma$ : 0,988 (73); 0,889 (25,1); 0,0989 (1,5)	$^{237}\text{Np}$ ( $\alpha$ , n) $^{239}\text{Pu}$ (d, n)
241	432,2 г. $1,15 \cdot 10^{14}$ г. [8]	$1,270 \cdot 10^8$	$\alpha$ (100,00); СД ( $4 \times 10^{-10}$ )	$\alpha$ : 5,486 (84,5); 5,443 (13); 5,388 (1,6) $\gamma$ : 0,0595 (35,9) 0,026 (2,4)	Дочерний $^{241}\text{Pu}$ Множественный захват нейтронов
242	16,02 ч	$2,991 \cdot 10^{13}$	$^{-\beta}$ (82,7); $\epsilon$ (17,3)	$^{-\beta}$ : 0,663 (38); 0,665 (31) $\gamma$ : 0,044 (0,014); 0,042 (0,039)	$^{241}\text{Am}$ (n, p)
242m	141 г.	$3,88 \cdot 10^8$	ИП (99,55); $\alpha$ (0,45);	$\alpha$ : 5,207 (0,41); 5,143 (0,0257)	$^{241}\text{Am}$ (n, $\gamma$ )

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада, (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
	$9,5 \cdot 10^{11}$ лет [8]		СД ( $4,7 \times 10^{-9}$ )	$\gamma$ : 0,0493 (0,13)	$^{241}\text{Am}$ ( $n, \gamma$ )
243	$7,370 \cdot 10^3$ лет $2,0 \cdot 10^{14}$ лет [8]	$7,38 \cdot 10^6$	$\alpha$ (100,00); СД ( $3,7 \times 10^{-9}$ )	$\alpha$ : 5,275 (87,1); 5,233 (11,2); 5,181 (1,36) $\gamma$ : 0,075 (67,2); 0,044 (5,9)	Множественный захват нейтронов
244	10,1 ч	$4,70 \cdot 10^{13}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,388 (100) $\gamma$ : 0,898 (28); 0,744 (66) 0,154 (16); 0,099 (4,6)	$^{243}\text{Am}$ ( $n, p$ )
244m	26 мин	$1,1 \cdot 10^{15}$	$-\beta$ (99,96) e (0,04)	$-\beta$ : 1,514 (71); 1,47 (27) 1,084 (0,36); 1,041 (0,19); $\gamma$ : 0,942 (0,35); 1,062 (0,27)	$^{243}\text{Am}$ ( $n, p$ )
245	2,05 ч	$2,31 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,895 (76); 0,642 (16); 0,599 (7,1) $\gamma$ : 0,253 (6,1)	Дочерний $^{245}\text{Pu}$
246m [9]	25,0 мин	$1,13 \cdot 10^{15}$	$-\beta$ (100,00); ИП (< 0,02)	$-\beta$ : 2,333 (3,5); 2,376 (3,5); 1,534 (16,1); 1,500 (6,9); 1,297 (37,3); 1,271 (14); 1,027 (5,5) $\gamma$ : 1,079 (27,8); 1,062 (17,1); 1,036 (12,7); 0,799 (24,8)	Дочерний $^{246}\text{Pu}$
246 [9]	39 мин	$7,2 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,197 (100) $\gamma$ : 0,834 (6); 0,781 (4,8); 0,756 (16); 0,679 (64); 0,205 (44); 0,154 (31); 0,099 (5,8)	$^{244}\text{Pu}$ ( $\alpha, d$ ) $^{244}\text{Pu}$ ( $^3\text{He}, p$ )
247	23,0 мин	$1,25 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,700 (3); 1,473 (72); 1,415 (25) $\gamma$ : 0,285 (24); 0,226 (5,5)	$^{244}\text{Pu}$ ( $\alpha, p$ )

### 12.3.8. Кюрий

Кюрий — элемент с наиболее высоким атомным номером 96, доступный в граммовых количествах (табл. 12.1.5). Свойства изотопов с массовыми числами от 238 до 251 приведены в табл. 12.3.15.

Три изотопа ( ${}_{96}^{242}\text{Cm}$ ,  ${}_{96}^{244}\text{Cm}$  и  ${}_{96}^{248}\text{Cm}$ ) доступны в количествах, достаточных для проведения химических исследований.

**Кюрий-242** — обладает высокой удельной мощностью (122 Вт/г), и при работе с ним не требуется мощной защиты от излучения, поэтому он используется для производства источников тепла.

**Кюрий-244** —  $\alpha$ -излучатель с высокой удельной активностью (~3 ТБк/г), используется в изотопных источниках энергии. Удельное тепловыделение 2,8 Вт/г.

**Кюрий-248** — наиболее предпочтителен в качестве стартового нуклида при получении сверхтяжелых нуклидов на ускорителях.

**Критические параметры смеси изотопов** [2]. Наибольший интерес представляет смесь  ${}^{244}\text{Cm}$  с  ${}^{245}\text{Cm}$ . Влияние содержания  ${}^{244}\text{Cm}$  на минимальную критическую массу  ${}^{245}\text{Cm}$  в смеси  $\text{CmO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  в зависимости от массового содержания приводится ниже:

Содержание ${}^{245}\text{Cm}$ , %	Критическая масса ${}^{245}\text{Cm}$ , г
100	36
10	41
5	46
2,5	54
1,25	68

Минимальная критическая масса  ${}^{245}\text{Cm}$ , г, в зависимости от содержания  ${}^{245}\text{Cm}$  в смеси изотопов  ${}^{244}\text{Cm}$  и  ${}^{245}\text{Cm}$  для  $\text{CmO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  достаточно хорошо описывается формулой

$$M_{\text{кр}} = 35,5 + \frac{0,5}{\xi + 0,003},$$

где  $\xi$  — массовая доля  ${}^{245}\text{Cm}$  в смеси изотопов кюрия.

При малой массовой доле  ${}^{245}\text{Cm}$  нужно учитывать, что  ${}^{244}\text{Cm}$  также имеет конечную критическую массу в системах без замедлителей (табл. 12.2.1).

Другие изотопы кюрия с нечетным числом нейтронов имеют минимальную критическую массу в несколько раз большую, чем  ${}^{245}\text{Cm}$ . В смеси  $\text{CmO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  изотоп  ${}^{243}\text{Cm}$  имеет минимальную критическую массу порядка 108 г, а  ${}^{247}\text{Cm}$  — порядка 1170 г. По отношению к критической массе можно считать, что 1 г  ${}^{245}\text{Cm}$  эквивалентен 3 г  ${}^{243}\text{Cm}$  или 30 г  ${}^{247}\text{Cm}$ .



Таблица 12.3.15

## Ядерные свойства изотопов кюрия

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
238	2,4 ч	$2,1 \cdot 10^{14}$	$e (< 90);$ $\alpha (> 10)$	$\alpha : 6,520 (2,67); 6,464 (1,17)$	$^{239}\text{Pu} (\alpha, 5n)$
239	2,9 ч	$1,7 \cdot 10^{14}$	$\alpha (< 0,10);$ $e (100)$	$\gamma : 0,188 (40); 0,146 (10)$	$^{239}\text{Pu} (\alpha, 4n)$
240	27 сут.	$7,4 \cdot 10^{11}$	$\alpha (> 99,5);$ $e (3,9 \times 10^{-6});$	$\alpha : 6,291 (70,9); 6,248 (28,8)$	$^{239}\text{Pu} (\alpha, 3n)$
	$1,9 \cdot 10^6$ лет [8]		СД ( $3,9 \times 10^{-6}$ )		
241	32,8 сут.	$6,11 \cdot 10^{11}$	$e (99,0);$ $\alpha (1,0)$	$\alpha : 5,939 (0,69); 5,928 (0,18)$ $\gamma : 0,472 (71); 0,430 (4,1); 0,206 (2,67);$ $0,165 (2,97); 0,132 (3,9)$	$^{239}\text{Pu} (\alpha, 2n)$
242	162,8 сут. $6,1 \cdot 10^5$ лет [8]	$1,225 \cdot 10^{11}$	$\alpha (100,00);$ СД ( $6,2 \times 10^{-6}$ )	$\alpha : 6,113 (74,08); 6,069 (25,92)$ $\gamma : 0,044 (0,033)$	$^{239}\text{Pu} (\alpha, n)$ $^{242}\text{Am}$ дочерний
243	29,1 лет	$1,87 \cdot 10^9$	$\alpha (99,71);$ $e (0,29);$ СД ( $5,3 \times 10^{-9}$ )	$\alpha : 5,785 (73); 5,742 (11,5); 5,992 (5,68);$ $6,010 (1,1); 6,058 (4,7); 6,066 (1,5)$ $\gamma : 0,278 (14); 0,228 (10,6); 0,210 (3,3) [6]$	$^{242}\text{Cm} (n, \gamma)$
244	18,10 лет	$2,997 \cdot 10^9$	$\alpha (100,00);$	$\alpha : 5,805 (76,4); 5,763 (23,6)$ $\gamma : 0,099 (0,0016); 0,043 (0,024)$	Множественный захват нейтронов; $^{244}\text{Am}$ дочерний
	$1,35 \cdot 10^7$ лет [8]		СД ( $1,4 \times 10^{-4}$ )		
245	$8,500 \cdot 10^3$ лет	$6,4 \cdot 10^6$	$\alpha (100,00);$ СД ( $6,1 \times 10^{-7}$ )	$\alpha : 5,362 (93,2); 5,304 (5)$ $\gamma : 0,175 (9,5); 0,133 (2,77)$	Множественный захват нейтронов
246	4760 лет	$1,13 \cdot 10^7$	$\alpha (99,97);$	$5,386 (82,2); 5,343 (17,8)$	Множественный захват

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
	$1,80 \cdot 10^7$ лет [8]		СД (0,03)	$\gamma$ : 0,044 (0,028) [10]	нейтронов
247	$1,56 \cdot 10^7$ лет	$3,44 \cdot 10^3$	$\alpha$	$\alpha$ : 5,267 (13,8); 5,212 (5,7); 4,870 (71); 4,820 (4,7) $\gamma$ : 0,402 (72) 0,346 (1,3); 0,288 (2); 0,278 (3,4)	Многократный захват нейтронов
248	$3,480 \cdot 10^5$ лет	$1,57 \cdot 10^5$	$\alpha$ (91,61); СД (8,39)	$\alpha$ : 5,078 (75); 5,035 (16,52) $\gamma$ : 0,044 (0,02) [10]	Многократный захват нейтронов
249	64,15 мин	$4,35 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 0,892 (96,5) $\gamma$ : 0,634 (1,5); 0,560 (0,84); 0,369 (0,35)	$^{248}\text{Cm} (n, \gamma)$
250	$\sim 8300$ лет	$\sim 6,4 \cdot 10^6$	СД ( $\sim 74$ ); $\alpha$ ( $\sim 18$ ); $-\beta$ ( $\sim 8$ )		Многократный захват нейтронов
251	16,8 мин	$1,65 \cdot 10^{15}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,420 (73); 0,887 (14) $\gamma$ : 0,543 (10,9)	$^{250}\text{Cm} (n, \gamma)$

### 12.3.9. Берклий

Для изучения физических и химических свойств элемента с атомным номером 97 используют изотоп  $^{249}_{97}\text{Bk}$ , который благодаря относительно быстрому распаду до  $^{249}_{98}\text{Cf}$  (0,2 % в день) служит удобным источником этого важного для химических исследований изотопа калифорния [8].

Таблица 12.3.16

## Ядерные свойства изотопов берклия

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
240	4,8 мин	$6,2 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$		$^{232}\text{Th} (^{14}\text{N}, 6n)$
242	7,0 мин	$4 \cdot 10^{15}$	$\epsilon (\leq 100)$		$^{238}\text{U} (^{11}\text{B}, 4n)$ $^{232}\text{Th} (^{15}\text{N}, 5n)$
243	4,5 ч	$1,06 \cdot 10^{14}$	$\epsilon (\sim 99,85);$ $\alpha (\sim 0,15)$	6,761 (0,023); 6,721 (0,019); 6,577 (0,038); 6,545 (0,029); $\gamma$ : 0,187 (0,06)	$^{243}\text{Am} (\alpha, 4n)$
244	4,35 ч	$1,09 \cdot 10^{14}$	$\epsilon (99,99);$ $\alpha (6,0 \cdot 10^{-3})$	$\alpha$ : 6,620 (0,003); 6,662 (0,003) $\gamma$ : 0,218 [8]	$^{243}\text{Am} (\alpha, 3n)$
245	4,94 сут	$3,99 \cdot 10^{12}$	$\epsilon (99,88);$ $\alpha (0,12)$	$\alpha$ : 6,348 (0,018); 6,308 (0,016); 6,147 (0,023); 6,118 (0,012); 5,886 (0,028) $\gamma$ : 0,381 (2,4); 0,253 (29)	$^{243}\text{Am} (\alpha, 2n)$
246	1,80 сут.	$1,09 \cdot 10^{13}$	$\epsilon (100);$ $\alpha (< 0,20)$	$\gamma$ : 1,124 (4,4); 1,081 (5,8); 0,834 (5); 0,799 (61); 0,734 (3,1)	$^{243}\text{Am} (\alpha, n)$
247	$1,38 \cdot 10^3$ лет	$3,88 \cdot 10^7$	$\alpha$	$\alpha$ : 5,794 (5,5); 5,754 (4,3); 5,710 (17); 5,688 (13); 5,654 (5,5); 5,531 (45) 5,501 (7) $\gamma$ : 0,265 (30); 0,084 (40)	Дочерний $^{247}\text{Cf};$ $^{244}\text{Cm} (\alpha, p)$
248m [9]	23,7 ч	$1,97 \cdot 10^{13}$	$^{-\beta} (70); \epsilon (30)$	$^{-\beta}$ : 0,860 (45); 0,818 (20); 0,268 (5) $\gamma$ : 0,551 (5)	$^{246}\text{Cm} (d, 2n)$
248 [9]	> 9 лет	$< 6 \cdot 10^9$	$\alpha (> 70)$ [9]		$^{246}\text{Cm} (\alpha, pn)$
249	330 сут.	$5,88 \cdot 10^{10}$	$^{-\beta} (100);$ $\alpha (1,4 \cdot 10^{-3});$ СД ( $4,7 \times 10^{-8}$ )	$\alpha$ : 5,417 (0,0011); 5,390 (0,00023) $^{-\beta}$ : 0,124 (100) $\gamma$ : 0,327 (0,00002)	Множественный захват нейтронов

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
250	3,212 ч	$1,443 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,737 (4,9); 1,780 (4,9); 0,748 (83,4); 0,709 (6,2) $\gamma$ : 1,032 (35,6); 1,029 (4,9); 0,989 (45); 0,929 (1,23); 0,890 (1,53)	Дочерний $^{254}\text{Es}$ ; $^{249}\text{Bk} (n, \gamma)$
251	55,6 мин	$4,9 \cdot 10^{14}$	$-\beta$	$-\beta$ : 1,093 (5); 0,915 (90); 0,881 (5) $\gamma$ : 0,178 (5,2); 0,153 (2); 0,130 (3)	Дочерний $^{255}\text{Es}$

### 12.3.10. Калифорний

Изотопы калифорния от 239 до 256 были получены искусственно.

Легкие (нейтронодефицитные) изотопы получают облучением изотопов юрия ядрами гелия или других элементов тяжелыми ионами, например, тория ионами кислорода.

Более тяжелые нуклиды калифорния получают облучением в высокопоточных ( $\geq 10^{15} \text{ н} \times \text{см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$ ) ядерных реакторах или при ядерных взрывах.

Облучение  $^{239}\text{Pu}$  или других актиноидов нейтронами в реакторе дает смесь изотопов калифорния (с массовыми числами от 249 до 254) с преобладанием  $^{252}_{98}\text{Cf}$ .

**Калифорний-252** используется для изготовления компактных и мощных источников нейтронов спектра деления ( $3 \times 10^6 \text{ н} \times \text{с}^{-1} \times \text{мкг}^{-1}$ ), применяемых в медицине, в частности для радиотерапии рака, и для различных целей в ядерной технике. Он также применяется как источник осколков деления. Фактором, затрудняющим работу с этим нуклидом, является наличие  $\gamma$ -квантов высокой энергии ( $\sim 7 \text{ МэВ}$ ), сопутствующих делению.

Таблица 12.3.17

## Ядерные свойства изотопов калифорния

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
1	2	3	4	5	6
239	39 с	$4,5 \cdot 10^{16}$	а ; е	7,630 (38)	Дочерний $^{243}\text{Fm}$
240	1,06 мин	$2,7 \cdot 10^{16}$	а ; СД (~ 2,10)	7,590 (59); 7,545 (28)	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
241	3,78 мин	$7,6 \cdot 10^{15}$	е (~ 75); а (~ 25)	7,335 [8]	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
242	3,7 мин	$8,2 \cdot 10^{15}$	е (20); а (80); СД ( $\leq 0,01$ )	7,385 (~ 64); 7,351 (~ 16) [8]	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 3n) $^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
243	10,7 мин	$2,7 \cdot 10^{15}$	е (~ 86); а (~ 14)	7,170 (4); 7,060 (10)	$^{235}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
244	19,4 мин	$1,5 \cdot 10^{15}$	а ( $\leq 100$ )	7,210 (75); 7,168 (25) [8]	$^{244}\text{Cm}$ (а , 4n) $^{236}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
245	45,0 мин	$6,3 \cdot 10^{14}$	е (64); а (36)	7,137 (33); 7,084 (2,8)	$^{244}\text{Cm}$ (а , 3n) $^{238}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
246	35,7 ч $2,0 \cdot 10^3$ лет [8]	$1,3 \cdot 10^{13}$	а (100); СД ( $2,5 \times 10^{-4}$ ); е ( $< 0,0040$ )	а : 6,750 (79,3); 6,708 (20,6) γ : 0,096 (0,012); 0,042 (0,014)	$^{244}\text{Cm}$ (а , 2n)
247	3,11 ч	$1,5 \cdot 10^{14}$	е (99,97); а (0,04)	а : 6,296 (0,033); 6,238 (0,0017) γ : 0,294 (1,0) 0,042 (20); 0,030 (88)	$^{246}\text{Cm}$ (а , 4n) $^{246}\text{Cm}$ (а , 3n) $^{244}\text{Cm}$ (а , n)

248	333,5 сут. $3,2 \cdot 10^4$ лет [8]	$5,8 \cdot 10^{10}$	a (100); СД (0,0029)	a : 6,258 (80,0); 6,217 (19,6); 6,118 (0,4) $\gamma$ : 0,099 (0,02); 0,043 (0,02)	$^{246}\text{Cm}$ (a , 2n)
249	351 г.	$1,5 \cdot 10^8$	a (100);	a : 6,193 (2,46); 6,139 (1,3); 5,946 (3,3); 5,903 (3,2); 5,849 (1,43); 5,813 (82,2) $\gamma$ : 0,388 (66); 0,333 (14,6)	Дочерний $^{249}\text{Bk}$
	$6,9 \cdot 10^{10}$ лет [8]		СД ( $5,0 \times 10^{-7}$ )		
250	13,08 г.	$4,05 \cdot 10^9$	a (99,92);	a : 6,030 (84,6); 5,989 (15) $\gamma$ : 0,043(0,014)	Множественный захват нейтронов
	$1,7 \cdot 10^4$ лет [8]		СД (0,08)		
251	898 лет	$5,9 \cdot 10^7$	a	a : 6,076 (2,7); 6,016 (11,6); 5,854 (27); 5,816 (4,2); 5,764 (3,8); 5,679 (35); 5,650 (3,5); 5,634 (4,5) $\gamma$ : 0,227 (6,3); 0,176 (17,7)	Множественный захват нейтронов
252	2,645 г.	$2,0 \cdot 10^{10}$	a (96,91); СД (3,09)	a : 6,118 (81,6); 6,075 (15,2) $\gamma$ : 0,100 (0,013); 0,043 (0,015)	Множественный захват нейтронов
253	17,81 сут.	$1,1 \cdot 10^{12}$	$^{-b}$ (99,69); a (0,31)	a : 5,980 (0,29); 5,920 (0,016) $^{-b}$ : 0,288(50); 0,242(50) $\gamma$ : 0,050 ( $5,7 \times 10^{-4}$ ) [10]	Множественный захват нейтронов
254	60,5 сут.	$3,1 \cdot 10^{11}$	СД (99,69); a (0,31)	a : 5,833 (0,257); 5,791 (0,053) $\gamma$ : 0,043 ( $5 \times 10^{-5}$ ) [10]	Множественный захват нейтронов
255	85 мин	$3,2 \cdot 10^{14}$	$^{-b}$	0,720 (50)	$^{254}\text{Cf}$ (n, $\gamma$ )
256	12,3 мин	$2,2 \cdot 10^{15}$	СД (100); $^{-b}$ (< 1,00); a ( $\sim 1 \times 10^{-6}$ )		$^{254}\text{Cf}$ (t, p)

Критические параметры смеси изотопов [2]. Для  $^{249}\text{Cf}$  минимальная критическая масса в смеси  $\text{CfO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  составляет 47 г, а для  $^{251}\text{Cf}$  — от 10 до 13 г.

Учитывая малую вероятность накопления калифорния в количестве нескольких граммов, установление предела в 1 г будет вполне достаточным для практических целей.

### 12.3.10. Калифорний

Изотопы калифорния от 239 до 256 были получены искусственно.

Легкие (нейтронодефицитные) изотопы получают облучением изотопов кюрия ядрами гелия или других элементов тяжелыми ионами, например, тория ионами кислорода.

Более тяжелые нуклиды калифорния получают облучением в высокопоточных ( $\geq 10^{15} \text{ н} \times \text{см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$ ) ядерных реакторах или при ядерных взрывах.

Облучение  $^{239}_{94}\text{Pu}$  или других актиноидов нейтронами в реакторе дает смесь изотопов калифорния (с массовыми числами от 249 до 254) с преобладанием  $^{252}_{98}\text{Cf}$ .

**Калифорний-252** используется для изготовления компактных и мощных источников нейтронов спектра деления ( $3 \times 10^6 \text{ н} \times \text{с}^{-1} \times \text{мкг}^{-1}$ ), применяемых в медицине, в частности для радиотерапии рака, и для различных целей в ядерной технике. Он также применяется как источник осколков деления. Фактором, затрудняющим работу с этим нуклидом, является наличие  $\gamma$ -квантов высокой энергии ( $\sim 7 \text{ МэВ}$ ), сопутствующих делению.

Таблица 12.3.17

## Ядерные свойства изотопов калифорния

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
239	39 с	$4,5 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ ; e	7,630 (38)	Дочерний $^{243}\text{Fm}$
240	1,06 мин	$2,7 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ ; СД (~ 2,10)	7,590 (59); 7,545 (28)	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
241	3,78 мин	$7,6 \cdot 10^{15}$	e (~ 75); $\alpha$ (~ 25)	7,335 [8]	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
242	3,7 мин	$8,2 \cdot 10^{15}$	e (20); $\alpha$ (80); СД ( $\leq 0,01$ )	7,385 (~ 64); 7,351 (~ 16) [8]	$^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 3n) $^{233}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
243	10,7 мин	$2,7 \cdot 10^{15}$	e (~ 86); $\alpha$ (~ 14)	7,170 (4); 7,060 (10)	$^{235}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
244	19,4 мин	$1,5 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ ( $\leq 100$ )	7,210 (75); 7,168 (25) [8]	$^{244}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 4n) $^{236}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
245	45,0 мин	$6,3 \cdot 10^{14}$	e (64); $\alpha$ (36)	7,137 (33); 7,084 (2,8)	$^{244}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 3n) $^{238}\text{U}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
246	35,7 ч $2,0 \cdot 10^3$ лет [8]	$1,3 \cdot 10^{13}$	$\alpha$ (100); СД ( $2,5 \times 10^{-4}$ ); e ( $< 0,0040$ )	$\alpha$ : 6,750 (79,3); 6,708 (20,6) $\gamma$ : 0,096 (0,012); 0,042 (0,014)	$^{244}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 2n)
247	3,11 ч	$1,5 \cdot 10^{14}$	e (99,97); $\alpha$ (0,04)	$\alpha$ : 6,296 (0,033); 6,238 (0,0017) $\gamma$ : 0,294 (1,0) 0,042 (20); 0,030 (88)	$^{246}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 4n) $^{246}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 3n) $^{244}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , n)
248	333,5 сут. $3,2 \cdot 10^4$ лет [8]	$5,8 \cdot 10^{10}$	$\alpha$ (100); СД (0,0029)	$\alpha$ : 6,258 (80,0); 6,217 (19,6); 6,118 (0,4) $\gamma$ : 0,099 (0,02); 0,043 (0,02)	$^{246}\text{Cm}$ ( $\alpha$ , 2n)



Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
249	351 г.	$1,5 \cdot 10^8$	$\alpha$ (100);	$\alpha$ : 6,193 (2,46); 6,139 (1,3); 5,946 (3,3); 5,903 (3,2); 5,849 (1,43); 5,813 (82,2) $\gamma$ : 0,388 (66); 0,333 (14,6)	Дочерний $^{249}\text{Bk}$
	6,9·10 <sup>10</sup> лет [8]		СД ( $5,0 \times 10^{-7}$ )		
250	13,08 г.	$4,05 \cdot 10^9$	$\alpha$ (99,92);	$\alpha$ : 6,030 (84,6); 5,989 (15) $\gamma$ : 0,043(0,014)	Множественный захват нейтронов
	1,7·10 <sup>4</sup> лет [8]		СД (0,08)		
251	898 лет	$5,9 \cdot 10^7$	$\alpha$	$\alpha$ : 6,076 (2,7); 6,016 (11,6); 5,854 (27); 5,816 (4,2); 5,764 (3,8); 5,679 (35); 5,650 (3,5); 5,634 (4,5) $\gamma$ : 0,227 (6,3); 0,176 (17,7)	Множественный захват нейтронов
252	2,645 г.	$2,0 \cdot 10^{10}$	$\alpha$ (96,91); СД (3,09)	$\alpha$ : 6,118 (81,6); 6,075 (15,2) $\gamma$ : 0,100 (0,013); 0,043 (0,015)	Множественный захват нейтронов
253	17,81 сут.	$1,1 \cdot 10^{12}$	$^{-\beta}$ (99,69); $\alpha$ (0,31)	$\alpha$ : 5,980 (0,29); 5,920 (0,016) $^{-\beta}$ : 0,288(50); 0,242(50) $\gamma$ : 0,050 ( $5,7 \times 10^{-4}$ ) [10]	Множественный захват нейтронов
254	60,5 сут.	$3,1 \cdot 10^{11}$	СД (99,69); $\alpha$ (0,31)	$\alpha$ : 5,833 (0,257); 5,791 (0,053) $\gamma$ : 0,043 ( $5 \times 10^{-5}$ ) [10]	Множественный захват нейтронов
255	85 мин	$3,2 \cdot 10^{14}$	$^{-\beta}$	0,720 (50)	$^{254}\text{Cf} (n, \gamma)$
256	12,3 мин	$2,2 \cdot 10^{15}$	СД (100); $^{-\beta}$ (< 1,00); $\alpha$ ( $\sim 1 \times 10^{-6}$ )		$^{254}\text{Cf} (t, p)$

**Критические параметры смеси изотопов** [2]. Для  $^{249}\text{Cf}$  минимальная критическая масса в смеси  $\text{CfO}_2 + \text{H}_2\text{O}$  составляет 47 г, а для  $^{251}\text{Cf}$  — от 10 до 13 г.

Учитывая малую вероятность накопления калифорния в количестве нескольких граммов, установление предела в 1 г будет вполне достаточным для практических целей.

### 12.3.12. Трансэйнштейниевые элементы

К трансэйнштейниевым элементам относят последние четыре элемента ряда актиноидов с атомными номерами 100–103.

**Фермий** — элемент с порядковым номером 100, последний из актиноидов, изотоп которого  $^{257}_{100}\text{Fm}$  может быть получен в достаточно больших количествах в реакторах (табл. 12.1.6) или из образцов после ядерных взрывов. Свойства изотопов фермия приведены в табл. 12.3.19.

**Менделевий** — элемент с атомным номером 101. Его свойства приведены в табл. 12.3.19.

**Нобелий** — элемент с атомным номером 102. Его свойства приведены в табл. 12.3.19.

**Лоуренсий** — элемент с атомным номером 103, последний и самый тяжелый в ряду актиноидов. Его свойства приведены в табл. 12.3.19.

После получения лоуренсия (элемент 103) был достигнут конец ряда актиноидов (5f-элементов), и элементы 104–109 начинают следующий ряд 6d-элементов.

Таблица 12.3.19

## Ядерные свойства изотопов

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
<b>Фермий (Z = 100)</b>					
242	0,8 мс	$2,15 \cdot 10^{21}$	СД (100)		$^{204}\text{Pb} (^{40}\text{Ar}, 2n)$
243	0,18 с	$9,5 \cdot 10^{18}$	$\alpha (\leq 100)$ ; СД ( $\leq 0,4$ )	$\alpha : 8,546 (30)$	$^{206}\text{Pb} (^{40}\text{Ar}, 3n)$
244	3,3 мс	$5,2 \cdot 10^{20}$	СД (100)		$^{206}\text{Pb} (^{40}\text{Ar}, 2n) ^{233}\text{U} (^{16}\text{O}, 5n)$
245	4,2 с	$4,05 \cdot 10^{17}$	$\alpha (\leq 100)$ ; СД ( $\leq 0,1$ )	$\alpha : 8,15 [8]$	$^{233}\text{U} (^{16}\text{O}, 4n)$
246	1,1 с	$1,5 \cdot 10^{18}$	$\alpha (92)$ ; $e (< 1)$ ; СД (8)	$\alpha : 8,237 (74)$ ; 8,193 (18)	$^{235}\text{U} (^{16}\text{O}, 5n)$ $^{239}\text{Pu} (^{12}\text{C}, 5n)$
247 [9]	35 с	$4,8 \cdot 10^{16}$	$\alpha (\geq 50)$ ; $e (\leq 50)$	$\alpha : 7,930 (23)$ 7,870 (53)	$^{239}\text{Pu} (^{12}\text{C}, 4n)$
247m [9]	9 с	$1,9 \cdot 10^{17}$	$\alpha (100)$	$\alpha : 8,18 [8]$	$^{239}\text{Pu} (^{12}\text{C}, 4n)$
248	36 с	$4,7 \cdot 10^{16}$	$\alpha (93)$ ; $e (7)$ ; СД (0,1)	7,870 (74); 7,830 (18,6)	$^{240}\text{Pu} (^{12}\text{C}, 4n)$
249	2,6 мин	$1,1 \cdot 10^{16}$	$e (67)$ ; $\alpha (33)$	7,53 [8]	$^{238}\text{U} (^{16}\text{O}, 5n)$ ; $^{249}\text{Cf} (\alpha, 4n)$
250	30 мин	$9,3 \cdot 10^{14}$	$\alpha (> 90)$ ; $e (< 10)$ ; СД ( $6,9 \cdot 10^{-3}$ )	7,436 (79); 7,396 (16)	$^{249}\text{Cf} (\alpha, 3n)$ ; $^{238}\text{U} (^{16}\text{O}, 4n)$
250m	1,8 с	$9,3 \cdot 10^{17}$	$\alpha (< 20)$ ; ИП ( $\geq 80$ ); СД ( $8,2 \times 10^{-5}$ )		$^{249}\text{Cf} (\alpha, 3n)$

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
251	5,30 ч	$8,7 \cdot 10^{13}$	$\alpha$ (1,8); $e$ (98,2); $^{+\beta}$ ( $\leq 0,01$ )	$^{+\beta}$ : 0,444 (0,0086) [6] $g$ : 0,881 (2,19); 0,511 ( $\approx 0,02$ ); 0,453 (1,45); 0,406 (0,99); 0,349 (0,82)	$^{249}\text{Cf} (\alpha, 2n)$
252	25,39 ч	$1,8 \cdot 10^{13}$	$\alpha$ (100); СД ( $2,3 \cdot 10^{-3}$ )	$\alpha$ : 7,039 (84); 6,998 (15) $g$ : 0,096 (0,036); 0,042 (0,01)	$^{249}\text{Cf} (\alpha, n)$
253	3,0 сут.	$6,4 \cdot 10^{12}$	$e$ (88); $\alpha$ (12)	$\alpha$ : 6,943 (5,1); 6,901 (1,18); 6,846 (1,01); 6,673 (2,8) $g$ : 0,272 (2,6); 0,145 (0,1)	$^{252}\text{Cf} (\alpha, 3n)$
254	3,240 ч	$1,4 \cdot 10^{14}$	$\alpha$ (99,94); СД (0,06)	$\alpha$ : 7,192 (84,9); 7,150 (14,2) $g$ : 0,099 (0,031); 0,043 (0,013)	Дочерний $^{254m}\text{Es}$
255	20,07 ч	$2,3 \cdot 10^{13}$	$\alpha$ (100); СД ( $2,4 \cdot 10^{-5}$ )	$\alpha$ : 7,022 (93,4); 6,963 (5,04) $g$ : 0,081 (0,81); 0,056 (0,72)	Дочерний $^{255}\text{Es}$
256	157,6 мин	$1,7 \cdot 10^{14}$	СД (91,9); $\alpha$ (8,1)	6,872 (1,22); 6,917 (6,9)	Дочерний $^{256}\text{Md}$ Дочерний $^{256}\text{Es}$
257	100,5 сут.	$1,9 \cdot 10^{11}$	$\alpha$ (99,79); СД (0,210)	$\alpha$ : 6,696 (3,4); 6,520 (93,6); 6,441 (2) $g$ : 0,241 (11); 0,179 (8,7); 0,062 (145)	Множественный захват нейтронов
258	370 мкс	$4,2 \cdot 10^{21}$	СД ( $\leq 100$ )		$^{257}\text{Fm} (d, p)$
259	1,5 с	$1,1 \cdot 10^{18}$	СД (100)		$^{257}\text{Fm} (t, p)$
<b>Менделевий (Z = 101)</b>					
247	0,38 с	$4,4 \cdot 10^{18}$	$\alpha$	8,43 [8]	$^{209}\text{Bi} (^{40}\text{Ar}, 2n)$
248	7 с	$2,4 \cdot 10^{17}$	$e$ (80); $\alpha$ (20)	8,360 (5); 8,320 (15)	$^{241}\text{Am} (^{12}\text{C}, 5n)$ $^{239}\text{Pu} (^{14}\text{N}, 5n)$
249	24 с	$7,0 \cdot 10^{16}$	$e$ ( $\approx 40$ ); $\alpha$ ( $\approx 60$ )	8,030 (20)	$^{241}\text{Am} (^{12}\text{C}, 4n)$

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
250	52 с	$3,2 \cdot 10^{16}$	$\epsilon$ (93); $\alpha$ (7)	7,831 (1,8); 7,751 (5)	$^{243}\text{Am}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n) $^{240}\text{Pu}$ ( $^{15}\text{N}$ , 5n)
251	4,0 мин	$6,9 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$ ( $\approx$ 90); $\alpha$ ( $\approx$ 10)	7,55 [8]	$^{243}\text{Am}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n) $^{240}\text{Pu}$ ( $^{15}\text{N}$ , 4n)
252	2,3 мин	$1,2 \cdot 10^{16}$	$\epsilon$ ( $\leq$ 100)		$^{243}\text{Am}$ ( $^{13}\text{C}$ , 4n) $^{238}\text{U}$ ( $^{19}\text{F}$ , 5n)
254 [9]	10 мин	$2,7 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$ ( $\leq$ 100)		$^{253}\text{Es}$ ( $\alpha$ , 3n)
254m [9]	28 мин	$9,8 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ ( $\leq$ 100)		$^{253}\text{Es}$ ( $\alpha$ , 3n)
255	27 мин	$1,0 \cdot 10^{15}$	$\epsilon$ (92); $\alpha$ (8); СД (< 0,15)	$\alpha$ : 7,328 (7,6) g : 0,430 (8)	$^{253}\text{Es}$ ( $\alpha$ , 2n) $^{254}\text{Es}$ ( $\alpha$ , 3n)
256	77 мин	$3,6 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ (90,8); $\alpha$ (9,2); СД (< 3)	7,329 (1,75); 7,221 (4,3); 7,155 (1,93)	$^{253}\text{Es}$ ( $\alpha$ , n)
257	5,52 ч [6]	$8,2 \cdot 10^{13}$	$\epsilon$ (85); $\alpha$ (15); СД (< 1)	$\alpha$ : 7,074 (14); 7,014 (0,5) g : 0,371 (11,7); 0,325 (2,5)	$^{254}\text{Es}$ ( $\alpha$ , n)
258 [9]	51,5 сут.	$3,6 \cdot 10^{11}$	$\alpha$ (100)	6,790 (28); 6,716 (72) [8]	$^{255}\text{Es}$ ( $\alpha$ , n)
258m [9]	57,0 мин	$4,8 \cdot 10^{14}$	$\epsilon$ ( $\geq$ 70)		$^{255}\text{Es}$ ( $\alpha$ , n)
259	96 мин	$2,8 \cdot 10^{14}$	$\alpha$ (< 1,3); СД ( $\sim$ 100)		Дочерний $^{259}\text{No}$
260	31,8 сут	$5,8 \times 10^{11}$	СД ( $\geq$ 42); $\alpha$ ( $\leq$ 25); $\epsilon$ ( $\leq$ 23); $^{-\beta}$ ( $\leq$ 10)		
<b>Нобелий (Z = 102)</b>					
250 [9]	0,25 мс	$6,7 \cdot 10^{21}$	$\alpha$ (0,1); $\epsilon$ (0,001);		$^{233}\text{U}$ ( $^{22}\text{Ne}$ , 5n)

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
			СД ( $\leq 100$ )		
251	0,8 с	$2,1 \cdot 10^{18}$	СД ( $\leq 8$ ); $\alpha$ ( $\leq 100$ )	8,661 (18); (20); 8,593 (82)	$^{244}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n)
252	2,27 с	$7,3 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (58); $\epsilon$ (23); СД (19)	8,415 (44); 8,372 (15)	$^{244}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n) $^{239}\text{Pu}$ ( $^{16}\text{O}$ , 5n)
253	1,62 мин	$1,7 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ ( $\leq 100$ )	8,143 (4); 8,063 (14); 8,038 (16); 8,011 (17)	$^{246}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n) $^{242}\text{Pu}$ ( $^{16}\text{O}$ , 5n)
254	51 с	$3,2 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ (90); $\epsilon$ (10); СД (0,17)	8,086 [8]	$^{246}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n) $^{242}\text{Pu}$ ( $^{16}\text{O}$ , 4n)
254m	0,28 с	$5,9 \cdot 10^{18}$	ИП ( $> 80$ )		$^{246}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n) $^{249}\text{Cf}$ ( $^{12}\text{C}$ , $\alpha$ 3n)
255	3,1 мин	$8,8 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ (61,0); $\epsilon$ (39,0)	$\alpha$ : 8,312 (1,16); 8,266 (2,6); 8,121 (27,8); 8,077 (7,3); 8,007 (3,8); 7,927 (7,3); 7,771 (5,4); 7,717 (1,5); 7,620 (1,7); 7,879 (2,6) g : 0,187 (3,4)	$^{248}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 5n) $^{249}\text{Cf}$ ( $^{12}\text{C}$ , $\alpha$ 2n)
256	2,91 с	$5,5 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (99,47); СД (0,53)	$\alpha$ : 8,448 (86,6); 8,402 (12,9)	$^{248}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 4n)
257	25 с	$6,5 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ ( $\leq 100$ ); СД ( $\leq 1,5$ )	$\alpha$ : 8,320 (10); 8,270 (13); 8,220 (28)	$^{248}\text{Cm}$ ( $^{12}\text{C}$ , 3n)
258	1,2 мс	$1,3 \cdot 10^{21}$	СД ( $\leq 100$ )		$^{248}\text{Cm}$ ( $^{13}\text{C}$ , 3n)
259	58 мин	$4,6 \cdot 10^{14}$	$\alpha$ (75); $\epsilon$ ( $\sim 25$ ); СД ( $< 10$ )	$\alpha$ : 7,685 (8,3); 7,605 (10,5); 7,533 (17,3); 7,500 (29,3); 7,455 (9,8)	$^{248}\text{Cm}$ ( $^{18}\text{O}$ , $\alpha$ 3n)
<b>Лоуренсий (Z = 103)</b>					
252	0,36 с	$4,6 \times 10^{18}$	$\alpha$ ( $\sim 90$ ); $\epsilon$ ( $\sim 10$ );		

Массовое число	Период полураспада [6]	Активность, Бк/мг	Вид распада (вероятность, %) [6]	Энергия частиц, МэВ (выход, %) [6]	Реакция образования [8]
			СД (< 1)		
253	1,5 с	$1,1 \cdot 10^{18}$	$\alpha$ (90); $e$ ; СД (< 2)	$\alpha$ : 8,723 (45)	Дочерний $^{257}_{105}$
254	13 с	$1,3 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (76); $e$ (24)	$\alpha$ : 8,460 (49); 8,408 (27)	Дочерний $^{258}_{105}$
255	22 с	$7,4 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ (85); $e$ (< 30); СД ( $\leq 0,1$ )	$\alpha$ : 8,370 (43); 8,350 (43)	$^{243}_{Am} (^{16}O, 4n)$ $^{249}_{Cf} (^{11}B, 5n)$
256	27 с	$6 \cdot 10^{16}$	$\alpha$ (85); $e$ (15); СД (< 0,03)	$\alpha$ : 8,624 (3,6); 8,517 (16,2); 8,472 (11,3); 8,430 (33); 8,390 (16); 8,319 (5,4)	$^{243}_{Am} (^{18}O, 5n)$ $^{249}_{Cf} (^{11}B, 4n)$
257	0,646 с	$2,5 \cdot 10^{18}$	$\alpha$ ( $\leq 100$ ); СД ( $\leq 0,03$ )	8,861 (82); 8,796 (18)	$^{249}_{Cf} (^{11}B, 3n)$ $^{249}_{Cf} (^{14}N, \alpha 2n)$
258	4,1 с	$4 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (> 95); СД (< 5)	8,680 (6,8); 8,650 (16); 8,620 (46); 8,590 (29)	$^{248}_{Cm} (^{15}N, 5n)$ $^{249}_{Cf} (^{15}N, \alpha 2n)$
259	6,2 с	$2,6 \cdot 10^{17}$	$\alpha$ (78); СД (22)	8,439 (39)	$^{248}_{Cm} (^{15}N, 4n)$
260	3,0 мин	$8,9 \cdot 10^{15}$	$\alpha$ (80); $e$ (< 40); СД (< 10)	8,035 (80)	$^{248}_{Cm} (^{15}N, 3n)$
261	39 мин	$6,8 \times 10^{14}$	СД (100)		
262	~ 4 ч	$\sim 1 \times 10^{14}$	СД (< 10); $e$ ; $\alpha$		

## Литература

1. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора / Под общ. ред. Н.А. Доллежала. М.: Энергоиздат, 1981. 368 с.
2. Критические параметры делящихся материалов и ядерная безопасность: Справочник / Л.В. Диев, Б.Г. Рязанов, А.П. Мурашов и др. М.: Энергоатомиздат, 1984. 176 с.
3. Камерон И. Ядерные реакторы / Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1987. 320 с.
4. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС / В.И. Землянухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев и др. М.: Энергоатомиздат, 1983. 232 с.
5. Вайгель Ф., Кац Дж., Сиборг Г. и др. Химия актиноидов. В 3-х т. Т. 3 / Пер. с англ.; Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. М.: Мир, 1999. 647 с.
6. National nuclear data center Broochaven National Laboratory Upton, Long Island, New York, 1973. <http://www.nndc.bnl.gov>, ENSDF updated on March 17, 2004.
7. Вайгель Ф., Кац Дж., Сиборг Г. и др. Химия актиноидов. В 3-х т. Т. 1 / Пер. с англ.; Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. М.: Мир, 1991. 525 с.
8. Вайгель Ф., Кац Дж., Сиборг Г. и др. Химия актиноидов. В 3-х т. Т. 2 / Пер. с англ.; Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. М.: Мир, 1997. 664 с.
9. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Радиоактивные цепочки: Справочник. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1988. 112 с. ISBN 5-283-02969-7.
10. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Публикация 38 МКРЗ: В 2 ч. М.: Энергоатомиздат, 1987.



# РАЗДЕЛ 13

## СВОЙСТВА, РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ И МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

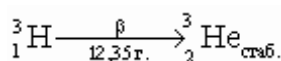
Авторы-составители: к.х.н., доц. В.Ф. Теплых,  
к.х.н., с.н.с. М.А. Афонин

### Обозначения и сокращения, принятые в таблицах

ДОА — допустимая объемная активность  
 КП — коэффициент переноса  
 МЗА — суммарная минимально значимая активность  
 МЗУА — минимально значимая удельная активность  
 ПГП — предел годового поступления  
 ПДУА — предельно допустимая удельная активность  
 УВ — уровень вмешательства  
 возд — воздух  
 нас — население  
 перс — персонал  
 пищ — пища  
 e — дозовый коэффициент

### 13.1. Тритий ${}^3_1\text{H}$

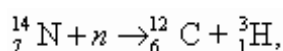
#### 13.1.1. Образование трития в окружающей среде, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных



$E_{\beta \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{\beta \text{ ср.}}$ , МэВ	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,0179	$5,68 \cdot 10^{-3}$	$5,68 \cdot 10^{-3}$

Тритий накапливается в твэлах при работе реактора в результате тройного деления  ${}^{235}\text{U}$  и  ${}^{239}\text{Pu}$  нейтронами. Часть трития диффундирует через оболочки твэлов и выбрасывается в атмосферу, но большая часть уходит вместе с жидкими выбросами. Типичный реактор PWR в виде жидкости выбрасывает  $1,5 \cdot 10^{13}$  Бк/[ГВт (эл.)] трития в год, тогда как с газообразными выбросами уходит  $1,67 \cdot 10^{12}$  Бк/[ГВт (эл.)] трития [57]. При этом примерно 90 % трития остается в твэлах, высвобождается только при их переработке и в виде тритированной воды переходит в раствор азотной кислоты. После удаления азотной кислоты оставшиеся жидкие отходы концентрируются путем выпаривания. На заводах по переработке топлива длительное хранение трития осуществляется в специальных баках. Большое количество трития образовалось в атмосфере при взрывах водородных бомб. В период испытаний термоядерного оружия в 1959–1962 гг. в атмосферу поступило  $1,82 \cdot 10^{20}$  Бк трития. После очередных взрывов водородных бомб концентрация трития в дождевой воде возрастала в 10–100 раз [1].

Тритий непрерывно образуется в верхних слоях атмосферы в результате взаимодействия нейтронов вторичного космического излучения с ядрами атомов азота по реакции



а также при расщеплении ядер различных элементов космическими лучами высокой энергии. Равновесное количество космогенного трития составляет  $1,85 \cdot 10^{18}$  Бк.

Наблюдениями установлено, что при вдыхании человеком паров тритиевой воды (НТО) 98–99 % ее активности всасывается через дыхательные пути, а выдыхается с воздухом всего 1–2 % активности. Пары НТО и газообразный тритий легко проникают через кожу. Скорость всасывания тритиевой воды через кожу из загрязненной атмосферы приблизительно равна скорости всасывания через легкие [1].

Тритиевая вода может попасть в организм человека и через желудочно-кишечный тракт (ЖКТ). После заглатывания основная масса НТО всасывается в тонком кишечнике. У человека в течение 22–25 мин всасывается до 1 л НТО. При этом в венозной крови тритий обнаруживается через 2–9 мин. Пик активности в сыворотке крови и моче наблюдается через 20 мин после заглатывания. Всасывание НТО заканчивается через 40–45 мин, и в последующие 2,5 ч содержание НТО в сыворотке крови сохраняется на постоянном уровне [3]. Для НТО биологический период полувыведения ( $T_6$ ) из организма человека составляет в среднем 10 сут. С увеличением возраста человека скорость выведения тритиевой воды из организма возрастает. Органы дыхания являются важным путем выведения НТО из организма: при внутривенном (в/в) введении тритиевой воды максимальная концентрация его в водяных парах выдыхаемого воздуха обнаруживается через 9 мин. При этом активность трития в водяных парах выдыхаемого воздуха составляет приблизительно 94 % количества активности в плазме и моче.

Независимо от пути поступления газообразного трития он равномерно распределяется по органам и тканям человека. Повреждение рогового слоя кожи резко увеличивает скорость всасывания. Из кожи тритий выводится с  $T_6$ , равным 2 ч (95 %) и 12 сут. (5 %). Установлено, что поступивший в организм человека тритий находится в виде двух различных соединений — свободной тритиевой воды и органически связанного трития [4]. Эффективный период

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_{1/2} \cdot T_6}{T_{1/2} + T_6}$$

полувыведения трития из свободной воды организма составляет 9,7 сут. Органически связанный тритий выводится из организма с двумя периодами полувыведения:  $T_1 = 30$  сут. и  $T_2 = 450$  сут. [5]. Газообразный тритий в жидкостях тела человека растворяется незначительно и быстро выводится из организма, вследствие этого опасность внутреннего облучения газообразным тритием примерно в 1000 раз меньше, чем тритиевой водой [3].

Клиническая картина поражения различных животных большими дозами трития однотипна. После начального периода возбуждения у животных наблюдается слабость, адинамия, вялость, снижается пищевая возбудимость. Уменьшается масса тела.

Воздействие однократных доз трития  $5,5 \cdot 10^8$  Бк/г приводит к острой лучевой болезни: развивается серозно-геморрагический ринит, блефарит, энтероколит. На 5–7-е сутки проявляется геморрагический синдром. Удлиняется время свертывания крови, повышается проницаемость кожных сосудов, появляется кровь в кале и моче. Возникают единичные и множественные кровоизлияния в коже, слизистых оболочках, внутренних органах. Снижается содержание лейкоцитов, эритроцитов, тромбоцитов и ретикулоцитов. Наблюдаются качественные изменения клеток крови: токсическая зернистость нейтрофилов, гиперсементоз ядер, вакуолизация протоплазмы лимфоцитов, повышенный цитолиз. В острой стадии радиационного поражения отмечается резкое угнетение костномозгового кроветворения.

Поражение тритиевой водой в острой стадии сопровождается дистрофическими изменениями клеточных элементов внутренних органов. Нарушаются функции печени, наблюдаются изменения в углеводном и жировом обмене, отмечается раннее торможение диуреза. В моче появляются желчные пигменты, следы белка, кристаллы билирубина. Происходят выраженные изменения в антиинфекционной резистентности, в развитии аутоаллергических процессов, наблюдается нарушение бактерицидной способности кожи [6, 7]. В литературе описан

случай одноразового поступления большого количества тритиевой воды в организм человека ( $\sim 3,5 \cdot 10^{11}$  Бк) [8]. Отмечается, что пострадавший ощущал общую слабость, быструю утомляемость, апатию и боли в полости рта при жевании. Наблюдалось изменение в крови: СОЭ составила 50 мм/ч; свертываемость крови по Мас-Магро — 28 мин; кровоточивость по Дукке — около 30 мин; наблюдалось опустошение костного мозга. В моче было обнаружено  $1,66 \cdot 10^{11}$  Бк/мл НТО. Доза внутреннего облучения пострадавшего за все время составила 12 Зв. Примерно 75 % всей дозы облучения сформировалось в течение первых двух недель после поступления трития в организм. Для данного случая характерными являются отсутствие первичной реакции и большая выраженность геморрагического синдрома. Причины этого синдрома — тотальное угнетение тромбоцитопоэза и резкие изменения в сосудистой стенке вследствие включения трития во все структурные элементы органов и тканей.

Шестимесячное введение с питьевой водой малых количеств НТО (180–370 Бк/г) в организм животных приводит к хронической форме поражения, которое выражается некоторыми нарушениями органов кроветворения. Большие количества тритиевой воды  $2,7 \cdot 10^5$ – $1,08 \cdot 10^6$  Бк/мл приводят к снижению продолжительности жизни животных. Исследования показали, что при хроническом поступлении НТО в организм большая доля радионуклида внедряется в структурные элементы органов по сравнению с содержанием его в водной фазе.

### **13.1.2. Методы определения и допустимые концентрации трития в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

Определение трития в объектах внешней среды основано на выделении водной фазы почвы, растительности, молока и биосубстратов. Водную фазу, обогащенную тритием, очищают от продуктов деления вакуумной перегонкой с марганцевокислым калием. Определение содержания оксидов трития в пробе осуществляют на жидкостном сцинтилляционном счетчике. Чувствительность метода —  $1,85 \cdot 10^2$  Бк/л; погрешность измерения —  $\pm 10$  % [9]. Используют готовые составы сцинтилляционных жидкостей типа ЖС-7 (диоксан — 90 %, нафталин — 10 % и РРО — 5 г/л) или типа ЖС-8 (диоксан — 85 %,  $\alpha$ -метилнафталин — 15 % и БРО — 5 г/л), в которые добавляют исследуемую тритиевую воду.

В настоящее время разработаны системы сцинтилляционных счетчиков с жидкими люминофорами по типу антисовпадений с защитой от фона космического излучения и рассеянных радионуклидов.

В целях уменьшения фона используются специальные сосуды из особо чистых материалов: тефлона, эпоксидной смолы, меди. В работе [34] сообщается, что при измерении трития счетчиком с окном, обладающим 25%-й эффективностью, показания фона были ниже обычного уровня и составили 0,4 регистраций в минуту. Для контроля содержания трития в атмосфере и газах применяют также ионизационные камеры с газовой стенкой [35].

В соответствии с санитарными нормами НРБ-99 [2], допустимая концентрация трития в воздухе рабочих помещений для персонала имеет наименьшее значение, равное  $4,4 \cdot 10^5$  Бк/м<sup>3</sup>, когда он присутствует в виде паров тритиевой воды (табл. 13.1), что обусловлено высоким процентом (98–99 %) его усвоения через органы дыхания и кожные покровы. Для населения допустимая концентрация трития в воздухе составляет  $1,9 \cdot 10^3$  Бк/м<sup>3</sup>, а в воде и пище ограничена верхним уровнем  $7,7 \cdot 10^3$  Бк/кг (табл. 13.2).

Таблица 13.1

ДОА, ПГП и  $\epsilon$  в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклида трития, МЗУА и МЗА этого нуклида на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд перс}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд перс}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
${}^3_1\text{H}$	12,3 лет	Пары тритиевой воды	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$1,1 \cdot 10^9$	$4,4 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^9$
		Газообразный тритий	$1,8 \cdot 10^{-15}$	$1,1 \cdot 10^{13}$	$4,4 \cdot 10^9$		
		Тритиевый метан	$1,8 \cdot 10^{-13}$	$1,1 \cdot 10^{11}$	$4,4 \cdot 10^7$		

Таблица 13.2

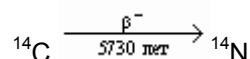
ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП радионуклида трития с воздухом, водой и пищей и УВ при его поступлении с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ $_{\text{воды}}$ , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд перс}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд перс}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вод перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{вод перс}}$ , Бк/г.	
${}^3_1\text{H}$	12,3 лет	$2,7 \cdot 10^{-10}$	$3,7 \cdot 10^6$	$1,9 \cdot 10^3$	$4,8 \cdot 10^{-11}$	$2,1 \cdot 10^7$	$7,7 \cdot 10^3$
					$1,2 \cdot 10^{-10*}$	$8,3 \cdot 10^6*$	

\* Для органических соединений трития.

## 13.2. Углерод ${}^{14}\text{C}$

### 13.2.1. Образование ${}^{14}\text{C}$ в окружающей среде, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных



Максимальная энергия  $\beta$ -частиц — 0,155 МэВ. Средняя энергия —  $4,495 \cdot 10^{-2}$  МэВ. Максимальный пробег в ткани — 0,38 мм, в воздухе — 23 см.

Этот радионуклид применяют в методе радиоактивной индикации, а также для определения возраста археологических находок при раскопках. Препараты, меченные  ${}^{14}\text{C}$ , используют для медико-биологических исследований.

В природной смеси количество  $^{14}\text{C}$  составляет около  $1 \cdot 10^{-10} \%$ . Радионуклид  $^{14}\text{C}$  постоянно образуется в нижних слоях атмосферы при взаимодействии нейтронов космического происхождения с ядрами азота по реакции  $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ . Скорость образования составляет 2,2–2,3 атом/(с · см<sup>2</sup>), что по суммарной активности составляет около  $5,4 \cdot 10^{12}$  Бк/сут. или  $2,0 \cdot 10^{15}$  Бк/г. Общая равновесная активность космогенного  $^{14}\text{C}$  в биосфере, которая оценивается как  $8,5 \cdot 10^{18}$  Бк, распределена следующим образом, %: в стратосфере находится 0,3, в тропосфере — 1,6, на поверхности Земли — 4, в верхних слоях океана — 2,2, в глубинных слоях океана — 92, в донных океанических отложениях — 0,4 [1]. Выбросы  $^{14}\text{C}$  из АЭС являются дополнительным, но незначительным фактором накопления этого радионуклида в атмосфере, составляющим десятые доли процента от уровня естественного фона [10]. Более значительные количества  $^{14}\text{C}$ , сравнимые с содержанием его в атмосферном воздухе, выбрасываются при переработке твэлов, в которых он накапливается в результате нейтронной активации примесей топлива и теплоносителя [11, 12]. Однако удельная концентрация ( $^{14}\text{C}/^{12}\text{C}$ ) не возрастает, поскольку в атмосферу выбрасывается неактивный  $\text{CO}_2$ , образовавшийся при сжигании ископаемых угля и нефти, в которых  $^{14}\text{C}$  за долгие годы их формирования распался (эффект Зюсса). Предполагается, что концентрация  $\text{CO}_2$  в тропосфере к 2100 г. за счет сжигания ископаемого топлива увеличится более чем в 2 раза, а удельная активность  $^{14}\text{C}$  снизится [13].

Химическая форма соединений  $^{14}\text{C}$  в выбросах зависит от типа реакторов. В выбросах реакторов типа BWR 95 %  $^{14}\text{C}$  находится в форме  $\text{CO}_2$ , 2,5 % — в форме  $\text{CO}$  и 2,5 % — в виде гидрокарбонатов. В выбросах реакторов типа PWR 80 %  $^{14}\text{C}$  — в форме  $\text{CH}_4$  и  $\text{C}_2\text{H}_6$ , 5 % —  $\text{CO}_2$  и  $\text{CO}$  [14].

Выброс  $^{14}\text{C}$  из реакторов с графитовым замедлителем оценивается в  $10^{11}$  Бк/(МВт · г.), из реакторов типа РБМК, ВВЭР и др.  $(2,2, 3,7) \cdot 10^8$  Бк/(МВт · г.) [15]. Наиболее высокий нормализованный выброс у реакторов на тяжелой воде (HWR) —  $(1,0, 1,7) \cdot 10^{13}$  Бк/(ГВт · г.), а наименьший — у реакторов типа PWR и BWR, составляющий  $(2, 5) \cdot 10^{11}$  Бк/(ГВт · г.).

При ядерных взрывах за счет нейтронной активации азота в атмосферном воздухе за период 1945–1980 г. образовалось  $2,2 \cdot 10^{17}$  Бк  $^{14}\text{C}$ , что примерно в 1,6 раза больше равновесной активности  $^{14}\text{C}$  природного происхождения в тропосфере.

Обмен  $^{14}\text{C}$  между атмосферой, биосферой и гидросферой протекает достаточно быстро с временными константами около нескольких лет. Период полураспада атмосферы оценивается 1,5–5 годами. Удельная активность  $^{14}\text{C}$  в биосфере на поверхности Земли достигает 230 Бк/кг природного углерода [16–18].

В процессе фотосинтеза  $^{14}\text{C}$  усваивается растениями, через которые он попадает в организмы животных и человека в основном на 99 % через ЖКТ. Вклад ингаляционного пути не превышает 1 %. Из атмосферы около 90 %  $^{14}\text{C}$  усваивается морскими организмами (фитопланктоном) и 10 % поглощается наземными биоценозами.

Равновесие  $^{14}\text{C}$  между атмосферой и наземными растениями устанавливается сравнительно быстро — через 2–3 мес. В растения  $^{14}\text{C}$  может поступать в небольшом количестве также из почвы. Содержание  $^{14}\text{C}$  в организме животных коррелирует с содержанием его в растениях в предыдущем году. В 1963–1964 г. количество  $^{14}\text{C}$  в растительных продуктах, молоке и мясе повысилось приблизительно в два раза по сравнению с природным уровнем в связи с интенсивно проводившимися испытаниями ядерного оружия. Локальные очаги загрязнения  $^{14}\text{C}$  могут оказаться и вблизи АЭС на расстоянии 1–2 км от ее выбросной вентиляционной трубы, где содержание  $^{14}\text{C}$  в растениях может быть на 50–90 % больше, чем в растениях, находящихся от АЭС на расстоянии 20–30 км [19].

В теле условного человека содержится 16 кг углерода, в жировой ткани — 0,6, в скелетных мышцах — 3,0, в костях — 0,7, что дает суммарную активность  $^{14}\text{C}$  около 4 кБк. Суточное поступление углерода с пищей и жидкостями составляет 0,3 кг [20]. Большинство соединений углерода, поступающих в организм человека с пищей, всасываются на 90–100 %. После введения основное количество  $^{14}\text{C}$  регистрируется в печени, почках и легких, в жировой и костной тканях.

Выведение  $^{14}\text{C}$  из организма коров и коз с молоком исследовано в [21]. При введении  $^{14}\text{C}$ -глюкозы концентрация  $^{14}\text{C}$  в молоке возрастала и через 1–2 сут. достигала равновесного значения. С суточным удоем у коров выводилось около 30 % ежедневно поступавшего количества  $^{14}\text{C}$ , у коз

только 13 %. Суммарно 50 % введенного количества  $^{14}\text{C}$ , поступившего с молоком, содержится в сливках и 50 % в обрате. После прекращения введения  $^{14}\text{C}$ -глюкозы молоко быстро очищается от  $^{14}\text{C}$ :  $T_1 = 1,2$  сут. (выводилось 95–97 %),  $T_2 = 12$  сут. (3–5 % введенного количества  $^{14}\text{C}$ ).

Повреждающее действие  $^{14}\text{C}$ , вошедшего в состав молекул белков и, особенно, в ДНК и РНК живого организма, обусловлено как радиационным воздействием  $\beta$ -частиц и ядер отдачи азота, так и изменением химического состава молекулы в результате превращения атома углерода в атом азота. Значительная часть трансмутационных повреждений ДНК при распаде  $^{14}\text{C}$  приводит преимущественно к генным мутациям второго и третьего порядков, связанным с изменением химической структуры кодонов. Такие изменения практически не восстанавливаются системой репарации и являются необратимыми. Трансмутации составляют около 10 % всех повреждений (генетических и соматических), являющихся следствием облучения человека содержащимся в организме  $^{14}\text{C}$  [1].

Нуклид  $^{14}\text{C}$  характеризуется сравнительно невысокой радиотоксичностью. При хроническом поступлении  $^{14}\text{C}$ -глюкозы в организм крысы в количестве 0,01–93 кБк/сут. в течение всей жизни крыс не выявлено существенных изменений при клинических, биохимических, иммунологических и морфологических исследованиях. Гистологические исследования этих животных, получивших  $^{14}\text{C}$  в наибольших количествах (93 кБк), через 12 месяцев обнаружили в легких умеренное очаговое увеличение просвета капилляров и в меньшей степени — кровеносных сосудов среднего размера и переполнение их форменными элементами крови.

При попадании на кожу соединений, содержащих  $^{14}\text{C}$ , дезактивацию проводят водой с мылом и моющими средствами. При попадании  $^{14}\text{C}$  внутрь организма применяют рвотные средства, промывку желудка водой с активированным углем, клизмы, мочегонные средства [22].

### **13.2.2. Методы измерения активности и допустимые концентрации $^{14}\text{C}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

Измерение активности  $^{14}\text{C}$  в объектах окружающей среды основано на превращении исходного органического образца в бензол, который является растворителем для жидкой сцинтилляционной системы. Синтез бензола проводят по схеме: органический образец  $\rightarrow$  С (уголь)  $\rightarrow$   $\text{Li}_2\text{C}_2 \rightarrow \text{C}_2\text{H}_2 \rightarrow \text{C}_6\text{H}_6$ . Измерение  $\beta$ -активности синтезированного бензола проводят после растворения в нем органического люминофора типа антрацена или пара-терфенила из расчета 2–5 г/л. Полученную таким образом люминесцирующую жидкость наливают в закрытый стакан и помещают на фотокатод фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), с помощью которого регистрируют вспышки люминесценции, вызванные  $\beta$ -частицами при распаде  $^{14}\text{C}$ . Для увеличения спектральной чувствительности ФЭУ в бензоле растворяют также смеситель спектра — органические соединения типа РОРОР (1,4-ди(5-фенил-2-оксазол)-бензол) в количестве 0,5–1,0 г/л. Чувствительность метода — 0,7–2 Бк/проба, погрешность — около  $\pm 10$  % с достоверностью 95 % при времени измерения 50 мин [23].

Образцы газообразных соединений радиоактивного углерода могут быть измерены с помощью ионизационных камер, счетчиков внутреннего наполнения и сцинтилляционных счетчиков. Образцы, приготовленные в виде толстослойных препаратов, могут быть измерены в проточных газовых счетчиках и с помощью обычных торцевых счетчиков типа Т-25-БФЛ или СБТ-13.

В соответствии с НРБ-99 [2] допустимая концентрация углерода  $^{14}\text{C}$  в воздухе рабочих помещений для персонала ограничивается наименьшим значением, равным  $1,4 \cdot 10^4$  Бк/м<sup>3</sup> в случае, когда радионуклид присутствует в элементарном виде, что обусловлено его высоким усвоением через органы дыхания. При этом допустимая концентрация в воздухе  $\text{CO}_2$  и  $\text{CO}$  выше в 100 и 700 раз соответственно из-за их низкой резорбции через легкие (табл. 13.3). Для населения допустимая концентрация  $^{14}\text{C}$  в воздухе принята равной 55 Бк/м<sup>3</sup>, а в питьевой воде органичивается уровнем 240 Бк/л (табл. 13.4).

Таблица 13.3

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклида углерода, МЗУА и МЗА этого нуклида на рабочем месте [2]

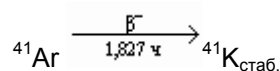
Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon$ , Зв/Бк	ПГП, Бк/г.	ДОА, Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г.	МЗА, Бк
$^{14}_6\text{C}$	$5,73 \cdot 10^3$ лет	Элементарный углерод	$5,8 \cdot 10^{-10}$	$3,4 \cdot 10^7$	$1,4 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^7$
		Диоксид углерода (CO <sub>2</sub> )	$6,2 \cdot 10^{-12}$	$3,2 \cdot 10^9$	$1,3 \cdot 10^6$		
		Оксид углерода (CO)	$8 \cdot 10^{-13}$	$2,5 \cdot 10^{10}$	$1,0 \cdot 10^7$		

Таблица 13.4

ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП радионуклида углерода с воздухом, водой и пищей и УВ при его поступлении с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sub>воды</sub> , Бк/кг
		$\epsilon$ , Зв/Бк	ПГП, Бк/г.	ДОА, Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon$ , Зв/Бк	ПГП, Бк/г.	
$^{14}_6\text{C}$	5730 лет	$2,5 \cdot 10^{-9}$	$4,0 \cdot 10^5$	55	$1,6 \cdot 10^{-9}$	$6,3 \cdot 10^5$	$2,4 \cdot 10^2$

### 13.3. Аргон $^{41}\text{Ar}$ . Образование, методы измерения активности и допустимые концентрации $^{41}\text{Ar}$ в воздухе рабочих помещений в зависимости от их объема



$E_{b \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{b \text{ ср.}}$ , МэВ	$V_b$ , %	$E_\gamma$ , МэВ	$V_\gamma$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
1,2	0,459	99,2	1,294	99,2	1,75
2,48	1,076	0,8	—	—	—

Основными источниками выбросов  $^{41}\text{Ar}$  в атмосферу являются ядерные реакторы.  $^{41}\text{Ar}$  образуется из  $^{40}\text{Ar}$  при облучении тепловыми нейтронами по реакции  $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$ . В атмосферном воздухе содержится 0,9 масс. % аргона, который состоит на 99,5 % из  $^{40}\text{Ar}$ , 0,063 % —  $^{38}\text{Ar}$  и 0,337 % —  $^{36}\text{Ar}$ . Мощность выброса зависит от конструктивных и технологических

особенностей реакторов. Наибольший выброс  $^{41}\text{Ar}$  в атмосферу (до  $5,9 \cdot 10^{14}$  Бк/сут.) наблюдается на графитовых реакторах с воздушным охлаждением. Значительно меньшая эмиссия радиоактивного аргона имеет место на ядерных реакторах, где воздух активируется только в местах, отделенных от активной зоны защитными экранами. В этих зонах поток нейтронов по сравнению с потоком в активной зоне реактора намного меньше.

Выброс  $^{41}\text{Ar}$  в атмосферу создает проблему радиационной защиты населения, проживающего вблизи ядерных реакторов. Оценки показывают, что для эффективного радиуса полушарового облака 5 м активностью  $3,7 \text{ МБк/м}^3$  при внешнем облучении за 36-часовую рабочую неделю  $\beta$ -частицы  $^{41}\text{Ar}$  создают тканевые дозы в коже в количестве 10,8; в подкожной клетчатке — 2,5 мЗв/неделя [33].

Идентификация радиоактивных изотопов, входящих в смесь газов, может быть осуществлена по периодам полураспада,  $\gamma$ -спектрометрическими методами, методом радиометрии продуктов распада газов, методами хроматографического разделения и избирательного концентрирования [33].

Допустимые концентрации  $^{41}\text{Ar}$  в воздухе рабочих помещений определяются рекомендациями МКРЗ [25]. В табл. 13.5 представлены предельные значения концентрации  $^{41}\text{Ar}$  в воздухе, обуславливающие допустимые мощности дозы внешнего облучения для персонала при 36-часовой рабочей неделе в зависимости от объема помещений, а также для открытой местности.

Таблица 13.5

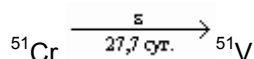
**ПДУА  $^{41}\text{Ar}$  в воздухе рабочих помещений (Бк/м<sup>3</sup>) [25], МЗУА и МЗА этого радионуклида на рабочем месте [2]**

**Пояснение.** ПДУА указана в воздухе рабочих помещений при 36-часовой рабочей неделе в зависимости от объема помещений.

Радионуклид	$T_{1/2}$	Критический орган	Объем помещения, м <sup>3</sup>				На открытой местности	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
			50	250	2000	17000			
$^{41}\text{Ar}$	1,827 ч	Кожа	$7,6 \cdot 10^5$	$7,2 \cdot 10^5$	$7 \cdot 10^5$	$6 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^9$
		Подкожные ткани	$1,3 \cdot 10^6$	$1,2 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^6$	$7,6 \cdot 10^5$	$9,6 \cdot 10^5$		
		Гонады	$2,4 \cdot 10^6$	$1,9 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^6$	$5,2 \cdot 10^5$	$3,1 \cdot 10^4$		

### 13.4. Хром $^{51}\text{Cr}$

**Образование, применение, распределение в организме человека и допустимые концентрации  $^{51}\text{Cr}$  в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**



$E_\gamma$ , МэВ	$V_\gamma$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,32	9,83	0,0365



Радионуклид  $^{51}\text{Cr}$  образуется в стальной стенке корпуса реактора и в продуктах коррозии корпуса реактора и оборудования из стабильного  $^{50}\text{Cr}$  (4,31 %) по реакции  $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$  при облучении тепловыми нейтронами. Для медицинских целей  $^{51}\text{Cr}$  получают путем облучения мишеней из ванадия протонами или дейтронами по реакциям  $^{51}\text{V}(p, n)^{51}\text{Cr}$  и  $^{51}\text{V}(D, 2n)^{51}\text{Cr}$ .

Препараты, содержащие  $^{51}\text{Cr}$ , используют для определения продолжительности жизни эритроцитов, лейкоцитов и тромбоцитов, объема плазмы крови и эритроцитов, объема циркулирующей крови, для диагностики желудочно-кишечных кровотечений, а также при изучении метаболизма в организме [1]. Один условный человек в сутки потребляет с пищей и жидкостями 150 мкг хрома. При этом содержание хрома во всем теле человека составляет около 6600 мкг, из них в мягкой ткани — 1800 и в скелете — около 4800 мкг. В сутки с мочой выделяется 70, с калом — 80, с потом — 1, с волосами и ногтями — 0,6 мкг хрома [20].

Состояние валентности хрома (+3 или +6) сказывается на степени всасывания химических соединений хрома. Скорость всасывания в кровь из ЖКТ у  $\text{Cr}^{6+}$  в 10 раз выше, чем у  $\text{Cr}^{3+}$ . Поэтому величину резорбции хрома принимают равной 0,01 для трехвалентного состояния и 0,1 для шестивалентного [25]. Из попавших в организм через ЖКТ соединений хрома выводятся с калом:  $\text{CrCl}_3$  — на 99,6 %,  $\text{Na}_2\text{CrO}_3$  — на 90 %.

Через 97 сут. после скармливания у лактирующих коров в организме задерживается  $4,5 \cdot 10^{-3}$  % введенного количества  $^{51}\text{Cr}$ . Радионуклид концентрируется преимущественно в паренхиматозных органах [26].

Для сканирования желудка применяют пероральное введение хромата натрия в количестве  $74 \cdot 10^6$  Бк  $^{51}\text{Cr}$  на одно исследование. В желудке при этом за время анализа аккумулируется доза, равная примерно 0,01 Гр. При внутрикожном введении на одно исследование вводят обычно 370 кБк. Предполагается, что в этом случае радионуклид локализуется внутри сферы радиусом 1 см, и средняя доза в этой сфере будет составлять 0,26 мГр. Установлено, что при внутривенном введении  $^{51}\text{CrCl}_3$  поглощенная доза в почках составляет 0,0056 мГр на 37 кБк, а при введении  $\text{Na}_2^{51}\text{CrO}_4$  поглощенная доза в крови равна 0,021 мГр на 37 кБк. Для определения скорости клубочковой фильтрации используют внутривенное введение  $^{51}\text{Cr}$  в виде Cr-ЭДТА в количествах  $1,3 \cdot 10^6$  Бк радионуклида на одно исследование. Поглощенная доза в почках при этом составляет 0,0014 мГр на 37 кБк. При внутривенном введении тканевая доза зависит от возраста пациента. У новорожденных в возрасте до 1 года доза в селезенке составляет 4,9 мГр на 37 кБк, а у детей в возрасте 5, 10 и 15 лет соответственно — 1,6; 1,0 и 0,5 мГр на 37 кБк. У взрослых поглощенная доза в селезенке еще меньше и равна 0,4 мГр на 37 кБк. Поглощенная доза во всем теле с увеличением возраста в порядке: 4 мес., 1 год 2 мес., 5 лет и 7 лет имеет соответственно значения 0,018; 0,017; 0,012 и 0,012 мГр на 37 кБк.

При сканировании селезенки в ней аккумулируется поглощенная доза  $(2,7, 13,5) \cdot 10^{-3}$  мкГр/Бк; во всем теле —  $9 \cdot 10^{-5}$  мкГр/Бк; в семенниках —  $(2,7, 8) \times 10^{-5}$  мкГр/Бк, в яичниках —  $(2, 5,4) \cdot 10^{-5}$  мкГр/Бк [1].

Для изучения клиренса легких применяют ингаляционное введение  $^{51}\text{Cr}$ , включенного в сферы из полистирола радиусом 5 мкм. На одно исследование используют порцию 37 кБк. Поглощенная доза в легких составляет при этом 0,1 мГр на 37 кБк [28].

В табл. 13.6 приведены абсолютные поглощенные дозы в мкГр/МБк в различных органах при внутривенном введении  $^{51}\text{Cr}$ -ЭДТА в зависимости от возраста человека. Из табл. 13.6 видно, что во всех органах без исключения поглощенные дозы у детей выше, чем у взрослых, и особенно они велики у детей до 1 года (превышение в среднем в 5 раз). Это указывает на важную роль хрома на ранних этапах развития человеческого организма. Содержание  $^{51}\text{Cr}$  в различных органах определяют путем измерения  $\beta$  – и  $\gamma$  –активных биосубстратов.

В табл. 13.7 приведены пределы годового поступления и допустимая объемная активность различных соединений  $^{51}\text{Cr}$  в воздухе рабочих помещений для персонала, а в табл. 13.8 даны допустимая объемная активность и пределы поступления радионуклида с воздухом, водой и пищей для населения [2].

Таблица 13.6

**Поглощенные дозы в различных органах человека при внутривенном введении <sup>51</sup>Cr-ЭДТА в зависимости от возраста (мГр/МБк) [1]**

Орган	1 год	5 лет	10 лет	15 лет	Взрослые
Надпочечники	$4,0 \cdot 10^{-3}$	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$9,1 \cdot 10^{-4}$	$8,1 \cdot 10^{-4}$
Стенка мочевого пузыря	$1,3 \cdot 10^{-1}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$	$4,6 \cdot 10^{-2}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$
Костные поверхности	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$8,2 \cdot 10^{-4}$	$7,0 \cdot 10^{-4}$
Стенка желудка	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$8,4 \cdot 10^{-4}$	$7,3 \cdot 10^{-4}$
Тонкий кишечник	$5,8 \cdot 10^{-3}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$
Почки	$8,1 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$
Печень	$3,8 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$8,3 \cdot 10^{-4}$	$6,8 \cdot 10^{-4}$
Легкие	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$7,2 \cdot 10^{-4}$	$5,7 \cdot 10^{-4}$
Яичники	$7,6 \cdot 10^{-3}$	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$
Семенники	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$
Красный костный мозг	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$8,7 \cdot 10^{-4}$
Селезенка	$3,8 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$8,6 \cdot 10^{-4}$	$7,2 \cdot 10^{-4}$
Эффективная эквивалентная доза	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$7,1 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$2,4 \cdot 10^{-3}$

Таблица 13.7

**ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклида хрома, МЗУА и МЗА этого нуклида на рабочем месте [2]**

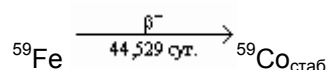
Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\alpha}$ , Зв/Бк	ПГП, Бк/г.	ДОА, Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
<sup>51</sup> Cr	27,7 сут.	Галогениды, нитраты	$3,1 \cdot 10^{-11}$	$6,5 \cdot 10^8$	$2,6 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^7$
		Оксиды, гидроксиды	$3,6 \cdot 10^{-11}$	$5,6 \cdot 10^8$	$2,2 \cdot 10^5$		
		Иные соединения	$2,1 \cdot 10^{-11}$	$9,5 \cdot 10^8$	$3,8 \cdot 10^5$		

ДОО в воздухе, е, ПП радионуклида хрома с воздухом, водой и пищей и УВ при его поступлении с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sup>воды</sup> , Бк/кг
		$\frac{ДОО}{Зв/Бк}$ , Зв/Бк	ПП, Бк/г.	ДОО, Бк/м <sup>3</sup>	$\frac{ДОО}{Зв/Бк}$ , Зв/Бк	ПП, Бк/г.	
<sup>51</sup> Cr	27,7 сут.	$2,1 \cdot 10^{-10}$	$4,8 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^3$	$2,3 \cdot 10^{-10}$	$4,3 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^3$

### 13.5. Железо <sup>59</sup>Fe

#### 13.5.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных



$E_{\beta \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{\beta \text{ ср.}}$ , МэВ	$V_{\beta}$ , %	$E_{\gamma}$ , МэВ	$V_{\gamma}$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ	
0,1	0,0357	1,27	0,1426	1,0		1,3
0,271	0,081	45,6	0,1923	3,0		
0,462	0,149	52,8	1,099	56,1		
			1,292	43,6		

Радионуклид <sup>59</sup>Fe образуется в ядерном реакторе из <sup>58</sup>Fe (0,33 %) при облучении стальных конструкций тепловыми нейтронами по реакции <sup>58</sup>Fe ( $n, \gamma$ ) <sup>59</sup>Fe и в основном накапливается в оксидном слое внутренней поверхности стенки корпуса реактора. При профилактическом ремонте реактора <sup>59</sup>Fe является одним из основных радионуклидов, который подлежит дезактивации. <sup>59</sup>Fe применяется в радиоизотопной диагностике, для изучения эритропоза, обмена и всасывания железа (в виде цитрата и хлорида).

При интратрахеальном введении радионуклида <sup>59</sup>Fe в виде нерастворимого оксида железа, он медленно и в незначительных количествах всасывается из легких. Через 30 суток в легких остается почти такое же количество <sup>59</sup>Fe (61,2 %), какое было обнаружено через 1 ч после введения (75,3 %). Растворимые соединения железа (цитрат) вначале сравнительно быстро всасываются из легких в кровь, и через 2 сут. в легких обнаруживается всего 12,8 % от введенного количества. После этого срока дальнейшее выведение оставшегося железа происходит медленно. Через 30 сут. в легких остается еще 9,2 %. Такая задержка обусловлена образованием в легких комплексных соединений железа с тканевыми белками [1].

Величину всасывания всех соединений железа из ЖКТ принимают равной 0,1 от введенного количества, при дефиците железа — 0,5 [27]. Около 10 % радиоактивного железа в организме откладывается в печени, 15 % — в костном мозге, и при этом  $T_{\text{эфф}} = 2$  сут. В печени радионуклид распределяется неравномерно, что может привести к образованию так называемых «горячих пятен», в которых поглощенная доза примерно в 100 раз выше по сравнению со средней дозой на всю печень. При пероральном введении <sup>59</sup>Fe в форме цитрата, хлорида или аскорбата в селезенке аккумулируется 0,14 мЗв на 37 кБк, при внутривенном — 1,4 мЗв. При пероральном введении доза

во всем теле зависит от возраста человека, и для возраста 4, 5, 6 и 15 лет характеризуется следующими значениями: 0,49; 0,70; 0,78 и 0,32 мЗв на 37 кБк [28].

Железо, резорбированное из легких, обнаруживается в основном в печени (24,1 %) и костном мозге (16,3 %). Через 2 сут. после интратрахеального введения по содержанию активности (%) органы располагаются в следующем порядке: легкие (1,97 % на 1 г); костный мозг (0,574); печень (0,462); почки (0,285). Через 92 ч удельная радиоактивность костного мозга выше. Из крови  $T_6$  составляет ~ 200 сут., что связано с фиксацией железа в костном мозге. У взрослых людей с мочой выводится всего 1 % суточного поступления железа. Величины суточной сидерурии выше у женщин, чем у мужчин, и составляют в среднем соответственно 28,9 и 19,3 мкг/сутки. Потери железа с отшелушивающимися клетками эпидермиса кожи, волосами, ногтями и потом не превышают 0,2–0,3 мг железа/сутки. Кинетика выведения железа из организма человека описывается одной экспонентой со средним  $T_6$ , равным приблизительно 700 сут. (от 500 до 1119 сут.). Однако вследствие рециркуляции гемоглобина (Hb), меченного железом,  $T_6$  в теле принят равным 2000 сут. [25].

Представляют интерес исследования на кроликах с ежедневным пероральным введением  $^{59}\text{FeCl}_3$  в количествах 37 и 370 кБк/кг, создающих среднюю мощность дозы в теле 0,0004 и 0,003 Гр/сут. [30].

У кроликов при поступлении больших доз  $^{59}\text{Fe}$  в течение первого месяца выявлены изменения процессов кроветворения. Повышается количество Hb, достигающее максимума к 6 мес. Указанные изменения обусловлены не действием излучения  $^{59}\text{Fe}$ , а наличием стабильного железа во вводимом растворе. После трех месяцев начинает увеличиваться средний диаметр эритроцитов (максимум наблюдается к 6 мес.). Изменения эритропоэза при хроническом поступлении  $^{59}\text{Fe}$  являются результатом комбинированного радиационного и химического действия этого элемента.

При введении  $^{59}\text{Fe}$  в количестве 370 кБк/кг через 15–17 мес. абсолютное количество лимфоцитов у подопытных кроликов снижается. Обнаружены очаги экстремедуллярного кроветворения в селезенке и других органах [30]. Установлено снижение фракции альбуминов и повышение глобулинов. Через 3–5 недель после начала ежедневного введения  $^{59}\text{Fe}$  в количестве 370 кБк/кг у кроликов выявлены сдвиги в ответной реакции биотоков мозга на ритмическую фотостимуляцию. Применение комплексонов — кальцийдинатриевой соли диаминоциклогексантауксусной кислоты и ЭДТА — в ранние сроки после инкорпорации  $^{59}\text{Fe}$  увеличивает выведение радионуклида с мочой в 2–3 раза и понижает его содержание в печени и почках соответственно до 35–67 % и 39–54 % от контрольного уровня. При малых количествах вводимого стабильного железа пектин ограничивает всасывание  $^{59}\text{Fe}$  в ЖКТ и уменьшает его концентрацию в органах [30].

При попадании соединений  $^{59}\text{Fe}$  (раствор, порошок соли) на кожу дезактивацию проводят 2%-м раствором ЭДТА. При попадании внутрь применяют солевые слабительные (сернокислый магний или натрий) и очистительные клизмы. Для ускорения выведения вводят внутривенно 5% пентацин — 10 мл в 200 мл физиологического раствора. В дальнейшем назначают прием препаратов железа, витамина  $\text{B}_{12}$  и антианемин [22].

### **13.5.2. Методы измерения радиоактивности и допустимые концентрации $^{59}\text{Fe}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

Удельную активность  $^{59}\text{Fe}$  в окружающей среде (в воздухе, воде, почве) и в отдельных органах человека и животных измеряют путем регистрации  $\beta$ -частиц или  $\gamma$ -квантов. Используют газовые проточные или торцовые счетчики  $\beta$ -частиц, применяют также сцинтилляционные  $\text{NaY(Tl)}$  или полупроводниковые спектрометры  $\gamma$ -излучения.

В табл. 13.9 приведены предельно допустимые концентрации различных соединений  $^{59}\text{Fe}$  в воздухе рабочих помещений, из которых следует, что наиболее опасными для человека являются оксиды, галогениды и гидроксиды этого радионуклида.

Из табл. 13.10 следует, что допустимая концентрация  $^{59}\text{Fe}$  в воздухе для населения должна быть не более  $30 \text{ Бк/м}^3$ , а в воде — не более  $77 \text{ Бк/кг}$ .

Таблица 13.9

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклида железа, МЗУА и МЗА этого нуклида на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}^{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{59}\text{Fe}$	44,5 сут.	Оксиды, гидроксиды, галогениды	$3,5 \cdot 10^{-9}$	$5,7 \cdot 10^6$	$2,3 \cdot 10^3$	10,0	$1 \cdot 10^6$
		Иные соединения	$2,2 \cdot 10^{-9}$	$9,1 \cdot 10^6$	$3,6 \cdot 10^3$		

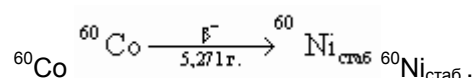
Таблица 13.10

ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП с воздухом, водой и пищей радионуклида железа и УВ при его поступлении с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ $_{\text{воды}}$ , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}^{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вод перс}}^{\text{вод}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{вод}}$ , Бк/г.	
$^{59}\text{Fe}$	44,5 сут.	$4,6 \cdot 10^{-9}$	$2,2 \cdot 10^5$	30	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$7,7 \cdot 10^4$	77

## 13.6. Кобальт $^{60}\text{Co}$

### 13.6.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие на человека и животных



$E_{\text{бмакс}}$ , МэВ	$E_{\text{бср}}$ , МэВ	$V_{\text{б}}$ , %	$E_{\gamma}$ , МэВ	$V_{\gamma}$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,308	0,0958	99,9	1,173	99,9	
			1,332	100,0	

Радионуклид  $^{60}\text{Co}$  образуется в стальных конструкциях реактора из-за наличия в стали природной примеси  $^{59}\text{Co}$  по реакции  $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  при облучении тепловыми нейтронами и в основном накапливается в оксидном слое этих конструкций. Широко применяется как источник

$\gamma$ -излучения в технике и медицине и как индикатор при исследовании динамики различных химических и биологических процессов. Радионуклиды кобальта, попадающие в окружающую среду, концентрируются водными организмами. Коэффициенты накопления  $^{60}\text{Co}$  морскими ежами за счет пищи (ульва, водоросли, моллюски) и воды составляют 66 и 270. Коэффициент накопления  $^{60}\text{Co}$  в мигрирующих морских рыбах — 300–1300; у кальмаров — 1100–1600. При попадании больших количеств  $^{60}\text{Co}$  в озерную воду радионуклид концентрируется в донных осадках (до 90 %) [1].

Для неорганических и органических соединений в присутствии носителя величину всасывания  $^{60}\text{Co}$  из ЖКТ принимают равной 0,3. Исключения составляют оксиды и гидроксиды, для которых всасывание принято равным 0,05 [27]. У человека из ЖКТ всасывается от 0,01 до 0,16  $^{60}\text{CoCl}_2$  от введенного количества, и всасывание значительно увеличивается, если происходит до приема пищи. У крупного рогатого скота величина всасывания из ЖКТ может достигать 0,6, у кроликов — 0,33. Всасывание  $^{60}\text{CoCl}_2$  через неповрежденную и поврежденную кожу у морских свинок и крыс исследовалось [31]. В этой же работе изучалось распределение  $^{60}\text{Co}$  в отдельных органах и выведение с калом и мочой. При подкожном введении  $^{60}\text{Co}$  кроликам через 7 суток с мочой выделяется 84 % и с калом — 5 % радионуклида.

При хроническом (в течение двух лет) пероральном введении  $^{60}\text{Co}$  устанавливается равновесие (от двух недель до двух месяцев) между вводимым и выводимым количеством радионуклида. Высокие концентрации кобальта наблюдаются в паренхиматозных и железистых органах, в том числе в надпочечниках, вилочковой железе, щитовидной железе, поджелудочной железе, печени и лимфатических узлах [1].

При внутривенном введении водного раствора  $^{60}\text{CoCl}_2$  75 % радионуклида выводится из крови в течение первых 5 мин; через 5–10 мин наибольшее количество  $^{60}\text{Co}$  накапливается в печени (29 %), а также в коже и костях. При внутривенном введении  $^{60}\text{Co}$  в виде комплексного соединения с 1-нитрозо-2-нафтолом радионуклид выводится из крови быстрее, чем при введении  $\text{CoCl}_2$ , и значительно большее количество  $^{60}\text{Co}$  задерживается в печени (83,5 %, через 15 мин). В экспериментах по внутривенному введению кобальта в виде комплексного соединения с ЭДТА и цистеином наблюдалось незначительное отложение радионуклида в печени и относительно большее количество обнаружено в мышцах, костях и коже [1]. Следовательно, печень, кожа, кости и мышцы играют существенную роль в обмене кобальтом.

Циклогександиаминотетрауксусная кислота в количестве 15–20 мг на 100 г массы тела крыс увеличивает выведение  $^{60}\text{Co}$  с мочой и калом до 67 % по сравнению с контрольными животными. При этом радиоактивность печени подопытных животных в 14–22 раза меньше, чем у контрольных.

При ежедневном (в течение двух лет) пероральном введении  $^{60}\text{Co}$  кроликам в количестве 46,25 кБк/кг средняя доза облучения в теле составляет 2,5 мГр/сут., в печени — 7 мГр/сут. Введение в 10 раз большего количества  $^{60}\text{Co}$  приводит к дозе в теле 12,5 мГр/сут. и в печени (критическом органе) — 40 мГр/сут. [32], при этом отмечено нарушение лейкопоза: неуклонное снижение относительного и абсолютного числа лимфоцитов, а после 9 месяцев — постепенное снижение общего количества лейкоцитов. Изучение морфологического состава костного мозга показало, что при 14-месячном воздействии 462,5 кБк/кг у 50 % кроликов обнаружено увеличение красного ростка, предшествующее, а затем и сопровождающее развивающуюся гипергенеративную анемию. Через 21–23 месяца после начала введения  $^{60}\text{Co}$  отмечены выраженные изменения белковых фракций, главным образом  $\gamma$ -глобулинов, снижение иммунобиологической резистентности животных, что морфологически подтверждается тканевым микробизмом органов, а также гибелью большей части животных от вторичных инфекций. Развивается гипергликемия, являющаяся результатом повреждения ферментных систем печени. При этом в первую очередь страдает фосфорилаза, нарушается синтетическая способность печени, меняется структура гликогена [32].

### **13.6.2. Методы измерения активности и допустимые концентрации $^{60}\text{Co}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

Определение содержания  $^{60}\text{Co}$  во внешней среде осуществляется методом радиометрии проб воздуха, воды, почвы, пищевых продуктов. При попадании  $^{60}\text{Co}$  внутрь организма человека

определение активности проводят с помощью счетчика излучения человека (СИЧ), а также измерением  $\gamma$ -излучения биосубстратов (моча, кал).

При загрязнении соединениями  $^{60}\text{Co}$  дезактивацию кожных покровов проводят 5%-м раствором пентамина, 5%-м раствором натриевой соли ЭДТА или 2–3% раствором моющего средства. При попадании внутрь применяют противоядие от тяжелых металлов — 50 мл. Применяют рвотные средства (1% апоморфин — 0,5 мл подкожно) или промывание желудка. После очистки желудка повторно применяют противоядие от тяжелых металлов и солевые слабительные, а также очистительные клизмы. При поражении верхних дыхательных путей применяют масляные ингаляции, при бронхитах — антисептические средства, при осложнениях вторичной инфекцией — антибиотики [22].

В соответствии с НРБ-99, для персонала допустимая объемная активность в воздухе наиболее низкой является для галогенидов, оксидов и нитратов  $^{60}\text{Co}$  (табл. 13.11). Для населения допустимая концентрация  $^{60}\text{Co}$  в воздухе составляет  $1,1 \text{ Бк/м}^3$ , а в воде и пище — не более  $4,1 \text{ Бк/кг}$  (табл. 13.12).

Таблица 13.11

**ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклида кобальта, МЗУА и МЗА этого нуклида на рабочем месте [2]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{60}\text{Co}$	5,27 лет	Оксиды, нитраты, гидроксиды, галогениды	$2,9 \cdot 10^{-8}$	$6,9 \cdot 10^5$	$2,8 \cdot 10^2$	10	$10^5$
		Иные соединения	$9,6 \cdot 10^{-9}$	$2,1 \cdot 10^6$	$8,3 \cdot 10^2$		

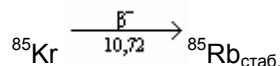
Таблица 13.12

**ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП с воздухом, водой и пищей радионуклида кобальта и УВ при его поступлении с водой для населения [2]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ $_{\text{воды}}$ Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вод}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{вод}}$ , Бк/г.	
$^{60}\text{Co}$	5,27 лет	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$8,3 \cdot 10^4$	1,1	$2,7 \cdot 10^{-8}$	$3,7 \cdot 10^4$	4,1

## 13.7. Криптон $^{85}\text{Kr}$

### 13.7.1. Образование, распределение $^{85}\text{Kr}$ в организме человека и животных



$E_{\beta \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{\beta \text{ ср.}}$ , МэВ	$V_{\beta}$ , %	$E_{\gamma}$ , МэВ	$V_{\gamma}$ , %
0,72	0,2514	99,6	0,514	0,43

Радионуклид  $^{85}\text{Kr}$  образуется в реакторах при делении тепловыми нейтронами  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  с выходом соответственно 0,3 и 0,125 % и выбрасывается в атмосферу при работе АЭС и при переработке ядерного топлива. Значительное количество этого нуклида поступило в атмосферу во время испытаний ядерного оружия в 1945–1980 гг. Только за период 1945–1962 гг., когда было проведено основное количество наземных испытаний, в атмосферу было выброшено примерно  $1,3 \cdot 10^{18}$  Бк  $^{85}\text{Kr}$  [35].

Мощность всех АЭС в мире на 2002 г. составляла 353 289 МВт (эл.), и с учетом их суммарной тепловой мощности на всех атомных станциях за 1 год нарабатывается около  $6,1 \cdot 10^{18}$  Бк  $^{85}\text{Kr}$ . При этом в атмосферу во время работы АЭС выбрасывается менее 1 %  $^{85}\text{Kr}$ , а основная его активность остается в твэлах и высвобождается при их переработке. В настоящее время отработавшие твэлы складываются на длительное хранение, а переработке подвергается всего несколько процентов. При хранении твэлов происходит распад не только  $^{85}\text{Kr}$ , но и многих других, более короткоживущих радионуклидов, что, несомненно, увеличивает безопасность обращения с ними в дальнейшем. Хранение твэлов в течение 100 лет до радиохимической переработки уменьшает активность  $^{85}\text{Kr}$  в 642 раза.

Облучение людей  $^{85}\text{Kr}$  связано с пребыванием в атмосфере этого радионуклида. Поскольку выход  $\gamma$ -квантов на один акт распада  $^{85}\text{Kr}$  в 250 раз меньше, чем  $\beta$ -частиц, то в данном случае критическим органом является кожа, непосредственно соприкасающаяся с загрязненным воздухом. При этом доза облучения гонад и всего тела ниже примерно на два порядка по сравнению с дозой в коже. В организм человека  $^{85}\text{Kr}$  поступает в основном через органы дыхания. В опытах на различных животных показано, что при ингаляции криптона максимальная его концентрация обнаружена в легких и жире. По величине отношения концентрации этого радионуклида в какой-либо ткани к концентрации в воздухе органы располагаются в следующем порядке: легкие > костный мозг > жир > надпочечники > лимфатические узлы > кожа > поджелудочная железа > щитовидная железа > компактная кость. По-видимому, высокие значения концентрации криптона в костном мозге связаны со значительным содержанием в нем жира. При длительной ингаляции, например в течение 4 суток,  $^{85}\text{Kr}$  накапливается в отдельных органах животных быстрее, чем в других: коэффициент накопления составляет  $0,154 \pm 0,034$  для кожи;  $0,171 \pm 0,078$  — для яичников;  $0,081 \pm 0,042$  — для толстого кишечника, и он значительно ниже для таких органов, как мозг —  $0,007 \pm 0,002$ , сердце —  $0,012 \pm 0,007$  и кости —  $0,015 \pm 0,004$ .

У людей с нормальным содержанием жира накопление равновесной концентрации  $^{85}\text{Kr}$  в организме происходит в течение 3 часов, а при повышенном содержании жира в тканях — в течение 9 часов, т. е. гораздо медленнее. При содержании  $^{85}\text{Kr}$  в воздухе  $37 \text{ кБк/м}^3$  равновесная концентрация в жировой ткани равна  $0,015 \text{ Бк/г}$ , в скелете —  $0,0048 \text{ Бк/г}$  и в мягких тканях —  $0,0031 \text{ Бк/г}$  [36]. Установлено, что кожа является относительно менее радиочувствительным органом, и поэтому у людей, переживших атомную бомбардировку, в связи с этим не было выявлено фактов увеличения частоты рака кожи.

Выведение криптона из отдельных органов описывается суммой трех компонент. Среднее значение  $T_6$  криптона из легких и крови составляет 30 с, среднее значение  $T_6$  из жировой ткани



находится в пределах 1,8–3,7 ч, а среднее значение  $T_6$  выведения из мышечной и других тканей колеблется от 4 до 11 мин [33].

Принимая во внимание непрерывное возрастание содержания  $^{85}\text{Kr}$  в атмосфере за счет выбросов газов при переработке топлива атомных реакторов, были сделаны оценки предполагаемого увеличения заболеваемости населения раком. Оценки показали, что вклад  $^{85}\text{Kr}$  в смертность от рака очень низок по сравнению с вкладом от других источников излучения. Аналогичные выводы получены при рассмотрении генетических последствий воздействия  $^{85}\text{Kr}$ , которые оказались намного ниже результатов воздействия природного фона радиации (~ 1,7 мЗв/г.), обуславливающего 60–100 случаев на  $10^6$  потомков [36].

### 13.7.2. Методы измерения активности и оцененные мощности дозы в различных органах для полубесконечного пространства, содержащего $^{85}\text{Kr}$

Наибольшая чувствительность и точность измерения активности  $^{85}\text{Kr}$  достигается методом, основанным на применении счетчиков внутреннего наполнения. В таких счетчиках радиоактивный газ вводят непосредственно в рабочий объем, что обеспечивает регистрацию практически каждого акта распада, сопровождающегося испусканием заряженной частицы. Несмотря на отмеченные преимущества этого метода измерения активности  $^{85}\text{Kr}$ , его применение в широкой практике встречает определенные трудности, связанные с использованием систем отделения и очистки криптона от атмосферного воздуха, что требует наличия вакуумной техники. Метод измерения активности газов с помощью тонкостенных счетчиков отличается простотой измерения и доступностью. Для идентификации  $^{85}\text{Kr}$ , находящегося в смеси с другими радиоактивными газами, применяют способ, основанный на разложении суммарной кривой радиоактивного распада пробы газа на составляющие экспоненты активностей отдельных радионуклидов. Этот способ требует длительных измерений, однако он надежен, так как  $^{85}\text{Kr}$  имеет большой период полураспада в сравнении с другими газообразными радионуклидами, и его активность за время анализа не изменяется. При достаточной активности  $^{85}\text{Kr}$  его идентификацию и содержание в атмосфере легче проводить с помощью  $\gamma$ -спектрометра по  $\gamma$ -линии 0,514 МэВ (0,43 %).

При внешнем облучении поглощенная доза от  $^{85}\text{Kr}$  для всего тела зависит от объема рабочих помещений и от содержания этого радионуклида в воздухе, а поглощенная доза в коже — только от концентрации  $^{85}\text{Kr}$ . На открытой местности в полубесконечной геометрии мощность дозы внешнего облучения от  $\gamma$ -квантов  $^{85}\text{Kr}$  обусловлена его содержанием в пространстве над поверхностью Земли. При концентрации  $^{85}\text{Kr}$ , равной  $2 \cdot 10^7$  Бк/м<sup>3</sup> в воздухе на открытой местности, мощность дозы облучения всего тела составит около 10 мкЗв/ч (табл. 13.13).

Таблица 13.13

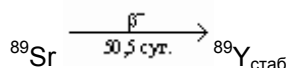
**Мощность поглощенной дозы в различных органах человека при погружении в полубесконечное облако с концентрацией  $^{85}\text{Kr}$  в  $2,2 \cdot 10^7$  Бк/м<sup>3</sup> [1]**

Орган человека	Мощность дозы, мкГр/ч
Все тело	10,2
Семенники	10,8
Яичники	4,21
Скелет	12,9
Красный костный мозг	12,2
Легкие	21
Жировая ткань	10,2
Кожа	1200

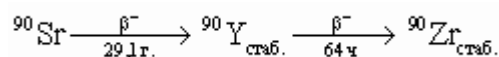
Минимально значимая удельная активность (МЗУА)  $^{85}\text{Kr}$  на рабочем месте равна  $1 \cdot 10^5$  Бк/г., а минимально значимая суммарная активность (МЗА) на рабочем месте составляет  $1 \cdot 10^9$  Бк.

### 13.8. Стронций $^{89}\text{Sr}$ и $^{90}\text{Sr}$

#### 13.8.1. Образование и пути поступления $^{89}\text{Sr}$ и $^{90}\text{Sr}$ в окружающую среду



Радионуклид	$E_{\beta \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{\beta \text{ ср.}}$ , МэВ	$V_{\beta}$ , %
$^{89}\text{Sr}$	1,46	0,583	100



Радионуклид	$E_{\beta \text{ макс.}}$ , МэВ	$E_{\beta \text{ ср.}}$ , МэВ	$V_{\beta}$ , %
$^{90}\text{Sr}$	0,545	0,196	100
$^{90}\text{Y}$	2,27	0,935	100

При делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  тепловыми нейтронами в реакторе  $^{89}\text{Sr}$  образуется с выходами соответственно 4,8 и 1,71 %, а  $^{90}\text{Sr}$  — с выходами 5,77 и 2,25 %. Значительные количества  $^{90}\text{Sr}$  ( $7,4 \cdot 10^{17}$  Бк) были выброшены в атмосферу при испытаниях ядерного оружия в 1945–1980 гг. [48]. При выбросах большая часть радионуклидов попадает в стратосферу (слой атмосферы, лежащий на высоте 10–50 км) и остается там в течение многих месяцев, медленно опускаясь и рассеиваясь по всей поверхности земного шара. Период полураспада  $^{89}\text{Sr}$  составляет 50,5 сут., и он, попав в стратосферу при ядерных взрывах, в основном там и распадается, не представляя такой большой радиационной опасности для землян, как  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , которые, выпадая, загрязняют поверхность Земли на многие годы. С другой стороны, при авариях на ядерных реакторах, таких, как на Чернобыльской АЭС, когда накопленная равновесная активность  $^{89}\text{Sr}$  в 10 раз превышает активность  $^{90}\text{Sr}$ , который из-за своего большого периода полураспада не успевает накопиться за 2–3 года работы реактора, ситуация меняется. Сразу после аварии на Чернобыльской АЭС активность выброшенных короткоживущих радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  была во много раз выше, чем  $^{90}\text{Sr}$  или  $^{137}\text{Cs}$  [37, 38, 47]. После испытаний ядерного оружия радиоактивные осадки состоят в основном из водорастворимых и способных к ионному обмену форм  $^{90}\text{Sr}$ , в то же время после аварии на Чернобыльской АЭС  $^{90}\text{Sr}$  нередко осаждался в формах устойчивых соединений [39].

При работе АЭС  $^{90}\text{Sr}$ , как и  $^{137}\text{Cs}$ , выброшенный в окружающую среду, в конечном итоге накапливается или в верхних слоях почвы в наземных системах, или в донных осадках природных водных резервуаров. При этом стронций мигрирует на очень малые расстояния, например на 1 см за несколько лет [18]. Проведенные в конце 1980-х гг. исследования невспаханых участков в Кыштыме, загрязненных в 1957 г.  $^{90}\text{Sr}$  и другими радионуклидами при взрыве отходов, показали, что  $^{90}\text{Sr}$  за этот период времени достиг глубины 15 см, и это означает, что скорость его миграции составила 0,5 см/г. Из почвы через корневую систему  $^{90}\text{Sr}$  выносятся в растения и входит в состав зерна, бобов, моркови и других продуктов. Этот вынос определяется коэффициентом переноса (КП), который зависит от вида почв и рН среды. В табл. 13.14 приведены усредненные значения КП  $^{90}\text{Sr}$  для ряда культур, полученные в [40]. С целью уменьшения выноса  $^{90}\text{Sr}$  из почвы в растения применяют вспашку почвы и внесение удобрений (табл. 13.15) [41]. Наиболее эффективна глубокая вспашка, приводящая к погребению активности ниже того слоя, в котором находятся корни растений. В районах Южного Урала, загрязненных  $^{90}\text{Sr}$  после аварии в Кыштыме, были получены хорошие результаты при вспашке на глубину 50 см. Из данных табл. 13.15 следует, что действенной мерой, наряду с внесением с удобрениями N, P и K, является известкование почвы.

**Некоторые характерные значения КП  $^{90}\text{Sr}$  из почвы в растение  
(Бк · кг<sup>-1</sup> сухой культуры/Бк · кг<sup>-1</sup> сухой почвы) [40]**

**Пояснение.** КП приводится для верхнего слоя глубиной 20 см, а значения для трав даны для верхнего слоя почвы глубиной 10 см.

Культура	Часть растения	Значение КП
Зерновые	Зерно	0,13
Фуражные	Масса	0,95
Травы	Масса	1,3
Бобы	Боб	1,2
Морковь	Корнеплод	0,46
Картофель	Клубень	0,17
Зеленые овощи	Масса	2,3

Таблица 13.15

**Влияние сельскохозяйственных контрмер на поглощение  $^{90}\text{Sr}$  луговыми растениями  
в окрестностях Гомеля (Белоруссия) [41]**

Контрмеры	кБк/кг сырой массы травостоя		
	1-й укос 1988 г.	1-й укос 1989 г.	1-й укос 1990 г.
Контрольные значения	9,25	3,33	2,33
Вспашка, внесение N, P, K	2,41	1,66	0,33
Вспашка, внесение N, P, K + цеолит (10 000 кг/га)	1,37	0,70	0,33
Вспашка, внесение N, P, K + фосфоритный гипс (5000 кг/га)	2,55	1,48	1,04
Вспашка, внесение N, P, K + известь (5000 кг/га)	1,3	0,67	0,56

### 13.8.2. Распределение в организме человека и радиационное воздействие радионуклидов стронция на человека и животных

Радиоактивный стронций поступает в организм человека через ЖКТ, легкие и кожу. Растворимые соединения стронция хорошо всасываются из ЖКТ, величина резорбции — 0,1–0,6, и резорбция составляет менее 0,01 для плохо растворимых соединений [27]. Стронций быстро всасывается из легких. Через 5 мин после интратрахеального введения в количестве  $1,48 \cdot 10^4$  Бк/г в легких остается 33,3 % введенного количества, через сутки — 0,39 %. При нанесении изотопов стронция на кожу в количестве  $2,4 \cdot 10^5$  Бк/см<sup>2</sup> фиксация активности происходит сразу же после загрязнения кожной поверхности [42].

При резорбции стронция из ЖКТ важное значение имеют диета, химическое соединение радионуклида и физиологические факторы (возраст, лактация и беременность, состояние минерального обмена, нервной и эндокринной систем). Величина всасывания радионуклида из

ЖКТ уменьшается с увеличением возраста, с повышением содержания кальция и фосфора в диете, при введении высоких доз тироксина. Прием альгината натрия за 20 мин до введения стронция понижает его содержание в крови в 8–10 раз [42], а лактоза, лизин и аргинин, наоборот, удваивают величину всасывания стронция из ЖКТ.

Независимо от пути и периодичности поступления в организм растворимых соединений радиоактивного стронция, он избирательно накапливается в скелете, а в мягких тканях задерживается менее 1 %. После внутривенного введения радиоактивного стронция в организм человека через 100 суток в нем останется 20 % от введенного количества, в то время как у обезьян — 47 %, а у кроликов — 7,5 %. Доля отложений стронция в скелете зависит от пути его поступления. При интратрахеальном поступлении депонируется 76 %, ингаляционном — 31,6 %, внутрибрюшном — 81,2 % и накожном — всего 7 % [43].

В экспериментах на животных установлено, что при внутримышечном или пероральном введении радиоактивного стронция самкам в разные сроки беременности большая часть (50–70 %) его откладывалась в плодах в последние дни беременности. Распределение радиоактивного стронция в разных частях одной и той же кости и в разных костях неравномерное. Стронций откладывается в участках костей, обладающих наибольшей зоной роста, где происходит усиленное образование кости.

Учитывая функцию удержания и выведения  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  через почки, Абрамов и Голутвина (табл. 13.16) рассчитали дозу от этих радионуклидов на поверхности кости при однократном и хроническом введении радионуклидов в количестве 37 кБк/сут. [44]. Из табл. 13.16 видно, что при однократном введении радионуклидов стронция суммарная доза от  $^{89}\text{Sr}$  по прошествии нескольких периодов полураспада этого нуклида практически не возрастает, а доза от  $^{90}\text{Sr}$ , обусловленная суммой малых констант распада и биологического выведения, непрерывно увеличивается.

Таблица 13.16

**Оцененная доза на поверхности кости при однократном и хроническом введении в организм радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  в количестве 37 кБк/сут. [44]**

Время после введения, сут.	Доза от $^{89}\text{Sr}$ , мЗв	Доза от $^{90}\text{Sr}$ , мЗв
<b>Однократное введение</b>		
10	0,16	0,3
50	0,43	1,2
100	0,60	2,2
1000	0,70	13,0
10000	0,70	41,0
<b>Хроническое введение</b>		
10	0,9	1,8
50	14,0	33,0
100	40,0	110,0
1000	650,0	7000,0

В [45] предложена возрастная модель отложения стронция и других щелочноземельных элементов в кости человека во всем возрастном диапазоне, начиная с рождения. Показано, что ожидаемые эквивалентные дозы для костного мозга при поступлении  $^{90}\text{Sr}$  в первые месяцы после рождения на порядок выше, чем при поступлении в организм взрослого человека.

Выведение стронция из организма человека и животных происходит как с калом, так и с мочой. При пероральном поступлении большая часть стронция выделяется с калом. За 8 суток суммарное выделение  $^{89}\text{Sr}$  составляет 77,9 %, из них 5 % с мочой.

Установлено несколько периодов полувыведения  $^{90}\text{Sr}$  из организма. Короткий период полувыведения (2,5–8,5 сут.) характеризует выведение стронция из мягких тканей, длинный период (90–154 сут.) — преимущественно из костей. При длительном пероральном или парэнтеральном введении в организм  $^{90}\text{Sr}$  период полувыведения из скелета значительно увеличивается, а начальный короткий период полувыведения отсутствует или очень мал. У человека и животных после однократного перорального поступления радионуклидов стронция с молоком во время лактации выделяется от 0,04 до 4 % на 1 л молока от введенного радионуклида; при хроническом поступлении  $^{90}\text{Sr}$  в организм с молоком выделяется 0,05–6,3 % на 1 л по отношению к дневной норме [43].

Введение остроэффективных количеств  $^{90}\text{Sr}$  вызывает развитие типичной острой лучевой патологии. Возникают выраженные изменения со стороны периферической крови: лейкопения, лимфопения, нейтропения, ретикулопения. Наблюдаются изменения красной крови, ускорение реакции оседания эритроцитов, замедление свертывания крови и увеличение объема плазмы.

У собак, получавших с пищей ежедневно 0,74 кБк/кг  $^{90}\text{Sr}$  в течение 3–3,5 лет, выявлены нарушения в углеводном обмене, изменения секреторной и экскреторной функций печени и почек. Меньшие количества  $^{90}\text{Sr}$  (0,675 кБк/кг) к существенным функциональным изменениям в их организме не привели, однако за 9–13 лет из подопытной группы погибло 80 % собак, а из контрольной — 11 % [46]. Длительное введение собакам  $^{90}\text{Sr}$  с пищей (0,74–0,074 кБк/кг) и накопление суммарной поглощенной дозы в скелете до 3,6–9,0 Гр приводит к учащению возникновения у них доброкачественных и злокачественных опухолей мягких тканей (в 3–5 раз чаще по сравнению с контрольными животными). Хроническое введение этим животным  $^{90}\text{Sr}$  (по 0,74 кБк/кг в сутки в течение 3 лет), создающее мощность тканевой дозы в скелете до 1,5 Гр/г., может вызвать развитие лейкозов и остеосарком. При хроническом введении в 10 раз меньших количеств этого радионуклида (поглощенная доза в скелете до 0,5 Гр/г.) наблюдаются нарушения в развитии потомства и понижение его жизнеспособности [46].

### **13.8.3. Методы определения $^{89}\text{Sr}$ и $^{90}\text{Sr}$ в организме человека и объектах окружающей среды, допустимые концентрации этих радионуклидов в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

Радиоактивность  $^{90}\text{Sr}$  определяют по дочернему  $^{90}\text{Y}$ , который осаждается в виде оксалатов. Из продуктов питания  $^{90}\text{Y}$  выделяют экстракцией моноизооктиловым эфиром метилфосфоновой кислоты. Из золы костной ткани  $^{90}\text{Y}$  экстрагируют трибутилфосфатом. Активность измеряют на низкофонной установке. Определение  $^{89}\text{Sr}$  в пищевых продуктах, растительности и костной ткани основано на осаждении стронция дымящей азотной кислотой с последующим измерением активности [23]. При попадании радиоактивных изотопов стронция на открытые участки кожи дезактивацию проводят 5%-м раствором пентамина, 5%-м раствором  $\text{Na}_2(\text{ЭДТА})$  или 2%-м раствором соляной кислоты, а также моющими порошками. При попадании радионуклидов стронция через ЖКТ принимают внутрь препарат «Адсорбар» или сернокислый барий (25 г с 200 мл воды), альгинат натрия или кальция (15 г с 200 мл воды) или препарат «Полисурьмин» (4 г с 200 мл воды). Применяют рвотные средства и проводят обильное промывание желудка. После очищения желудка осуществляют повторное введение адсорбентов с солевыми слабительными. В случае поражения пылевыми продуктами проводят обильное промывание носоглотки и полости рта, используют отхаркивающие, а также мочегонные средства [22].

В соответствии с НРБ-99 [2] допустимая концентрация  $^{90}\text{Sr}$  в воздухе рабочих помещений примерно в 24 раза ниже, чем  $^{89}\text{Sr}$ , что указывает на его исключительную радиационную опасность (табл. 13.17). Для населения (табл. 13.18) допустимая концентрация  $^{90}\text{Sr}$  в атмосферном воздухе регламентируется (НРБ-99) величиной, равной 2,7 Бк/м<sup>3</sup>, что находится за пределами чувствительности большинства методов выделения и измерения радиоактивности этого радионуклида.

Таблица 13.17

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , МЗУА и МЗА этих изотопов на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд перс}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд перс}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{89}\text{Sr}$	50,5 сут.	$\text{SrTiO}_3$	$7,5 \cdot 10^{-9}$	$2,7 \cdot 10^6$	$1,1 \cdot 10^3$	$10^3$	$10^6$
		Иные соединения	$1,0 \cdot 10^{-9}$	$2,0 \cdot 10^7$	$8,0 \cdot 10^3$		
$^{90}\text{Sr}$	29,1 лет	$\text{SrTiO}_3$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^5$	53	$10^2$	$10^4$
		Иные соединения	$2,4 \cdot 10^{-8}$	$8,3 \cdot 10^5$	$3,3 \cdot 10^2$		

Таблица 13.18

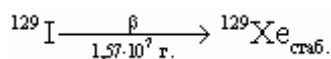
ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП с воздухом, водой и пищей радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  и УВ при его поступлении с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	$\epsilon_{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вод}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{вод}}$ , Бк/г.	УВ $_{\text{воды}}$ , Бк/кг
$^{89}\text{Sr}$	50,5 сут.	$7,3 \cdot 10^{-9}$	$1,4 \cdot 10^5$	19	$1,8 \cdot 10^{-8}$	$5,8 \cdot 10^4$	53
$^{90}\text{Sr}$	29,1 лет	$5,0 \cdot 10^{-8}$	$2,0 \cdot 10^4$	2,7	$8,0 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^4$	5,0

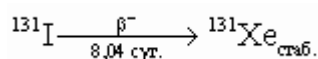
### 13.9. Радиоактивные изотопы иода $^{123}\text{I}$ , $^{125}\text{I}$ , $^{129}\text{I}$ , $^{131}\text{I}$

#### 13.9.1. Образование, миграция в природной среде, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие радионуклидов иода

Из изотопов иода, образующихся в ядерных реакторах при делении нейтронами  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , радиологическую опасность представляют следующие радионуклиды:  $^{129}\text{I}$  ( $1,57 \cdot 10^7$  лет),  $^{131}\text{I}$  (8,04 сут.),  $^{132}\text{I}$  (2,3 ч),  $^{133}\text{I}$  (20,8 ч),  $^{134}\text{I}$  (0,876 ч) и  $^{135}\text{I}$  (6,62 ч). Из них наиболее опасны  $^{129}\text{I}$  и  $^{131}\text{I}$ .

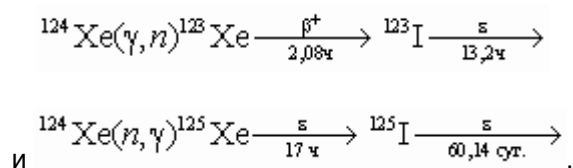


$E_{\text{бмакс}}$ , МэВ	$E_{\text{бср}}$ , МэВ	$V_{\text{б}}$ , %	$E_{\gamma}$ , МэВ	$V_{\gamma}$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,15	0,049	100	0,039	7,5	0,0884

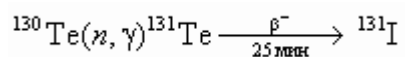


$E_{\text{бмакс}}, \text{МэВ}$	$E_{\text{бср}}, \text{МэВ}$	$V_{\text{б}}, \%$	$E_{\gamma}, \text{МэВ}$	$V_{\gamma}, \%$	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,25	0,069	2,13	0,08	2,62	0,57
0,34	0,097	7,36	0,284	6,06	
0,61	0,191	89,4	0,364	81,2	
			0,673	7,27	
			0,723	1,8	

В медицинских исследованиях, биологии и физической химии нашли широкое применение радионуклиды  $^{123}\text{I}$ ,  $^{125}\text{I}$  и  $^{131}\text{I}$ . Для этих целей  $^{123}\text{I}$  и  $^{125}\text{I}$  получают из  $^{124}\text{Xe}$  по реакциям [49]:



а  $^{131}\text{I}$  — при облучении теллура нейтронами по реакции:



В ядерных реакторах равновесная активность короткоживущих изотопов иода определяется кумулятивным выходом конкретного радионуклида и мощностью реактора. Исходя из этих данных и данных [37], были оценены (и представлены в табл. 13.19) активности радионуклидов иода в поврежденном блоке Чернобыльской АЭС на момент аварии. Суммарная активность изотопов иода перед аварией составляла около  $3 \cdot 10^{19}$  Бк, а объем паров иода при температуре в активной зоне около  $2000^\circ\text{C}$  и давлении  $10^5$  Па был более  $1\text{ м}^3$ .

Предприятия ядерно-энергетического цикла являются источниками загрязнения внешней среды радиоактивными изотопами иода, поскольку, как следует из табл. 13.19, в реакторах накапливаются значительные количества иода. В обычных условиях режима эксплуатации АЭС выбросы иода невелики. Для отечественных реакторов ВВЭР и РБМК нормализованные выбросы составляют 130 и 360 Гбк/ГВт · г., а для зарубежных PWR и BWR — в среднем 5 и 410 Гбк/(ГВт · г.) [15, 51]. При этом в виде элементарного иода выбрасывается около 5 %, а в основном иод находится в форме органических соединений.

При ядерных взрывах радиоактивные изотопы иода составляют значительную часть активности первичных продуктов деления, и они являются одним из составных компонентов загрязнения внешней среды. В начальный момент большая часть активности приходится на короткоживущие изотопы иода  $^{134}\text{I}$  и  $^{135}\text{I}$ , имеющие также и сравнительно высокий собственный выход (табл. 13.20).

**Равновесная активность изотопов йода  
в четвертом блоке Чернобыльской АЭС до аварии**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Активность, Бк	Масса, г
$^{131}\text{I}$	8,04 сут.	$3,18 \cdot 10^{18}$ [37]	692
$^{132}\text{I}$	2,3 ч	$4,8 \cdot 10^{18}$	12,5
$^{133}\text{I}$	20,8 ч	$6,7 \cdot 10^{18}$	160
$^{134}\text{I}$	0,876 ч	$8,0 \cdot 10^{18}$	8
$^{135}\text{I}$	6,61 ч	$6,3 \cdot 10^{18}$	49

Таблица 13.20

**Изменение активности изотопов йода во времени в продуктах мгновенного деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  нейтронами спектра деления (распад/(мин  $\cdot 10^4$  дел.)) [50]**

Радионуклид	Время после деления, мин				
	0	5	10	30	60
<b>Деление <math>^{235}\text{U}</math></b>					
$^{129}\text{I}$	—	$3,48 \cdot 10^{-11}$	$3,66 \cdot 10^{-11}$	$4,07 \cdot 10^{-11}$	$1,09 \cdot 10^{-10}$
$^{131}\text{I}$	$5,36 \cdot 10^{-5}$	$4,87 \cdot 10^{-3}$	$5,05 \cdot 10^{-3}$	$5,3 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$
$^{132}\text{I}$	—	$2,16 \cdot 10^{-3}$	$3,36 \cdot 10^{-3}$	$9,19 \cdot 10^{-3}$	$1,71 \cdot 10^{-2}$
$^{133}\text{I}$	$9,25 \cdot 10^{-3}$	$5,34 \cdot 10^{-2}$	$8,34 \cdot 10^{-2}$	$1,45 \cdot 10^{-1}$	$1,95 \cdot 10^{-1}$
$^{134}\text{I}$	1,15	1,73	2,17	3,64	3,98
$^{135}\text{I}$	$4,82 \cdot 10^{-1}$	1,03	1,02	$9,85 \cdot 10^{-1}$	$9,38 \cdot 10^{-1}$
<b>Деление <math>^{239}\text{Pu}</math></b>					
$^{129}\text{I}$	—	$7,85 \cdot 10^{-11}$	$8,25 \cdot 10^{-11}$	$9,2 \cdot 10^{-11}$	$2,46 \cdot 10^{-10}$
$^{131}\text{I}$	$8,4 \cdot 10^{-5}$	$7,45 \cdot 10^{-3}$	$7,72 \cdot 10^{-3}$	$8,10 \cdot 10^{-3}$	$1,22 \cdot 10^{-2}$
$^{132}\text{I}$	—	$3,09 \cdot 10^{-3}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$	$1,31 \cdot 10^{-2}$	$2,45 \cdot 10^{-2}$
$^{133}\text{I}$	$9,53 \cdot 10^{-3}$	$5,5 \cdot 10^{-2}$	$8,59 \cdot 10^{-2}$	$1,49 \cdot 10^{-1}$	$2,01 \cdot 10^{-1}$
$^{134}\text{I}$	$9,2 \cdot 10^{-1}$	1,38	1,74	2,91	3,18
$^{135}\text{I}$	$4,34 \cdot 10^{-1}$	$9,68 \cdot 10^{-1}$	$9,59 \cdot 10^{-1}$	$9,35 \cdot 10^{-1}$	$8,77 \cdot 10^{-1}$

Йод характеризуется высокой миграционной способностью и, поступая во внешнюю среду и включаясь в биологические цепи миграции, становится источником внешнего и внутреннего облучения.



Радионуклиды иода могут поступать в организм человека и животных через органы пищеварения, дыхания и кожу. Однако поступление иода через кожные покровы составляет всего 1–2 % от резорбированного через органы дыхания. Иод характеризуется высокой величиной всасывания в ЖКТ и легких. Для растворимых соединений она достигает 100 %, а для слаборастворимых соединений определяется их растворимостью.

Миграция по биологическим цепям зависит от физико-химических свойств радионуклида, условий внешней среды и биологических особенностей растений и животных. Основными цепочками являются: растения—человек; растения—животное—молоко—человек; растения—животное—мясо—человек; растения—птица—яйцо—человек; вода—гидробионты—человек. Источниками поступления радионуклидов иода в организм человека являются продукты питания растительного и животного происхождения, особенно молоко, свежие молочные продукты и листовые овощи. У коров с молоком  $^{131}\text{I}$  выводится в количестве 0,4–1,02 % в 1 л, в среднем 0,76 % суточного поступления радионуклида [52]. У коз и овец концентрация  $^{131}\text{I}$  в молоке в несколько раз выше, чем у коров. В мясе накапливаются сотые доли от поступающего количества радионуклида. Однако  $^{131}\text{I}$  в значительных количествах переходит в яйца птиц. Коэффициент накопления  $^{131}\text{I}$  в морских рыбах составляет 10, а в моллюсках и водорослях достигает соответственно 10–70 и 200–500 [53]. Вопросы миграции радиоактивного иода по пищевым цепочкам изложены в [54–56]. Величина и скорость всасывания, накопления радионуклида в органах, скорость выведения из организма зависят от возраста, пола, содержания стабильного иода в диете и других факторов. Особенно большие дозы формируются в щитовидной железе детей, что связано с малыми размерами этого органа, и могут в 2–10 раз превышать дозы облучения железы у взрослых.

Поступивший в организм радиоактивный иод быстро всасывается в кровь и лимфу. Органы и ткани по концентрации иода образуют убывающий ряд: щитовидная железа, почки, печень, мышцы, кости. В щитовидной железе  $^{131}\text{I}$  накапливается достаточно быстро: через 2 часа после поступления в организм содержание радионуклида составляет 5–10 %, через 6 часов — 15–20 %, а через сутки — 25–30 % от введенного количества. При этом при гипертиреозе накопление иода в железе происходит быстрее и через сутки достигает 70–80 %. В нормально функционирующей железе свыше 90 % иода связано с белками. В организме беременной женщины иод через плаценту переходит к плоду. С увеличением срока беременности уровни перехода повышаются. В щитовидной железе плода накапливается до 50–60 % иода, содержащегося в его теле. В железе плода формируются дозы, в десятки раз большие, чем в железе беременной женщины.

Иод выводится из организма в основном через почки. Принято, что при поступлении условному человеку с пищей и жидкостями 200 мкг и с воздухом 0,5–35 мкг иода в сутки с мочой выводится 170 мкг, с калом — 30 мкг, с потом — 6 мкг, с волосами — 2 мкг, с прочими жидкостями — 3 мкг [1]. Выводимый с калом иод является эндогенным и связан с органическими веществами. В период кормления с женским молоком может выводиться 27–63 мкг иода [20].

Из всего организма, из щитовидной железы, печени, почек, селезенки и скелета иод выводится с периодом  $T_6$ , равным 138, 138, 7, 7, 7 и 12 суток соответственно. Выведение иода из целого организма можно описать двумя экспонентами. Составляющая доля 0,7 выводится с  $T_6$ , равным 0,35 сут., а вторая доля — 0,3 с  $T_6$ , равным 100–120 сут. Вторая составляющая отражает задержку иода в щитовидной железе [27].

При этом необходимо учитывать, что из-за различий в энергиях распада и в периодах полураспада изотопов иода величины поглощенных доз при поступлении в организм человека  $3,7 \cdot 10^4$  Бк для различных радионуклидов неодинаковы (табл. 13.21).

**Поглощенные дозы от изотопов иода при поступлении в организм человека  
3,7 · 10<sup>4</sup> Бк каждого радионуклида (мГр) [1]**

Вид излучения	Радионуклид иода					
	<sup>125</sup> I	<sup>129</sup> I	<sup>131</sup> I	<sup>132</sup> I	<sup>133</sup> I	<sup>135</sup> I
β –Излучение	12	91	17	0,22	3,65	0,66
γ –Излучение	4	2	1	0,065	0,17	0,13

В обмене иода в организме выделяют три фазы: претиреоидный (всасывание и обмен его до включения в состав гормонов), тиреоидный (синтез гормонов, их хранение, секреция) и посттиреоидный (обмен гормоносвязанного иода). Короткоживущие изотопы иода «не доживают» до поздних фаз иодного обмена (<sup>132</sup>I, <sup>135</sup>I), что приводит к смещению максимума накопления и равновесного содержания радионуклидов в различных элементах обмена и снижению поглощенной дозы на единицу активности. Эти различия имеют физическую, а не биологическую природу, но сказываются на биологической эффективности радионуклидов.

Тяжесть радиационных поражений при пероральном поступлении <sup>131</sup>I в организм человека определяется следующими количествами МБк/кг: 5 — легкая, 18 — средняя, 55 — тяжелая [1]. Токсичность радионуклида <sup>131</sup>I при поступлении через легкие примерно в 2 раза выше, что обусловлено большой площадью контактного β –облучения. При поступлении меньших количеств <sup>131</sup>I наблюдаются нарушения функции щитовидной железы, незначительные изменения в картине крови, а также изменения некоторых показателей обмена и иммунитета. Облучение щитовидной железы дозами в несколько десятков грей приводит к снижению ее функциональной активности с частичным восстановлением в ближайшие месяцы и возможным последующим новым снижением. Функциональные нарушения проявляются не только уменьшением секреции гормонов, но и снижением их биологической активности. Повреждение железы связывают с непосредственным действием радиации на тиреоидный эпителий, а также с повреждением сосудов.

Статистически значимое учащение опухолей железы отмечено при дозе облучения выше 0,5 Гр. У пострадавших в Хиросиме и Нагасаки и жителей Маршалловых островов вероятность образования опухолей железы повышалась с ростом дозы облучения (1,6–9,3 случаев в год на 10<sup>4</sup> чел.-Гр). Необходимо отметить, что у женщин и детей опухоли возникали в 2–2,5 раза чаще, чем у мужчин. Риск смерти от опухоли щитовидной железы оценивается в 5 · 10<sup>-4</sup> на 1 Гр. В зависимости от дозы облучения латентный период может достигать 25–40 лет. У детей он короче и может составлять около 10 лет.

Биологическое действие <sup>125</sup>I по сравнению с <sup>131</sup>I специфично. Распад <sup>125</sup>I происходит в результате К-захвата, который сопровождается каскадом фотонов характеристического излучения и низкоэнергетических Оже-электронов. Значительная часть этой энергии поглощается коллоидом фолликулов, а также той частью тиреоидного эпителия, где локализованы синтез и секреция гормонов. Ядра клеток облучаются в меньшей степени. Вследствие этого по показателю функционального состояния железы <sup>125</sup>I эффективнее, чем <sup>131</sup>I, а по показателю гибели клеток он менее эффективен.

Долгоживущий <sup>129</sup>I характеризуется малой активностью на единицу массы (6,54 · 10<sup>6</sup> Бк/г.), поэтому при поступлении его в организм человека в значительных количествах будет проявляться токсическое действие иода как химического элемента.

### **13.9.2. Измерение радиоактивности и допустимые концентрации изотопов иода в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

При загрязнении внешней среды, продуктов питания и воды радионуклидами иода их концентрацию определяют с помощью радиометрических и спектрометрических измерений.

Содержание радиоактивных изотопов иода в организме определяют путем измерения  $\beta$ -активности биосубстратов (кровь, моча, кал) и  $\gamma$ -излучения щитовидной железы и тела.

С целью профилактики при работе в зоне, загрязненной радиоизотопами иода, ежедневно принимают 0,25 г иодида калия (под врачебным контролем). Проводят дезактивацию кожных покровов водой с мылом, промывают носоглотку и полость рта. При попадании радионуклидов иода внутрь организма проводят прием внутрь иодида калия 0,2 г, иодида натрия 0,2 г, или сайодина 0,5 г, или таких тиреостатиков, как мерказолил 0,01 г, 6-метилтиоурацил 0,25 г или перхлорат калия 0,25 г. Применяют рвотные средства (1% -й апоморфин — 0,5 мл подкожно) или промывание желудка. Используют отхаркивающие средства с повторным назначением иодистых солей и тиреостатиков, а также мочегонные препараты и обильное питье [22].

Санитарными нормами НРБ-99 минимально допустимые концентрации в воздухе рабочих помещений установлены для  $^{129}\text{I}$ , а максимальные (примерно в  $10^3$  раз больше) — для  $^{134}\text{I}$  (табл. 13.22). Предельно допустимые концентрации других радионуклидов иода напрямую связаны с их ядерно-физическими свойствами (период полураспада и энергия распада). Для населения предельно допустимые концентрации нормами НРБ-99 регламентируются только для долгоживущих изотопов иода (табл. 13.23).

Таблица 13.22

**ПГП,  $\epsilon$  и ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклидов иода, МЗУА и МЗА этих изотопов на рабочем месте [2]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{123}\text{I}$	13,2 ч	Все соединения	$7,6 \cdot 10^{-11}$	$2,6 \cdot 10^8$	$1,1 \cdot 10^5$	$10^2$	$10^7$
		Элементарный иод	$2,1 \cdot 10^{-10}$	$9,5 \cdot 10^7$	$3,8 \cdot 10^4$		
		$\text{CH}_3\text{I}$	$1,5 \cdot 10^{-10}$	$1,3 \cdot 10^8$	$5,3 \cdot 10^4$		
$^{125}\text{I}$	60,1 сут.	Все соединения	$5,3 \cdot 10^{-9}$	$3,8 \cdot 10^6$	$1,5 \cdot 10^3$	$10^3$	$10^6$
		Элементарный иод	$1,4 \cdot 10^{-8}$	$1,4 \cdot 10^6$	$5,7 \cdot 10^2$		
		$\text{CH}_3\text{I}$	$1,1 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^6$	$7,3 \cdot 10^2$		
$^{129}\text{I}$	$1,57 \cdot 10^7$ лет	Все соединения	$3,7 \cdot 10^{-8}$	$5,4 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^2$	$10^2$	$10^5$
		Элементарный иод	$9,6 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^5$	$8,3 \cdot 10^1$		
		$\text{CH}_3\text{I}$	$7,4 \cdot 10^{-8}$	$2,7 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^2$		
$^{131}\text{I}$	8,04 сут.	Все соединения	$7,6 \cdot 10^{-9}$	$2,6 \cdot 10^6$	$1,1 \cdot 10^3$	$10^2$	$10^6$
		Элементарный иод	$2,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^6$	$4,0 \cdot 10^2$		
		$\text{CH}_3\text{I}$	$1,5 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^6$	$5,3 \cdot 10^2$		

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
<sup>132</sup> I	2,3 ч	Все соединения	$9,6 \cdot 10^{-11}$	$2,1 \cdot 10^8$	$8,3 \cdot 10^4$	10	$10^5$
		Элементарный иод	$3,1 \cdot 10^{-10}$	$6,5 \cdot 10^7$	$2,6 \cdot 10^4$		
		СН <sub>3</sub> I	$1,9 \cdot 10^{-10}$	$1,1 \cdot 10^8$	$4,2 \cdot 10^4$		
<sup>133</sup> I	20,8 ч	Все соединения	$1,5 \cdot 10^{-9}$	$1,3 \cdot 10^7$	$5,3 \cdot 10^3$	10	$10^6$
		Элементарный иод	$4,0 \cdot 10^{-9}$	$5,0 \cdot 10^6$	$2,0 \cdot 10^3$		
		СН <sub>3</sub> I	$3,1 \cdot 10^{-9}$	$6,5 \cdot 10^6$	$2,6 \cdot 10^3$		
<sup>134</sup> I	0,876 ч	Все соединения	$4,8 \cdot 10^{-11}$	$4,2 \cdot 10^8$	$1,7 \cdot 10^5$	10	$10^5$
		Элементарный иод	$1,5 \cdot 10^{-10}$	$1,3 \cdot 10^8$	$5,3 \cdot 10^4$		
		СН <sub>3</sub> I	$5,0 \cdot 10^{-11}$	$4,0 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^5$		
<sup>135</sup> I	6,61 ч	Все соединения	$3,3 \cdot 10^{-10}$	$6,1 \cdot 10^7$	$2,4 \cdot 10^4$	10	$10^6$
		Элементарный иод	$9,2 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^7$	$8,7 \cdot 10^3$		
		СН <sub>3</sub> I	$6,8 \cdot 10^{-10}$	$2,9 \cdot 10^7$	$1,2 \cdot 10^4$		

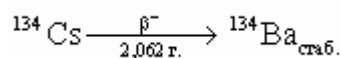
Таблица 13.23

ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП с воздухом, водой и пищей радионуклидов иода и УВ при поступлении этих радионуклидов с водой для населения [2]

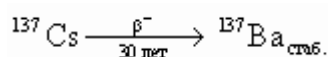
Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sub>воды</sub> Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	
<sup>125</sup> I	60,1 сут.	$1,1 \cdot 10^{-8}$	$9,1 \cdot 10^4$	17	$5,7 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^4$	9,3
<sup>129</sup> I	$1,57 \cdot 10^7$ лет	$6,7 \cdot 10^{-8}$	$1,5 \cdot 10^4$	2,9	$1,9 \cdot 10^{-7}$	$5,3 \cdot 10^3$	1,3
<sup>131</sup> I	8,04 сут.	$7,2 \cdot 10^{-8}$	$1,4 \cdot 10^4$	7,3	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$5,6 \cdot 10^3$	6,3

## 13.10. Цезий $^{134}\text{Cs}$ , $^{137}\text{Cs}$

### 13.10.1. Образование, применение, распределение в организме человека, радиационное воздействие цезия на человека и животных



$E_b$ макс, МэВ	$E_b$ ср, МэВ	$V_b$ , %	$E_\gamma$ , МэВ	$V_\gamma$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,078	0,022	27,4	0,605	97,6	
0,210	0,123	2,47	0,796	85,5	
0,665	0,21	70,1	0,569	15,4	
			0,563	8,38	
			0,802	8,73	
			1,362	304	1,72



$E_b$ макс, МэВ	$E_b$ ср, МэВ	$V_b$ , %	$E_\gamma$ , МэВ	$V_\gamma$ , %	Полн. $E_{\text{расп}}$ на 1 Бк, МэВ
0,520	0,173	94,6	0,6616	94,6	
1,200	0,425	5,4	—	—	0,8486

Радионуклиды  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  образуются в твэлах при работе реактора.  $^{134}\text{Cs}$  образуется по реакции активации  $^{133}\text{Cs}(n, \gamma)^{134}\text{Cs}$  из стабильного  $^{133}\text{Cs}$ , который в свою очередь накапливается при делении урана и плутония с большим выходом. Радионуклид  $^{137}\text{Cs}$  образуется непосредственно при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  тепловыми нейтронами.

Содержание и отношение активностей радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в топливе зависят от времени работы реактора и его мощности. Например, в поврежденном четвертом блоке Чернобыльской АЭС накопленная активность  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в момент аварии составляла соответственно  $1,48 \cdot 10^{17}$  и  $2,96 \cdot 10^{17}$  Бк [37]. По данным Ядерного Центра в Карлсруэ в момент остановки реактора PWR после кампании (с начальным обогащением топлива 3,2 % и выгоранием 33 мВт · сут./кг) в твэлах содержалось  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  соответственно  $5,81 \cdot 10^{15}$  и  $3,96 \cdot 10^{15}$  Бк/т [57].

По данным этого же Центра, на типичном PWR выбросы  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в окружающую среду в виде жидкостей составляют соответственно  $3,3 \cdot 10^{10}$  и  $1,22 \cdot 10^{11}$  Бк/(ГВт(эл) · г.).

Выброс этих радионуклидов в атмосферу через вентиляционную трубу с воздухом в виде аэрозолей относительно мал и составляет соответственно  $2,1 \cdot 10^7$  и  $6,3 \cdot 10^7$  Бк/(ГВт (эл) · г.).

При испытаниях ядерного оружия образуется только  $^{137}\text{Cs}$ , и его максимальная активность в атмосферном воздухе и в почве приходится на 1964 и последующие годы. Расчеты показывают, что к 1963 г., когда закончились испытания ядерного оружия в атмосфере, суммарная активность  $^{137}\text{Cs}$ , выброшенная к этому времени в атмосферу, составляла  $9,62 \cdot 10^{17}$  Бк [48]. Вследствие этих испытаний глобальная плотность загрязнения почв на 1983 г. по  $^{137}\text{Cs}$  составила  $3,3 \cdot 10^9$  Бк/км<sup>2</sup> [58].

Наиболее широко во всех областях науки и техники и в медицине применяется  $^{137}\text{Cs}$ .  $\gamma$ -Излучение  $^{137}\text{Cs}$  используется в химических и радиобиологических исследованиях, в гамма-дефектоскопии, в радиационной технологии.  $^{137}\text{Cs}$  используют в качестве источника  $\gamma$ -излучения для контактной и дистанционной лучевой терапии, а также для радиационной стерилизации.

Цезий хорошо резорбируется при любом пути поступления в организм человека. Всасывание цезия в ЖКТ животных и человека составляет 100 %. На отдельных участках ЖКТ всасывание  $^{137}\text{Cs}$  происходит с различной скоростью. Через 1 ч после введения  $^{137}\text{Cs}$  в орган всасывание по отношению к введенной дозе составляет: в желудке — 7 %, в двенадцатиперстной кишке — 77 %, в тонкой — 76 %, в подвздошной — 78 %, в слепой — 13 % и в поперечно-ободочной кишке — 39 % [59].

Через дыхательные пути поступление  $^{137}\text{Cs}$  в организм человека составляет 0,25 % величины, введенной с пищевым рационом. При пероральном введении основная часть активности вначале сосредоточивается в кишечнике, затем реабсорбируется в нисходящих отделах. Попав в кровь,  $^{137}\text{Cs}$  сравнительно равномерно распределяется по органам и тканям. Путь поступления и вид животного не влияют на характер распределения изотопов. После внутривенного введения  $^{137}\text{Cs}$  быстро покидает кровяное русло [5]. В первые 10–30 мин максимальная концентрация наблюдается в почках. Затем происходит перераспределение, и основное количество активности (до 52,2 %) задерживается мышечной тканью. Через 5 мин после внутривенной инъекции в крови человека обнаруживается 27 % от введенного количества, через 2 ч — 3,5 % и через 10 сут. — 2 %  $^{137}\text{Cs}$ .

В условиях хронического поступления  $^{137}\text{Cs}$  накапливается в организме до определенной величины. Кратность накопления цезия зависит от вида животных. При длительном пероральном введении кратность накопления у кроликов колеблется от 8,1 до 2,3, а у собак она может достигать 30, т. е. в организме может задерживаться в 30 раз больше радионуклида, чем поступает ежесуточно [43].

Выведение  $^{137}\text{Cs}$  из организма происходит в основном через почки. В течение первого месяца с мочой выводится в 6–9 раз больше, чем с калом, и за 1 месяц выводится до 86 % цезия от введенного количества. При хроническом поступлении радионуклида в организм после достижения равновесного состояния выделение  $^{137}\text{Cs}$  с мочой и калом постоянно. Из организма человека  $^{137}\text{Cs}$  выводится с  $T_6$ , равным 70 сут., из мышц, легких и скелета — 140 сут. У 5 лиц со случайно инкорпорированным  $^{137}\text{Cs}$ , подвергавшихся лечению, изучали задержку радионуклида в теле. Установлено, что  $T_6$  при отсутствии лечения у разных лиц составлял 124, 54, 61, 36 и 36 суток, а во время лечения  $T_6$  снизился до 38, 39, 25, 17 и 1,6 суток соответственно.

Поглощенные дозы у пострадавших составили 4, 3, 4, 3 и 11 мЗв. При этом наиболее высокие уровни накопления радионуклида отмечались в области шеи, грудной клетки, живота, глаз и снижались по направлению к голове и нижним конечностям. Установлено, что значения  $T_6$  коррелировали с возрастом и весом пациентов [60].

В период испытаний ядерного оружия в 1962–79 гг. были измерены концентрации  $^{137}\text{Cs}$  на Северной Аляске в глобальных радиоактивных осадках в пищевой цепи лишайник—северный олень—эскимос. Из-за особенностей окружающей среды  $^{137}\text{Cs}$  переходил по пищевой цепи в организм эскимосов с задержкой приблизительно в 2 года. Наибольшая концентрация  $^{137}\text{Cs}$  ( $\sim 7,4 \cdot 10^2$  Бк на кг массы тела человека) отмечалась у эскимосов в 1964 г. К 1979 г. эта концентрация уменьшилась до 18,5 Бк/кг. В период 1962–64 гг. поглощенная доза  $^{137}\text{Cs}$  в организме колебалась от 0,6 до 1,4 мГр/г. и снизилась до 0,08 мГр/г. в 1979 г. [61].

При подкожном, внутривенном и пероральном введении  $^{137}\text{Cs}$  животным в больших количествах у них развивается острая лучевая болезнь. Последствия сильного радиационного воздействия, связанные с попаданием в организм человека  $^{137}\text{Cs}$ , наблюдались после случайно выпитого раствора радионуклида активностью  $1,48 \cdot 10^8$  Бк [62]. Доза облучения организма до полного выведения  $^{137}\text{Cs}$  составила 2,4 Зв. Через трое суток после отравления отмечены жалобы на общую слабость и шум в голове. Отмечены желтое и оранжевое свечение ядер гранулоцитов крови при анализе на люминесцентном микроскопе, дегенеративные изменения клеток костного мозга. Наблюдалось учащение пульса до 100 ударов в мин и колебания артериального давления. Через две недели отмечены жалобы на головную боль, головокружение, боли в области сердца и в желудке, тошноту, сухость во рту. Наблюдалось увеличение печени на 1,5 см. На ЭКГ отмечено

незначительное изменение миокарда. На 17-е сутки отмечено выпадение волос, гиперстезия кожи тела, снижение брюшных и сухожильных рефлексов, усиление вазомоторных реакций, признаки депрессии. В течение первых 9 суток обнаружен лейкоцитоз с последующим снижением лейкоцитов. Изменений со стороны красной крови не отмечено: количество ретикулоцитов колебалось от 3 до 15 %. Показатели длительности кровотечения и времени свертывания крови не уменьшились. Через 2 месяца пострадавший выписался в удовлетворительном состоянии. Однако по прошествии 5 месяцев его самочувствие резко ухудшилось. Появились тошнота, рвота по утрам, а также боли в желудке и сердце, слабость, лабильный пульс, колебания артериального давления, плохой сон, подавленное настроение, снижение сухожильных рефлексов. Выявлено резкое снижение в моче количества 17-кетостероидов (с 20,8 до 8,7 мг). Число лейкоцитов и лимфоцитов, а также эозинофилов уменьшилось, сохранилось желтое и оранжевое свечение ядер у нейтрофилов. После проведения комплекса лечебных мероприятий состояние больного улучшилось, он снова приступил к работе, но работоспособность его стала пониженной.

Данные о последствиях облучения женщины (28 лет) суммарной дозой 2,6 мЗв при попадании  $^{137}\text{Cs}$  внутрь организма в результате разгерметизации цезиевого источника общей активностью  $9,25 \cdot 10^{10}$  Бк приведены в [63]. Было обнаружено пониженное число лейкоцитов в крови и повышенное число хромосомных повреждений в лейкоцитах. Радиометрическими исследованиями установлено, что содержание радионуклида в организме на 8-е и 15-е сутки составило соответственно 240,5 и 188,7 кБк. Суточное выведение с мочой было равно 0,44–1,28 кБк. Введение диуретиков не повлияло на скорость экскрекции  $^{137}\text{Cs}$ . Радионуклид выводился с  $T_{\frac{1}{2}}$ , равным 64 сут. Через 3 недели морфологический состав периферической крови нормализовался. Слабое действие диуретиков авторы связывают с их поздним назначением [63].

### **13.10.2. Методы определения и допустимые концентрации $^{134}\text{Cs}$ и $^{137}\text{Cs}$ в воздухе рабочих помещений и в окружающей среде**

В объектах внешней среды определение  $^{137}\text{Cs}$  проводят осаждением  $\text{Cs}_3\text{SbI}_9$  после предварительного концентрирования радионуклида на ферроцианиде никеля. В почве и донных отложениях определение  $^{137}\text{Cs}$  основано на селективном извлечении его из кислых растворов с помощью фосфомолибдата аммония в динамических условиях. Чувствительность метода при точности измерения  $\beta$ -активности 25 % составляет 962 Бк/проба.

Из пищевых продуктов и растительности  $^{137}\text{Cs}$  концентрируют на осадке ферроцианида никеля и затем выделяют его в виде сурмянисто-иодидной или гексахлортеллуритной соли [64].

Дезактивацию загрязненных рук и лица проводят водой с мылом и моющими порошками. Полости рта и носоглотки промывают физиологическим раствором. Для ускорения выведения радиоактивного цезия из организма принимают сорбенты: коллоидные растворы ферроцена (1,0 : 100,0) или бентонита (20,0 : 200,0) с последующим вызыванием рвоты (0,5 мл 1%-го раствора апоморфина, подкожно) или применяют обильное промывание желудка водой [22].

Из табл. 13.24 и 13.25 следует, что минимальные концентрации  $^{137}\text{Cs}$  в воздухе рабочих помещений для персонала и в атмосферном воздухе для населения ~ в 1,4 раза меньше, чем для  $^{134}\text{Cs}$ , что связано с величиной суммарной энергии распада, выделяющейся на 1 Бк, которая больше при распаде  $^{134}\text{Cs}$ .

Таблица 13.24

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений  
в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$ ,  
МЗУА и МЗА этих радионуклидов на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд перс}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд перс}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г.	МЗА, Бк
$^{134}\text{Cs}$	2,06 лет	Все соединения	$6,8 \cdot 10^{-9}$	$2,9 \cdot 10^6$	$1,2 \cdot 10^3$	10	$10^4$
$^{137}\text{Cs}$	30,0 лет	Все соединения	$4,8 \cdot 10^{-9}$	$4,2 \cdot 10^6$	$1,7 \cdot 10^3$	10	$10^4$

Таблица 13.25

ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП с воздухом, водой и пищей радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$ ,  
УВ при поступлении этих радионуклидов с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ $_{\text{воды}}$ , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{возд перс}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{возд перс}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вод перс}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{вод перс}}$ , Бк/г.	
$^{134}\text{Cs}$	2,06 лет	$6,6 \cdot 10^{-9}$	$1,5 \cdot 10^5$	19	$1,9 \cdot 10^{-8}$	$5,3 \cdot 10^4$	7,3
$^{137}\text{Cs}$	30,0 лет	$4,6 \cdot 10^{-9}$	$2,2 \cdot 10^5$	27	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$7,7 \cdot 10^4$	11,0

## 13.11. Торий Th

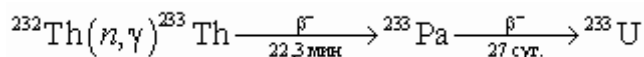
### 13.11.1. Свойства, применение, распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие, токсичность

Торий открыт в 1829 г. Берцелиусом в минералах торитах [86]. Все шесть природных изотопов тория являются членами радиоактивных рядов (семейств). Из них  $^{232}\text{Th}$  ( $1,4 \cdot 10^{10}$  лет) является родоначальником ториевого семейства. В этом же ряду находится и  $^{228}\text{Th}$  (1,91 года). В урановом ряду имеются два изотопа  $^{230}\text{Th}$  ( $7,7 \cdot 10^4$  лет) и  $^{234}\text{Th}$  (24,1 сут.), в актино-урановом — еще два изотопа  $^{227}\text{Th}$  (18,7 сут.) и  $^{231}\text{Th}$  (1,06 сут.). Радионуклиды тория, как и урана, вносят существенный вклад в природную радиоактивность земной коры и в естественный радиационный фон на поверхности Земли. Характеристики радиоактивного распада изотопов тория приведены в [разделе 12](#).

Промышленное значение имеет  $^{232}\text{Th}$ , его содержание в земной коре составляет  $12 \cdot 10^{-4}$  % (масс. кларк) [35]. Содержание в земной коре других природных радионуклидов тория по массе или по активности можно оценить, исходя из значений их периодов полураспада и содержания в земной коре родоначальников рядов  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ . Содержание  $^{228}\text{Th}$  в земной коре составляет  $1,91 \times (12 \cdot 10^{-4}) : (1,4 \cdot 10^{10}) = 1,64 \cdot 10^{-13}$  %, что по массе равно  $3,9 \cdot 10^{10}$  кг, а по активности —



$1,18 \cdot 10^{27}$  Бк.  $^{232}\text{Th}$  является исходным (сырьевым) радионуклидом для получения долгоживущего изотопа  $^{233}\text{U}$  ( $1,585 \cdot 10^5$  лет), который делится тепловыми нейтронами и используется как топливо в ядерных реакторах.  $^{233}\text{U}$  получают в реакторах по реакции



$^{232}\text{Th}$  добывают из торийсодержащих руд. В некоторых минералах содержание  $^{232}\text{Th}$  может достигать 40 масс. %, например в торите и торианите (табл. 13.26).

Таблица 13.26

**Содержание  $^{232}\text{Th}$  в некоторых минералах (масс. %) [65]**

Минерал	Уровень содержания, масс. %
Торит	20–40
Торианит	20–40
Монацит	1–3
Ортит	1–3
Циркон	0,04–0,1

При работе с металлическим торием и его соединениями возможно поступление в организм как тория, так и его дочерних продуктов распада. Торий может попадать в организм человека через органы дыхания, ЖКТ и кожу. Попадая в организм, соли тория гидролизуются с образованием труднорастворимого выпадающего в осадок гидроксида.

Торий в большинстве случаев встречается в виде агрегатов молекул (коллоидов). С белками, аминокислотами и органическими кислотами торий образует прочные комплексы.

Нерастворимые соединения тория могут длительное время задерживаться в легких. При попадании в организм значительные количества тория концентрируются в пульмональных лимфатических узлах. При ежедневном ингаляционном введении тория животным (собаки, крысы) в течение года он в основном концентрируется в легких и в меньшей степени — в печени, почках, селезенке и костях. При внутримышечном, внутривенном и пероральном введении растворимых соединений тория в костной ткани концентрируется от 53 до 75 % радионуклида, а содержание его в других органах не превышает 2 % от введенного количества [66].

Распределение тория в организме зависит от пути введения. При внутривенном введении содержание радионуклида в почках, печени, селезенке и крови относительно больше, чем при подкожном или внутриартериальном введении. В случаях попадания в организм небольших количеств тория он в основном откладывается в костях. При введении в организм торотраста (оксида тория) значительные количества препарата удаляются из крови и поступают в фагоциты ретикулоэндотелиальной системы. Дальнейшие исследования распределения торотраста позволили установить, что ряд дочерних продуктов распада тория могут откладываться в значительных количествах в костях. Некоторая часть коллоидного диоксида тория  $^{232}\text{Th}$  может вместе с дочерним продуктом  $^{228}\text{Th}$  накапливаться в костном мозге. Изучение микрораспределения показало, что  $^{228}\text{Th}$  депонируется исключительно на поверхности костей, в то время как продукты распада накапливаются во всем объеме минеральной части кости.

При нанесении на кожу нерастворимых соединений тория незначительные его количества обнаруживаются в крови, а при нанесении растворимых соединений — и в крови, и во внутренних органах. Выведение конгломератов тория из ретикулоэндотелиальной системы осуществляется с калом и через желчные пути печени. Мономерная форма тория выводится из организма

преимущественно с мочой. Наибольшее количество тория выделяется в первые дни после поступления в организм.

При внутривенном введении двум пациентам 12 и 14 г коллоидного оксида тория соответственно, у одного из них за сутки с мочой выделилось всего 0,37 % и 0,7 % в течение 17 суток; у другого пациента за 108 суток выделилось всего 0,1 % введенного количества. Основное количество тория выводится с калом.

В случае поступления тория через органы дыхания в выдыхаемом воздухе обнаруживается торон. Поведение торона в организме отличается от других продуктов распада. При вдыхании он смешивается с легочным воздухом, диффундирует из легких в ток крови со скоростью около 20 % в мин и разносится по организму.  $T_6$  торона из крови составляет 4,5 мин. В опытах на собаках и других животных показано, что  $T_6$  тория из кости составляет 22 года, а из печени — 700 сут. [67].

Введение  $^{228}\text{Th}$  в количестве  $3,7 \cdot 10^6$  Бк/кг внутрибрюшинно животным (собакам) вызывает их гибель через 5 суток. Введение  $3,7 \cdot 10^3$  Бк/кг приводит к гибели собак через 3 года, что вызвано токсическим действием этого радионуклида [17].

При внутривенном введении соединений тория человеку наблюдается непосредственная реакция организма, заключающаяся в быстро проходящей лихорадке, тошноте, кратковременной анемии, лейкопении или лейкоцитозе. Описаны деструктивные изменения кожи после терапевтического применения тория. Длительное использование обычных терапевтических доз тория вызывает необратимые дегенеративно-атрофические изменения кожи с нарушением эпидермиса, подкожной ткани и кожных капилляров. В тяжелых случаях наблюдаются пузыри на коже с последующей некротизацией и образованием желтых твердых импетигообразных корочек. При лечении кожных поражений у больных через 4 года после терапевтического применения  $^{224}\text{Th}$

наступает атрофия кожи. Торий способствует утолщению хрящей, нарушает рост костей и может накапливаться в хрящевом скелете плода. В результате накопления в костях тория и продуктов его распада в костном мозге и при наличии заметных следов тория в других органах и тканях возникают отдаленные последствия его воздействия. Латентный период развития новообразований обычно составляет несколько лет. Описан случай эндотелиальноклеточной саркомы печени у женщины через 12 лет после инъекции торостата [1]. В [68] изучали отдаленные последствия введения торостата-272 раненым японским военнослужащим в возрасте 20–39 лет за период 1937–1945 гг. Дозы торостата составили  $(0,074, 10,28) \cdot 10^4$  Бк. Контролем служили две группы: обычная популяция японцев одинакового возраста и пола (5 370 300 человек) и 1290 раненых военнослужащих, которым не вводили торостат. У 251 пациента после внутрисосудистого введения торостата обнаружены 40 случаев злокачественных опухолей печени, 2 случая рака легкого, 1 случай остеосаркомы, 22 случая других злокачественных новообразований, 3 случая заболевания крови и 13 случаев цирроза печени. Общая смертность, составившая после введения торостата 59,8 %, оказалась гораздо выше по сравнению с контрольными группами (30,9 и 33,3 %). Смертность от всех злокачественных новообразований составила 24,7 % по сравнению с 5,7 % во второй группе. Продолжительность времени от момента введения торостата до смерти от злокачественных опухолей и цирроза печени составила 20–40 лет.

### 13.11.2. Методы определения тория

Содержание тория в организме определяют путем измерения  $\alpha$ -,  $\gamma$ -излучения в крови, рвотных массах, выделениях, промывных водах, а также в выдыхаемом воздухе (по торону).

Определение тория в почве, растениях и в воде основано на предварительном его извлечении из пробы путем соосаждения с кальцием в виде оксалата, очистке от примесей на анионите АВ-17 с последующим фотометрическим анализом с арсеназо III. Чувствительность метода —  $2 \cdot 10^{-6}$  г/проба; погрешность —  $(\pm 10)$  % [23]. Анализ на содержание тория в золе костей и молоке также основан на соосаждении его с оксалатом кальция с последующим фотометрическим измерением с реактивом «Торон». Чувствительность метода —  $10^{-5}$  г/проба; погрешность —  $(\pm 20)$  % .

Определение суммы изотопов тория в почве, иле и растительности основано на выделении изотопов на катионообменной смоле с последующей сорбцией на люминофоре и измерении их активности.

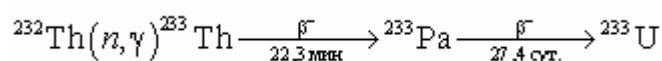
Для определения химического выхода изотопов тория используют радиоактивный индикатор —  $\beta$ -активный  $^{234}\text{Th}$  (24,1 сут.), который добавляют в пробу перед проведением анализа. Чувствительность метода —  $1,85 \cdot 10^{-3}$  Бк/проба [17, 23].

Для определения содержания тория в исследуемых образцах и в объектах окружающей среды наряду с описываемыми деструктивными физико-химическими методами широко применяют ядерно-физические, преимущественно недеструктивные, методы анализа [69–72].

Эти методы дают возможность измерять содержание тория в образцах на уровне концентраций  $10^{-5}$ – $10^{-4}$  % с погрешностью 5–15 %.

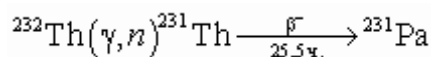
В экспериментах использовали образцы сравнения из нитратных растворов солей тория высокой чистоты, а также образцы горных пород, минералов, аэрозолей, растений [72]. Исследуемые пробы и стандартные образцы облучали в ядерном реакторе потоком нейтронов плотностью  $1,2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$  с кадмиевым фильтром и без него. Использовали также  $\gamma$ -кванты тормозного излучения микротрона МТ-22 плотностью потока  $1 \cdot 10^{10} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}$ .

При облучении тория нейтронами реактора происходит реакция



Содержание  $^{232}\text{Th}$  определяли по  $\gamma$ -активности образования  $^{233}\text{Th}$  ( $E_\gamma = 86,6$  кэВ) или по  $\gamma$ -активности  $^{233}\text{Pa}$  ( $E_\gamma = 311,8$  кэВ) без разложения исследуемых образцов. Погрешность определения тория составляла  $\pm 10$  %.

При облучении образцов  $\gamma$ -квантами тормозного излучения происходит реакция



В этом случае при измерении  $\gamma$ -активности  $^{231}\text{Th}$  ( $E_\gamma = 84,2$  кэВ) предел обнаружения  $^{232}\text{Th}$  составлял примерно  $7 \cdot 10^{-6}$  %.

При загрязнении торием рук, кожи лица и других частей тела проводят дезактивацию водой с мылом или 2–3%-м раствором моющего порошка. При попадании соединений тория внутрь промывают полость рта и носоглотки, принимают противоядие от тяжелых металлов или активированный уголь. Применяют рвотные средства, промывают желудок водой, а также принимают солевые слабительные и очистительные клизмы. В случае ингаляционного поражения (пыль, аэрозоль) принимают внутрь отхаркивающие средства (термопсис с содой, терпингидрат) или вводят внутривенно 10 мл 5%-го раствора пентацина [22].

В табл. 13.27 и 13.28 приведены предельно допустимые концентрации изотопов тория в воздухе рабочих помещений, в атмосфере, воде и пище. Следует обратить внимание на очень низкие для персонала годовые пределы поступления в организм человека с воздухом долгоживущих изотопов тория  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{Th}$ , которые на 3–4 порядка ниже, чем для короткоживущих  $^{231}\text{Th}$  и  $^{234}\text{Th}$  (табл. 13.27), что связано и с токсическим воздействием тория. По этой же причине допустимая концентрация  $^{232}\text{Th}$  в атмосферном воздухе для населения примерно в  $2 \cdot 10^3$  меньше, чем для  $^{90}\text{Sr}$ .

**ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений для персонала  
в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств природных  
радионуклидов тория, МЗУА и МЗА этих изотопов на рабочем месте [2]**

Радио- нуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sup>возд перс</sup> , Бк/г.	ДОА <sup>возд перс</sup> , Бк/м <sup>3</sup> ,	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
<sup>227</sup> Th	18,7 сут.	Оксиды, гидроксиды	$9,6 \times 10^{-6}$	$2,1 \times 10^3$	0,83	10	$1 \times 10^4$
		Иные соединения	$7,8 \times 10^{-6}$	$2,6 \times 10^3$	1,0		
<sup>228</sup> Th	1,91 г.	Оксиды, гидроксиды	$3,9 \times 10^{-5}$	$5,1 \times 10^2$	0,21	1,0	$1 \times 10^4$
		Иные соединения	$3,1 \times 10^{-5}$	$6,5 \times 10^2$	0,26		
<sup>230</sup> Th	$7,7 \times 10^4$ лет	Оксиды, гидроксиды	$1,3 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^3$	0,62	1,0	$1 \times 10^4$
		Иные соединения	$4,0 \times 10^{-5}$	$5,0 \times 10^2$	0,2		
<sup>231</sup> Th	1,06 сут.	Оксиды, гидроксиды	$3,2 \times 10^{-10}$	$6,3 \times 10^7$	$2,5 \times 10^4$	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
		Иные соединения	$2,9 \times 10^{-10}$	$6,9 \times 10^7$	$2,8 \times 10^4$		
<sup>232</sup> Th	$1,4 \times 10^{10}$ лет	Оксиды, гидроксиды	$2,3 \times 10^{-5}$	$8,7 \times 10^2$	0,35	1,0	$1 \times 10^3$
		Иные соединения	$4,2 \times 10^{-5}$	$4,8 \times 10^2$	0,19		
<sup>234</sup> Th	24,1 сут.	Оксиды, гидроксиды	$7,3 \times 10^{-9}$	$2,7 \times 10^6$	$1,1 \times 10^3$	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
		Иные соединения	$6,3 \times 10^{-9}$	$3,2 \times 10^6$	$1,3 \times 10^3$		

ДОО в воздухе,  $\epsilon$ , ППП природных радионуклидов тория с воздухом, водой и пищей в зависимости от их ядерно-физических свойств и УВ при поступлении этих изотопов с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sup>вода</sup> , Бк/кг
		$\epsilon$ , Зв/Бк	ППП, Бк/г.	ДОО, Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon$ , Зв/Бк	ППП, Бк/г.	
<sup>227</sup> Th	18,7 сут.	$1,3 \times 10^{-5}$	77	$1,1 \times 10^{-2}$	$7 \times 10^{-8}$	$1,4 \times 10^4$	16
<sup>228</sup> Th	1,91 г.	$4,7 \times 10^{-5}$	21	$2,9 \times 10^{-3}$	$3,7 \times 10^{-7}$	$2,7 \times 10^3$	1,9
<sup>230</sup> Th	$7,7 \times 10^4$ лет	$1,4 \times 10^{-5}$	71	$8,8 \times 10^{-3}$	$4,1 \times 10^{-7}$	$2,4 \times 10^3$	0,66
<sup>231</sup> Th	1,06 сут.	$1,7 \times 10^{-9}$	$5,9 \times 10^5$	$3,1 \times 10^2$	$2,5 \times 10^{-9}$	$4,0 \times 10^5$	$4,2 \times 10^2$
<sup>232</sup> Th	$1,4 \times 10^{10}$ лет	$2,5 \times 10^{-5}$	40	$4,9 \times 10^{-3}$	$4,5 \times 10^{-5}$	$2,2 \times 10^3$	0,6
<sup>234</sup> Th	24,1 сут.	$2,1 \times 10^{-9}$	$1,1 \times 10^5$	15	$2,5 \times 10^{-8}$	$4,0 \times 10^4$	41

## 13.12. Уран <sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U

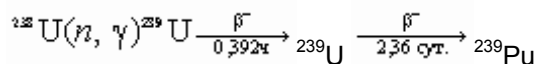
### 13.12.1. Свойства, применение, распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие, токсичность

Уран открыт в виде оксида UO<sub>2</sub> Клапротом в 1789 г. [86] и назван в честь планеты Уран.

Природный уран представляет смесь трех изотопов: 99,274 % <sup>238</sup>U ( $4,47 \cdot 10^9$  лет), 0,72 % <sup>235</sup>U ( $7,04 \cdot 10^8$  лет) и 0,0056 % <sup>234</sup>U ( $2,44 \cdot 10^5$  лет). <sup>238</sup>U и <sup>235</sup>U являются родоначальниками соответственно уранового и актино-урановых семейств, а <sup>234</sup>U генетически связан с <sup>238</sup>U, и их активности равны. Характеристики радиоактивного распада природных изотопов урана приведены в [разделе 12](#).

Радионуклид <sup>238</sup>U и продукты распада его ряда вносят существенный вклад в радиационный фон окружающей среды. Особенно велика роль в радиационном воздействии на человека радиоактивных продуктов распада члена уранового ряда <sup>222</sup>Rn (3,8235 сут.). Поскольку уран содержится во всех природных строительных материалах, в почве и грунте, то газ радон, находящийся с ним в вековом равновесии, в результате диффузии из этих сред попадает в атмосферный воздух и в помещения. Продукты распада радона в основном через легкие попадают в организм человека. Поглощенная доза от этих продуктов составляет около 50 % от дозы, получаемой человеком от всех природных источников облучения на Земле.

<sup>235</sup>U делится тепловыми нейтронами и является топливом для ядерных реакторов. В реакторе с урановой загрузкой (обогащение по <sup>235</sup>U 2–4 %) выгорает не только <sup>235</sup>U, но и <sup>238</sup>U, который по реакции



превращается в  ${}^{239}\text{Pu}$ .

В свою очередь  ${}^{239}\text{Pu}$  делится тепловыми нейтронами и вносит существенный вклад в ядерную энергетику. Реакторы на природном уране, в которых в качестве теплоносителя используется тяжелая вода, работают в Канаде и других странах. Считается, что будущее атомной энергетики будет связано с реакторами, работающими на  ${}^{239}\text{Pu}$ , который будут получать на реакторах-размножителях.

${}^{235}\text{U}$  используется в ядерных и в термоядерных бомбах.

В мире ежегодно добывается более 40 тысяч тонн урана, который идет на нужды атомной энергетики. Наиболее богаты ураном минералы уранинит и настурин, содержащие 56–85 % урана.

Величина всасывания урана в организме человека зависит от растворимости соединений урана и от путей поступления. Через кожу в значительных количествах могут всасываться нитрат уранила, фторид уранила и хлорид уранила, а также диуранаты аммония и натрия. Так, при нанесении на кожу 6,7%-го раствора нитрата уранила через 5 минут в крови обнаружено 0,1–1 мкг/мл урана. Нерастворимые соединения урана ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{U}_3\text{O}_8$ ) практически через кожу не всасываются. По удельному содержанию в различных органах в первые часы после поступления урана (1–4 ч) почки занимают первое место. При внутривенном введении урана человеку содержание урана в большой берцовой кости в течение первых 40 часов составляло от  $2 \cdot 10^{-4}$  до  $23 \cdot 10^{-4}$  от введенного количества. При этом в мягких тканях были более заметные количества, составлявшие 20 % через 2,5 сут. и около 1 % через 62 сут.

На характер распределения урана в организме существенное влияние оказывает его валентность. При внутривенном введении шестивалентный уран до 20 % накапливается в почках, от 10 до 30 % — в костях, и незначительные количества откладываются в печени. Четырехвалентный уран в больших количествах накапливается в селезенке и печени — до 50 %, а в костях и почках 10–20 % . Такой факт связывают с тем, что четырехвалентный уран легко образует соединения с белками, которые не проникают через мембраны, а шестивалентный уран такими свойствами не обладает [1].

Радиографическое исследование почек человека показало, что уран распределяется неравномерно и концентрируется большей частью в корковом слое. Независимо от путей поступления в организм, выделение урана в основном происходит с калом и мочой. Большая часть урана, поступившего в организм, выделяется в первые 24 ч. За первые сутки при внутривенном введении нитрата уранила с мочой выводится около 50 % введенного количества, а с калом — 1–3 % .

У рабочих-дробильщиков урановой руды, длительно подвергавшихся воздействию урановой пыли, выведение с мочой составило 1–5 % общей экскреции урана. Средняя суточная экскреция у контрольных лиц составляла 0,11 мкг/сут. с мочой и 16,1 мкг/сут. с калом.

При ингаляционном поступлении в организм человека  $\text{UO}_2$  и  $\text{U}_3\text{O}_8$  биологический период полувыведения для легких находится в пределах 118–150 сут., а для скелета равен 450 сут. [17, 74].

Уран является токсичным элементом, и вызываемые им острая и хроническая интоксикации характеризуются политропным действием на различные органы [17]. Уран вызывает однотипный характер поражения независимо от растворимости того или иного соединения. Различие заключается лишь в скорости развития интоксикации и степени тяжести поражения. В ранние сроки воздействия сильнее сказывается химическая токсичность элемента, в поздний период преобладает радиационный фактор. Длительное поступление урана в организм человека, когда сказывается его радиобиологическое воздействие как  $\alpha$ -излучателя, ведет к развитию хронической лучевой болезни. Механизмы действия урана на организм человека разнообразны. Уран может вызвать не только функциональные, но и органические изменения как в результате непосредственного действия на организм, так и опосредованно через центральную нервную

систему и железы внутренней секреции. При урановом отравлении наряду с обширной патологией различных органов и систем ведущим является нарушение функции почек. В случае ингаляционного попадания соединений урана в организм человека наибольшую патологию в легких вызывает  $UF_6$ .

### 13.12.2. Методы определения урана

Уран во внешней среде определяют методом радиометрического анализа путем измерения  $\alpha$ -активности сухих и зольных остатков проб с помощью сцинтилляционных детекторов на основе открытых кристаллов CsI(Tl), импульсных ионизационных камер и полупроводниковых кремниевых детекторов. Определение микроколичеств урана в почве проводят фотометрическим способом. Он заключается в экстракции урана трибутилфосфатом из раствора нитрата аммония и трилона Б и реэкстракции раствором арсеназо III. Реэкстракт разбавляют концентрированной азотной кислотой, обработанной мочевиной, и анализируют на фотоколориметре с красным светофильтром. Чувствительность метода:  $10^{-6}$  г/проба; погрешность:  $\pm 20\%$ . При определении урана в других минеральных пробах применяют следующий метод. Пробу разлагают плавиковой кислотой, экстрагируют уран этилацетатом и после реэкстракции определяют его колориметрически в виде комплекса с арсеназо III. Чувствительность этого метода: 3 мкг/проба; погрешность:  $\pm 10\%$ .

Для определения урана в почвах, илах, растениях и тканях животных применяют экстракционно-люминесцентный метод с помощью прибора ЛЮФ-57. Погрешность определения урана в количествах 0,4–2,75 мкг/проба не превышает 7,5%. Определение урана в природных водах основано на концентрировании урана из воды на гидроксиде железа с последующими операциями экстракции трибутилфосфатом, реэкстракции раствором арсеназо III и анализа фотометрическим методом. Чувствительность метода:  $10^{-6}$  г/проба; погрешность:  $\pm 20\%$ .

Определение урана в растениях основано на измерении его люминесценции в перлах NaF. Пробу переводят в раствор и проводят избирательное экстрагирование урана диэтиловым эфиром. Для контроля химического выхода используют  $^{237}\text{U}$  ( $T_{1/2} = 2,3$  сут.) с высокой удельной активностью. Чувствительность метода:  $10^{-11}$  г/проба; погрешность:  $\pm 25\%$ .

В качестве неорганической основы при определении урана в пробах фотолюминесцентным методом используют также  $\text{CaF}_2$  и  $\text{PbMoO}_4$  [72]. При анализе ядерных материалов и отработавшего топлива используют масс-спектрометрический метод анализа, чувствительность которого составляет  $10^{-8}$ – $10^{-10}$  г [91, 92].

Наиболее точным и чувствительным методом определения очень малых количеств урана является активационный метод. Одним из вариантов является облучение всей пробы или выделенного урана потоком тепловых нейтронов (плотностью  $10^{12}$ – $10^{13}$   $\text{см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$ ) с последующим измерением  $\gamma$ -активности продуктов деления  $^{235}\text{U}$  [9]. Пробу, содержащую уран, лучше облучать реакторными нейтронами в кадмиевом фильтре. В этом случае образуется  $^{239}\text{U}$  на резонансных нейтронах, а наведенная  $\gamma$ -активность за счет реакции ( $n, \gamma$ ) на изотопах других элементов будет во много раз меньше, что облегчает обработку полученных данных при активационном анализе проб без разрушения. При активационном анализе проб на содержание урана используется также реакция  $^{238}\text{U}(n, 2n)^{237}\text{U}$  при облучении быстрыми нейтронами ( $E_n > 10\text{МэВ}$ ) и реакция  $^{238}\text{U}(\gamma, n)^{237}\text{U}$  при облучении  $\gamma$ -квантами тормозного излучения электронов ( $E_{\gamma\text{ макс}} \geq 15\text{МэВ}$ ) [71]. В приведенных реакциях образующийся  $^{237}\text{U}$  имеет период полураспада 6,75 сут., испускает  $\beta^-$ -частицы и  $\gamma$ -кванты различных энергий. Чувствительность активационного метода в данном варианте составляет  $(0,5, 2) \cdot 10^{-8}$  г/г пробы. При этом можно одновременно определять содержание в пробе и других элементов.

Основным вредным фактором при добыче урана являются  $\alpha$ -активные аэрозоли и радон. При переработке руд, получении солей и т. д. необходимо увлажнение руды, механизация и автоматизация производственных процессов. Вентиляционная система должна обеспечивать 5–7-кратный обмен воздуха в рабочих помещениях.

При попадании растворов урана на кожу дезактивацию проводят водой с мылом или содовым раствором. При попадании соединений урана внутрь организма принимают слизистые отвары, молоко, яичный белок, 5%-й раствор двузамещенного фосфата натрия (200 мл).

Применяют промывание желудка. После очистки желудка снова принимают 5%-й раствор двузамещенного фосфата натрия. При ингаляционном поражении соединениями урана вдыхают 5%-й пентафацин в виде аэрозоля или 5%-й фосфицин. При болях — внутрь атропин (1 : 100,0 — 0,5 мл). При неукротимой рвоте принимают витамин В<sub>1</sub> с глюкозой или внутримышечно вводят аминазин (0,5%-й раствор — 5 мл). Применяют также солевые слабительные, сернокислый натрий или сернокислый магний (15%-й раствор, ~ 200 мл). Внутривенно вводят 5%-й раствор пентафацина в количестве 40 мл или 10%-й раствор фосфицина — 20 мл. В первые часы после интоксикации внутривенно вводят 0,25 г фонурита — препарата, предупреждающего поражение почек. Проводят капельное вливание 5%-го раствора двууглекислого натрия (50–100 мл). Применяют очистительные клизмы [22].

При поражении гексафторидом урана (UF<sub>6</sub>) немедленно проводят обильное обмывание водой пораженных участков кожи и слизистых оболочек. Промывают кожу 2%-м раствором двууглекислого натрия. Делают содовые ингаляции, примочки. При попадании в желудок принимают внутрь жженую магнезию, глюконат кальция, слизистые отвары. Проводят вдыхание чистого кислорода или карбогена. В случае спазмов голосовой щели принимают атропин 0,5 мл 0,1% раствора. При рвоте вводят внутримышечно 0,5 мл 0,5%-го раствора аминазина [22].

В табл. 13.29 и 13.30 приведены предельно допустимые концентрации природных изотопов урана в воздухе рабочих помещений, в атмосфере, воде и пище. Концентрации в воздухе и годовое поступление с воздухом для персонала некоторых соединений урана <sup>235</sup>U и <sup>238</sup>U определяются их химической токсичностью, а не активностью [7]. Для урана, содержащегося в руде, с учетом остальных членов уранового ряда, МЗУА составляет всего 1,0 Бк/г, а МЗА равен 1 · 10<sup>3</sup> Бк, т. е. на порядок меньше, чем для выделенных изотопов урана.

Таблица 13.29

**ПГП, ε, ДОО в воздухе рабочих помещений для персонала  
в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств природных  
изотопов урана,  
МЗУА и МЗА активность этих радионуклидов на рабочем месте [2]**

Радионуклид	T <sub>1/2</sub>	Тип химического соединения	ε <sup>возд перс</sup> , Зв/Бк	ПГП <sup>возд перс</sup> , Бк/г.	ДОО <sup>возд перс</sup> , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
<sup>234</sup> U	2,44 · 10 <sup>5</sup> лет	UF <sub>6</sub> , UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	5,5 · 10 <sup>-7</sup>	3,6 · 10 <sup>4</sup>	15,0	10,0	1 · 10 <sup>4</sup>
		UO <sub>3</sub> , UF <sub>4</sub> , UCl <sub>4</sub>	3,1 · 10 <sup>-6</sup>	6,5 · 10 <sup>3</sup>	2,6		
		UO <sub>2</sub> , U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	8,5 · 10 <sup>-6</sup>	2,4 · 10 <sup>3</sup>	0,94		
<sup>235</sup> U	7,04 · 10 <sup>8</sup> лет	UF <sub>6</sub> , UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	5,1 · 10 <sup>-7</sup>	2,7 · 10 <sup>4*</sup>	11,0 <sup>*1</sup>	10,0	1 · 10 <sup>4</sup>
		UO <sub>3</sub> , UF <sub>4</sub> , UCl <sub>4</sub>	2,8 · 10 <sup>-6</sup>	7,1 · 10 <sup>3</sup>	2,9		
		UO <sub>2</sub> , U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	7,7 · 10 <sup>-6</sup>	2,6 · 10 <sup>3</sup>	1,0		
<sup>238</sup> U <sup>*2</sup>	4,47 · 10 <sup>9</sup> лет	UF <sub>6</sub> , UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	4,9 · 10 <sup>-7</sup>	6,0 · 10 <sup>3*</sup>	2,4 <sup>*1</sup>	10,0	1 · 10 <sup>4</sup>
		UO <sub>3</sub> , UF <sub>4</sub> , UCl <sub>4</sub>	2,6 · 10 <sup>-6</sup>	6,0 · 10 <sup>3*</sup>	2,4 <sup>*1</sup>		
		UO <sub>2</sub> , U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	7,3 · 10 <sup>-6</sup>	2,7 · 10 <sup>3</sup>	1,1		

<sup>\*1</sup> Концентрация и годовое поступление определяются химической токсичностью этих соединений урана [7].

<sup>\*2</sup> Данные для <sup>238</sup>U представлены в условиях равновесия с <sup>234</sup>Th (24,1 сут.) и <sup>234</sup>Pa<sup>m</sup> (6,7 ч).



ДОО в воздухе,  $\epsilon$ , ППП природных радионуклидов урана с воздухом, водой и пищей в зависимости от их ядерно-физических свойств и УВ при поступлении этих изотопов с водой для населения [2]

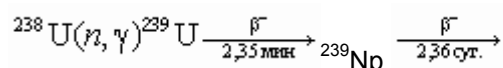
Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sup>вода</sup> , Бк/кг
		$\epsilon$ , Зв/Бк	ППП, Бк/г.	ДОО, Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon$ , Зв/Бк	ППП, Бк/г.	
<sup>234</sup> U	$2,44 \cdot 10^5$ лет	$4,2 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^2$	$3,3 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-7}$	$7,7 \cdot 10^3$	2,9
<sup>235</sup> U	$7,04 \cdot 10^8$ лет	$3,7 \cdot 10^{-6}$	$2,7 \cdot 10^2$	$3,7 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-7}$	$7,7 \cdot 10^3$	3,0
<sup>238</sup> U	$4,47 \cdot 10^9$ лет	$3,6 \cdot 10^{-6}$	$2,9 \cdot 10^2$	$4 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$8,4 \cdot 10^3$	3,1

### 13.13. Нептуний <sup>237</sup>Np, <sup>239</sup>Np

#### 13.13.1. Получение и свойства нептуния

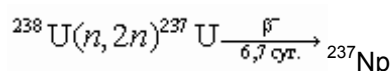
Характеристики радиоактивного распада изотопов нептуния приведены в [разделе 12](#).

Атомный номер нептуния 93. Это первый трансурановый элемент, открытый Мак-Милланом и Эйблсоном в 1940 г. [75] при облучении урана нейтронами по реакции

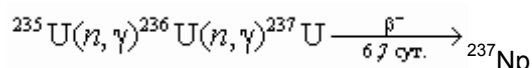


Изотоп <sup>239</sup>Np оказался очень удобным индикатором при исследованиях химических свойств этого элемента.

Единственный долгоживущий изотоп <sup>237</sup>Np ( $2,14 \cdot 10^6$  лет) был получен Уоллом и Сиборгом в 1942 г. [76] при облучении <sup>238</sup>U быстрыми нейтронами по реакции



По этой же реакции происходит накопление весовых количеств <sup>237</sup>Np при облучении урана в ядерных реакторах. Кроме того, в ядерных реакторах <sup>237</sup>Np образуется также по реакции



Из одного реактора ВВЭР-1000 при выгорании топлива 40 ГВт · сут./т в конце кампании выгружается до 17,5 кг <sup>237</sup>Np, что представляет большие трудности при его захоронении или его трансмутации в другие короткоживущие нуклиды путем облучения нейтронами. Трудности захоронения связаны с большим периодом полураспада и, следовательно, выдержкой в десятки миллионов лет, а конверсия на первом этапе приводит к образованию <sup>238</sup>Pu (87,7 лет), который тоже надо трансмутировать.

В природе обнаружены незначительные количества  $^{237}\text{Np}$  и  $^{239}\text{Np}$ . В 1950 г. Пеппард и др. [77] при выделении из урановой руды Бельгийского Конго  $^{239}\text{Pu}$  впервые установили существование в природе  $^{239}\text{Np}$ . В этой же руде в 1952 г. Пеппард идентифицировал присутствие  $^{237}\text{Np}$  [78]. Изотоп  $^{237}\text{Np}$  представляет собой стартовый материал для получения  $^{238}\text{Pu}$ , широко применяемого в космической технике, медицине, микроэнергетике и т. д.

В химических соединениях нептуний проявляет степень окисления от +2 до +7. Металлический нептуний быстро окисляется в атмосфере воздуха с образованием прочной оксидной пленки, защищающей металл от дальнейшего окисления. Металлический порошок нептуния очень активен и может самопроизвольно взрываться на воздухе. Он хорошо растворяется в разбавленных кислотах, а концентрированная серная и соляная кислоты пассивируют металл. Нептуний образует химические соединения с водородом, углеродом, азотом, кислородом, фосфором, кремнием и галогенами. При этом оксиды, фториды, карбиды, силициды, нитриды и фосфаты нептуния растворяются в кислотах, но не растворяются в воде. Малорастворимыми в воде солями являются также соединения четырехвалентного нептуния: оксалат, гидрофосфат, иодат, фениларсонат и комплексные фториды.

### 13.13.2. Радиационное и токсическое воздействие нептуния на человека и животных

На животных показано, что уровень всасывания нептуния из ЖКТ зависит от степени окисления элемента и колеблется от 2,3 % для  $\text{Np(VI)}$  до 0,3 % для  $\text{Np(IV)}$ . Уменьшение содержания металла в химическом соединении приводит к снижению резорбции нептуния. При введении нитрата  $^{237}\text{Np}$  в количествах, меньших 10 мг/кг массы тела, величина резорбции составляет  $2 \cdot 10^{-3}$ , тогда как увеличение содержания металла в 2–5 раз повышает резорбцию в 10 раз.

По данным [25], величину всасывания нептуния из ЖКТ человека принимают равной 0,01. Однако эта величина является завышенной, поскольку установлен эффект влияния массы нептуния на его резорбцию. В большинстве случаев поступление нептуния в организм человека не превышает 1 мг/кг массы тела, а при таких количествах резорбция элемента резко уменьшается. Поэтому наиболее приемлемой считается величина резорбции нептуния, равная  $1 \cdot 10^{-3}$ . Эта величина и принята национальной комиссией по радиологической защите Великобритании [79].

При загрязнении  $^{237}\text{Np}$  неповрежденных участков кожных покровов до 80 % радионуклида распределяется в слое толщиной 100 мкм, а 20 % проникает в более глубокие слои. Резорбция нептуния при капельном загрязнении кожи составляет 0,1 % от поступившего на кожу, в то время как при сухом контактом загрязнении кожи проникновение увеличивается примерно в 2 раза [80].

При подкожном введении  $^{237}\text{Np}$  животным время резорбции колеблется от 10 мин до 1 часа в зависимости от вида животного [80].

Независимо от пути поступления в организм человека резорбированная доля нептуния распределяется между скелетом, печенью и почками. Хорошо растворимые соединения  $\text{Np(V)}$  — цитрат, хлорид, нитрат — имеют скелетный тип распределения. При внутривенном введении этих соединений (рН = 3) радионуклид  $^{237}\text{Np(V)}$  накапливается преимущественно в скелете — 68 % от введенного количества; в печени — до 12 %; в почках содержится менее 5 %. При таком же введении оксалата или нитрата  $^{237}\text{Np(IV)}$  при рН = 3 максимальное содержание радионуклида отмечено в печени — 50 % и скелете — до 44 % от введенного количества. Шестивалентный  $^{237}\text{Np}$  при таких же условиях накапливается в скелете до 52 % и в печени до 23 %, т. е. сохраняется скелетный тип распределения. Уменьшение рН раствора пятивалентного нитрата  $^{237}\text{Np}$  с 3 до 2 приводит к тому, что максимальное содержание радионуклида в скелете снижается до 44 % и в печени — до 8,5 %. Тип распределения  $^{237}\text{Np(IV)}$  при изменении рН от 3 до 2 изменяется на скелетный [80].

В костной ткани нептуний проявляет тропность к органическому матриксу. В отличие от плутония нептуний в большей степени накапливается в периосте и в меньшей — в эндосте кортикальной и губчатой костей.

В случае ингаляционного поступления  $^{237}\text{Np}$  независимо от валентного состояния наблюдается также скелетный тип распределения. Различия в метаболизме соединений  $^{237}\text{Np}$ , находящихся в различных валентных состояниях, проявляются в темпах и уровнях отложения по органам вторичного депонирования. Содержание в органах пяти- или шестивалентного нитрата нептуния в 2–3 раза выше, чем четырехвалентного оксалата. Скорость выведения нептуния из печени одинакова, и  $T_6$  составляет 223–257 суток для всех форм окисления. Четырехвалентный нептуний из скелета выводится значительно медленнее ( $T_6 = 2310$  сут.) по сравнению с шестивалентной формой ( $T_6 = 840$  сут.).

Выведение нептуния из организма животных происходит с мочой и калом. При ингаляции радионуклида в первые сутки выводится с мочой и калом примерно в одинаковых количествах. Эксперименты с внутривенным и внутрибрюшинным введением растворов нептуния указывают на преимущественное выведение этого элемента у животных с мочой. Анализ экспериментальных данных показывает, что соединения нептуния, поступившие в организм, обладают химической токсичностью и вызывают радиационное поражение органов и тканей  $\alpha$ -излучением радионуклида.

Поступление  $^{237}\text{Np}$  в органы дыхания в больших количествах сопровождается острым отравлением. Интратрахеальное поступление в количестве 1,4 МБк/кг массы тела животного приводит к его гибели во время введения. Введение  $^{237}\text{Np}$  в количествах на порядок меньше указанных вызывает раннюю гибель животных в 11,1–17,4 % случаев. Введение  $^{237}\text{Np}$  активностью 1,1 кБк/кг массы тела животных не приводит к их гибели и не сокращает продолжительность жизни. Поступление в легкие оксалата нептуния по критерию смертности в 6 раз эффективнее нитрата. Повреждения легких выражаются обширными кровоизлияниями, массивной деструкцией альвеолярных перегородок и эпителиального слоя, отеком стромы. При внутривенном введении растворимых соединений нептуния, например нитрата  $^{237}\text{Np}$  в количестве 0,17 МБк/кг массы тела или цитрата в количестве более 0,11 МБк/кг, наблюдается высокая гибель животных в первые 7 суток. Животные, пережившие острый период поражения, погибают после 300 сут., и продолжительность их жизни меньше, чем у контрольных [80]. В случаях хронического поступления  $^{237}\text{Np}$  в организм животных наблюдается в основном радиационное воздействие, а не токсическое отравление. Ежедневное введение  $^{237}\text{Np}$  приводит к поражению органов кроветворения, печени и почек. Хроническое внутрибрюшинное введение  $^{237}\text{Np}$  60 кБк/кг в сутки, создающее суммарную поглощенную дозу в скелете животных более 15 Гр, вызывает апластические изменения костного мозга, характерные для острой лучевой болезни. Изменения в печени и почках при хроническом поступлении нептуния обусловлены также радиационным воздействием, поглощенные дозы в печени выше 4,5 Гр и в почках выше 6 Гр. Установлено, что вклад токсического воздействия нептуния в патологию органов наблюдается при поступлении  $^{237}\text{Np}$  в количествах более 0,11 МБк/кг в сутки [80].

В отдаленные сроки независимо от пути и ритма поступления  $^{237}\text{Np}$  в организм животных наблюдается развитие опухолей различной локализации. С увеличением дозы поступления  $^{237}\text{Np}$  частота опухолей возрастает. При одинаковых дозах в скелете в опытах с хроническим введением нептуния остеосаркомы возникают в 1,5–4 раза чаще, чем при однократном введении. Выявлена высокая частота опухолей печени и почек (2–4 % при дозе 0,01–0,42 Гр), а также лейкозов (2–9 % при дозе в скелете 1–7 Гр).

### 13.13.3. Методы определения нептуния

Определение содержания  $^{237}\text{Np}$  в различных объектах проводят как по  $\alpha$ -активности [9, 83], так и другими методами. Метод кулонометрии с разверткой потенциала позволяет определять  $5 \cdot 10^{-5}$  % нептуния в солях и оксидах урана без предварительного выделения [81]. В [82] предложен более чувствительный метод потенциостатической вольтамперометрии, позволяющей относительным методом определять в присутствии урана 0,05–0,1 мкг нептуния при объеме раствора в ячейке 10–12 мл. Метод, основанный на люминесценции кристаллофосфора  $\text{CaF}_2 : \text{Np}$ , позволяет определять  $10^{-10}$ – $10^{-11}$  г  $^{237}\text{Np}$  в пробах. Абсолютный предел обнаружения этим методом составляет  $5 \cdot 10^{-12}$  г. Метод состоит в том, что измеряемое количество  $^{237}\text{Np}$  в виде азотнокислого раствора смешивается с порошком  $\text{CaF}_2$ . Порошок высушивают и прокалывают при температуре ниже температуры плавления. Для возбуждения люминесценции  $\text{Np}$  в  $\text{CaF}_2 : \text{Np}$  в данной работе использовали импульсный лазер с  $\lambda = 337$  нм, длительностью вспышки 10 нс и частотой  $100 \text{ с}^{-1}$ . Время затухания люминесцентного нептуния в  $\text{CaF}_2$  составляет 524 мкс и не зависит от длины волны регистрируемого участка спектра.

Регистрацию люминесцентного излучения  $^{237}\text{Np}$  в  $\text{CaF}_2$  осуществляли с помощью фотоумножителя через 20 мкс после вспышки лазера. Определению  $^{237}\text{Np}$  мешают уран и цезий, если их количество превышает содержание нептуния более чем в 100 и 1000 соответственно [72].

Для уменьшения влияния урана на определение содержания  $^{237}\text{Np}$  в пробах в качестве основы фосфора используют  $\text{PbMoO}_4$ , а не  $\text{CaF}_2$ . Это позволяет определять нептуний в присутствии  $10^5$ -кратных количеств урана при содержании  $^{237}\text{Np}$  в пробах в пределах  $0,5 \cdot (10^{-5} \cdot 10^{-9})$  г [72]. Определение содержания  $^{237}\text{Np}$  до  $1 \cdot 10^{-7}$  г осуществляют также спектрофотометрическим методом с арсеназо III.

В случае попадания растворов и сухих солей нептуния на кожный покров рекомендуется дезактивация водой с хозяйственным мылом, 5% раствором пентацина и пастой для дезактивации кожи [22].

При аварийном поступлении нептуния в легкие рекомендуется промывание носоглотки и полости рта 2%-м раствором фосфицина и лечебные ингаляции 5–10% -м раствором пентацина. Применяют промывание желудка обильным количеством воды, используют очистительные клизмы.

В табл. 13.31 и 13.32 приведены предельные поступления в организм человека  $^{237}\text{Np}$  и  $^{239}\text{Np}$  с воздухом для персонала и населения, а также концентрация этих радионуклидов в воздухе, воде и пище для населения. Из табл. 13.32 следует, что допустимая концентрация в воздухе  $^{237}\text{Np}$  для населения имеет величину  $5,4 \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup>. Это значение — одно из самых низких, которые присущи в основном таким актиноидам, как  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{252}\text{Cf}$ .

Таблица 13.31

**ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений для персонала в зависимости от ядерно-физических свойств радионуклидов нептуния, МЗУА и МЗА этих радионуклидов на рабочем месте [2]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{237}\text{Np}$	$2,14 \cdot 10^6$ лет	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$9,5 \cdot 10^2$	0,38	1,0	$1 \cdot 10^3$
$^{239}\text{Np}$	2,36 сут.	$9,0 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^7$	$8,9 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^2$	$1 \cdot 10^7$

Таблица 13.32

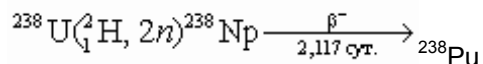
**ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП радионуклидов  $^{237}\text{Np}$  и  $^{239}\text{Np}$  с воздухом, водой и пищей в зависимости от их ядерно-физических свойств и УВ при поступлении этих изотопов с водой для населения [2]**

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sub>вода</sub> , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	
$^{237}\text{Np}$	$2,14 \cdot 10^7$ лет	$2,3 \cdot 10^{-5}$	43	$5,4 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$4,8 \cdot 10^3$	1,3
$^{239}\text{Np}$	2,36 сут.	$1,2 \cdot 10^{-9}$	$8,3 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^2$	$5,7 \cdot 10^{-9}$	$1,8 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^2$

## 13.14. Плутоний $^{238}\text{Pu}$ , $^{239}\text{Pu}$

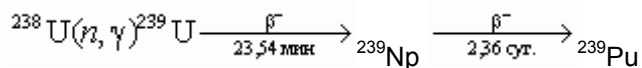
### 13.14.1. Получение, свойства, применение, поступление в окружающую среду

Первым в 1940 г. Сиборгом и Мак-Миллоном и др. был открыт изотоп  $^{238}\text{Pu}$  (87,7 лет) при бомбардировке урана дейтронами [84]



Как непосредственный сосед нептуния, элемент был назван в честь планеты Плутон, соседней с планетой Нептун.

В 1941 г. Сиборг и его сотрудники [86] идентифицировали  $^{239}\text{Pu}$  ( $2,41 \cdot 10^4$  лет) как продукт распада  $^{239}\text{Np}$ , который был получен при облучении урана нейтронами:

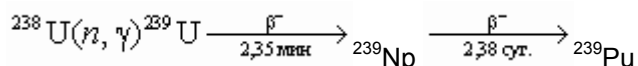


Характеристики радиоактивного распада изотопов приведены в разделе 12.

Плутоний — трансурановый элемент с атомным номером 94, представляет собой серебристый металл с температурой плавления  $639^\circ\text{C}$ . Имеет шесть аллотропических модификаций. При нагревании на воздухе быстро окисляется и при  $300^\circ\text{C}$  самовозгорается. При нагревании в присутствии водорода, углерода, азота, кислорода, фосфора, мышьяка, фтора, кремния, теллура образует с этими элементами твердые нерастворимые соединения. Диоксид плутония, полученный при низких температурах, легко растворяется в концентрированной соляной и азотной кислотах. Прокаленный диоксид трудно растворим в этих же кислотах.

В соединениях плутоний проявляет степень окисления от +2 до +7, а в водных растворах образует ионы, отвечающие степеням окисления от +3 до +7. При этом в растворе одновременно в равновесии могут находиться все степени окисления, кроме  $\text{Pu}^{7+}$ . Ионы плутония в растворе гидролизуются и легко образуют комплексные соединения. Способность к образованию комплексных соединений увеличивается в ряду  $\text{Pu}^{5+} < \text{Pu}^{6+} < \text{Pu}^{3+} < \text{Pu}^{4+}$ .

В природе  $^{239}\text{Pu}$  обнаружен в урановых рудах, где он образуется по реакции



Его содержание составляет от 0,4 до 15 частей элемента на  $10^{12}$  частей урана [84].

Поскольку  $^{239}\text{Pu}$  является ядерным топливом, то потребность в нем постоянно возрастает. Производят  $^{239}\text{Pu}$  в реакторах-размножителях, работающих на быстрых нейтронах. Чистый  $^{239}\text{Pu}$  (без примесей  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ ) получают в реакторах по специальной технологии и используют в ядерных и термоядерных бомбах. Радионуклид  $^{238}\text{Pu}$  применяется для приготовления атомных электрических батарей и нейтронных ( $\alpha$ ,  $n$ ) источников, для получения тепловой энергии в космических аппаратах. Более тяжелый изотоп  $^{241}\text{Pu}$  тоже делится тепловыми нейтронами и является основным источником получения изотопа  $^{241}\text{Am}$ .

В окружающую среду плутоний попадает в результате испытаний ядерного оружия, при разгерметизации  $\alpha$ -источников тепло- и электроснабжения, используемых на летательных аппаратах, а также на некоторых этапах ядерного топливного цикла и при авариях на атомных электростанциях. В период испытаний ядерного оружия с 1945 по 1976 г. в атмосферу поступило около 13 ТБк  $^{239}\text{Pu}$ , 360 ТБк  $^{240}\text{Pu}$ , 0,13 ТБк  $^{241}\text{Pu}$  и других трансурановых элементов с массовыми

числами более 241 [85]. На  $^{241}\text{Pu}$  в этих выбросах приходится основная доля активности. Этот радионуклид имеет период полураспада, равный 14,4 года, испускает мягкое  $\beta$ -излучение и переходит в  $^{241}\text{Am}$ , относительное содержание которого в глобальных выпадениях по отношению к  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{240}\text{Pu}$  составило на 1990 г. около 25 %. К 2040 г. этот вклад возрастет примерно в 2 раза [1]. Производство ядерной энергии, переработка ядерного топлива и захоронение отходов вносят гораздо меньший вклад в выбросы плутония в окружающую среду по сравнению с испытаниями ядерного оружия. Значительные количества  $^{238}\text{Pu}$  поступили в атмосферу в апреле 1964 г., когда разрушилась энергетическая установка на навигационном спутнике, содержащем 0,63 ТБк  $^{238}\text{Pu}$ , что привело к удвоению концентрации этого радионуклида в околоземной атмосфере [85]. Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г. также привела к загрязнению  $^{239}\text{Pu}$  значительных территорий.

Миграция плутония в окружающей среде обусловлена растворимостью его соединений в природных средах, и, следовательно, перемещение по цепи почва—растения—животные—человек сильно зависит от первоначальной химической формы плутония. Образующееся при ядерных взрывах сравнительно небольшое количество тугоплавких оксидов плутония практически нерастворимо. Большая часть излучения при взрывах попадает в атмосферу в виде отдельных атомов. После глобального выпадения плутоний в основном (~ 99 %) находится в почве и в донных отложениях. Туда же попадают и выбросы атомной промышленности. Количество плутония, находящегося в биологических компонентах экосистем, составляет менее 1 % от поступивших в окружающую среду. Причем количество плутония, связанного с животным миром, во много раз меньше, чем связанное с растениями [85]. Плутоний, находящийся в почве, имеет в основном (до 90 %) нерастворимую четырехвалентную форму, коэффициент диффузии которой около  $10^{-9}$  см<sup>2</sup>/с. В зависимости от источника поступления и состава почвы, до 10 % плутония от находящегося в ней количества может быть в растворимой и доступной для усвоения растениями форме. Установлено, что наибольшие концентрации плутония имеют низкорослые растения (травы, лишайники, мхи). В результате процессов ветрового переноса и эрозии концентрация плутония на некоторых участках поверхности почвы может оказаться на несколько порядков выше, чем накопление плутония за счет усвоения. Коэффициент накопления плутония в почве при внешнем загрязнении зависит от ее состава и изменяется в пределах от  $10^{-1}$  до  $10^{-3}$ , а коэффициент накопления активного поглощения растениями находится в пределах  $10^{-3}$ – $10^{-8}$  [85].

### 13.14.2. Поступление и распределение в организме человека и животных, радиационное воздействие

Поступление изотопов плутония через органы дыхания наблюдается у работников плутониевых заводов, у людей, проживающих вблизи предприятий по переработке ядерного топлива, а также у людей, вдыхающих с атмосферным воздухом глобальный плутоний, образовавшийся при ядерных взрывах. Следует отметить, что в связи с глобальным распространением за период с 1953 по 1990 г. концентрация плутония в легких людей возросла с 0,007 Бк/кг до 0,2 Бк/кг, т. е. более чем в 28 раз. При этом концентрация плутония в лимфатических узлах легких в 6,5 раза выше, чем в легочной ткани [85].  $T_6$  плутония из легких человека составляет 250–500 сут. [87]. С увеличением диаметра частиц от 0,2 до 10 мкм отложение плутония в легочной ткани уменьшается с 50 до 5 %, но возрастает его содержание в носоглоточной области с 5 до 85 %. Аэрозоли соединений плутония с диаметром частиц около 1 мкм откладываются в легких в количестве до 25 % [27]. Диоксид  $^{239}\text{Pu}$ , полученный при высокой температуре (600–1000 °С), практически из легких не всасывается в кровь, а концентрируется в лимфатических узлах легких. В легких собак через 4 года после ингаляции диоксида  $^{239}\text{Pu}$  обнаружено 42 %, в лимфатических узлах — 49 %, в скелете — 2 %, в печени — 5 %, в мышцах — 1 % [87]. Если же диоксид плутония приготовлен при комнатной температуре, то до 20 % от поступившего резорбируется из легких в кровь и распределяется между печенью и скелетом [79].

Резорбция из легких соединений  $^{238}\text{Pu}$  происходит быстрее, чем соединений  $^{239}\text{Pu}$ . Диоксид  $^{238}\text{Pu}$  свободнее проходит альвеольно-капиллярный барьер, в небольших количествах задерживается в лимфатических узлах и в значительных количествах, так же, как растворимый нитрат  $^{239}\text{Pu}$ , откладывается в органах вторичного депонирования. Объясняется это большей растворимостью оксидов  $^{238}\text{Pu}$  по сравнению с оксидами  $^{239}\text{Pu}$ . Для  $^{238}\text{PuO}_2$   $T_6$  из легких животных составляет 30 сут., тогда как для  $^{239}\text{PuO}_2$  — 150–500 сут. Растворимые соединения плутония выводятся из легких в среднем в 3 раза быстрее, чем нерастворимые. Установлено, что у новорожденных животных всасывание плутония из ЖКТ в 100 раз выше, чем у взрослых животных, но к моменту прекращения молочного вскармливания оно становится таким же, как у взрослых [1].

Комплексные соединения плутония всасываются в значительно больших количествах, чем простые соединения и оксиды. Всасывание цитратов плутония (комплексные соединения) в 2–20 раз выше, чем нитратов. Обращает на себя внимание высокая всасываемость биологически инкорпорированного плутония (плутоний вводили животным, ткани и органы которых затем скармливали другим животным). Установлено на животных, что плутоний в степени окисления +6 всасывается из ЖКТ на 3 порядка больше, чем плутоний в степени окисления +4. Однако всасывание оксида плутония в смеси с оксидом калия такое же, как и растворимых соединений [79, 88].

При введении в ЖКТ небольших количеств плутония (мкг), близких к уровням, которые могут поступать в организм при существующем загрязнении окружающей среды, всасывание плутония на порядок выше по сравнению с всасыванием больших количеств (мг).

Нитрат  $^{239}\text{Pu}$ , нанесенный на неповрежденную кожу ладоней человека, всасывается очень медленно, и за 8 ч. общая величина резорбции составляет  $1,5 \cdot 10^{-5}$ . Резорбция нитрата плутония через кожу животных может достигать нескольких процентов, и она возрастает с повышением кислотности раствора.

Из мышечной ткани наиболее быстро всасывается шестивалентный плутоний, введенный в форме плутонилнитрата, растворенного в соляной кислоте. При этом резорбируется 60 % с  $T_6$ , равным 6 сут., и 40 % с  $T_6$ , равным 184 сут. Наиболее медленно из мышечной ткани всасывается нитрат  $^{239}\text{Pu}$ ,  $T_6 = 495$  сут. [88].

Независимо от пути поступления и химической формы плутония органами его вторичного депонирования являются скелет, печень и почки. Химическая форма плутония оказывает существенное влияние на уровни отложения радионуклида в органах депонирования. При внутривенном введении скелетный тип отложения наблюдается для цитрата  $^{239}\text{Pu}$ , аскорбината плутония, плутонилнитрата и хлорида (до 45–70 %). Нитрат  $^{239}\text{Pu}$  и плутонийпентакарбонат аммония задерживаются при таком же введении в основном в печени (39,7 и 84 % соответственно), при меньшем отложении — в скелете (29,4 и 7,0 % соответственно). Комплексные соединения плутония плохо гидролизуются и легко проходят печеночный барьер в комплексе с белками; откладываются преимущественно в скелете [88].

В случае поступления плутония в профессиональных условиях принимают, что в скелете и печени откладываются равные количества плутония — по 45 %,  $T_6$  из скелета принимают равным 100 годам, из печени — 40 годам. Принято также, что из всего резорбированного плутония доля, поступившая в гонады, составляет  $3 \cdot 10^{-4}$  для мужчин и  $10^{-4}$  для женщин [27].

В костях плутоний распределяется неравномерно. В губчатой кости концентрация плутония в 2–3 раза выше, чем в компактной. У всех видов животных и человека микрораспределение плутония в костной ткани характеризуется отложением радионуклида на поверхностях костных структур, т. е. отмечена тропность плутония к органическому матриксу кости. С течением времени плутоний перемещается в неорганическую часть кости и «замуровывается». Некоторое количество плутония захватывается макрофагами и переходит в костный мозг. Отмечены различия в микрораспределении плутония в растущем организме. В ранние периоды микрораспределение плутония в печени характеризуется относительной равномерностью. В отдаленные сроки на автордиограммах срезов печени появляются большие скопления  $\alpha$ -треков — «звезды». Аналогичная картина наблюдается и на легких.

Выведение плутония из организма происходит в основном с калом и мочой.

Различают острое, подострое и хроническое лучевое поражение плутонием. Острое поражение характеризуется резким сокращением продолжительности жизни, уменьшением массы тела, развитием геморрагического синдрома и угнетением костномозгового кроветворения, некробиотическими изменениями внутренних органов. Острая форма лучевой болезни у животных развивается после введения 418 кБк/кг массы тела кроликам и 92,5 кБк/кг массы тела собакам. При этом гибель животных наступает в первые 2–3 недели от кровоизлияний в различных органах.

Для подострого лучевого поражения плутонием характерно сокращение продолжительности жизни, изменения со стороны сосудистой системы, умеренное угнетение костномозгового кроветворения. Хроническое поражение характеризуется небольшим сокращением

продолжительности жизни, полиморфностью симптоматики с развитием в отдельные периоды гиперпластических и кипопластических процессов в облученных тканях и органах. Количество  $^{239}\text{Pu}$ , вызывающее хроническое поражение, составляет для собак менее 4 кБк/кг, для свиней — менее 48 кБк/кг и для кроликов — менее 74 кБк/кг.

По критерию продолжительности жизни наименее токсичным являются внутривенное или внутрибрюшинное введение цитрата  $^{239}\text{Pu}$ . Неэффективное количество в этом случае составляет 22,2 кБк/кг. При ингаляционном введении этого же соединения плутония неэффективное количество равно 5,5 кБк/кг, т. е. радиационное воздействие при поступлении плутония через легкие возрастает. При различных путях поступления органы животных получают неодинаковую дозовую нагрузку. В случае внутривенного и внутрибрюшного введения основная дозовая нагрузка приходится на скелет и печень. В случае ингаляционного поступления большая доза аккумулируется в легких [1]. Развитие пневмосклероза после ингаляции растворимых и нерастворимых соединений плутония является основной неопухоловой формой отдаленных последствий. При этом частота, тяжесть и распространенность процесса возрастает с увеличением поглощенной дозы, а латентный период уменьшается. Минимальная пневмосклерозогенная доза для легких от поступления  $^{239}\text{Pu}$  находится в диапазоне 0,4–0,6 Гр. Опухоли в легких могут развиваться при дозах от 0,04 до 20 Гр при поступлении как растворимых, так и нерастворимых соединений  $^{239}\text{Pu}$ .

При поступлении в легкие соединения плутония в 2–4 раза токсичнее  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{242}\text{Cf}$ .

### 13.14.3. Методы определения плутония

Для количественного определения плутония в окружающей среде и организме человека используют следующие методы: кулонометрический (чувствительность  $5 \cdot 10^{-9}$  г/мл), люминесцентный ( $5 \cdot 10^{-9}$  г/мл), радиометрический с адсорбцией на сцинтилляторе или после предварительного концентрирования  $^{239}\text{Pu}$  (1,9 Бк/л), спектрометрический с арсеназо ( $2 \cdot 10^{-6}$  г/мл), а также колориметрический, титрометрический и др. [9, 72, 83, 84]. Метод кулонометрии является абсолютным методом анализа, обладает высокой точностью и правильностью определения малых количеств вещества. Он широко используется при определении содержания в пробах урана, нептуния, плутония и других элементов [72].

Методы определения плутония, нептуния и урана, основанные на использовании люминесцентных свойств этих элементов, описаны в [72, 89, 90]. Анализ по люминесценции кристаллофосфоров основан на введении ионов определяемых элементов (Pu, Np или U) в кристаллическую решетку неорганических соединений ( $\text{CaF}_2$ ,  $\text{CaWO}_4$ ,  $\text{PbWO}_4$  и др.). Приготовление кристаллофосфоров проводят в кварцевых тиглях емкостью ~ 2 мл, в которые помещают 50–100 мг неорганической основы и вводят 0,1–0,5 мл анализируемого раствора, содержащего плутоний, уран или нептуний. Содержимое упаривают досуха под ИК-лампой, прокаливают в муфельной печи при 600–1000 °С в течение 0,5–2 ч. Полученные порошки кристаллофосфоров помещают в специальные кюветы и закрывают кварцевым стеклом. Спектры люминесценции регистрируют прибором СДЛ-1 с возбуждением люминесценции УФ-светом ртутной лампы с фильтром УФС-6 или на установке СДЛ-2 с возбуждением светом дуговой ксеноновой лампы с монохроматором МДР-12 ( $\lambda = 220, 1000$  нм). В качестве источников возбуждения используют также  $\text{N}_2$ -лазер ЛГИ-21 с  $\lambda = 337$  нм и He-Ne-лазер ЛГ-78 с  $\lambda = 633$  нм. В табл. 13.33 приведены пределы обнаружения  $^{239}\text{Pu}$ , Np и U этим методом. Из таблицы следует, что молибдат свинца как основа может быть применен при одновременном определении плутония, нептуния и урана в одной пробе. Для снижения температуры прокаливания в [72] рекомендуют к  $\text{PbMoO}_4$  добавлять легкоплавкие соли  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  (3 %) —  $\text{CaF}_2$  и  $\text{Na}_2\text{MoO}_4$  (3 %). Установлено, что элементы-гасители люминесценции — железо и редкоземельные элементы — могут присутствовать в пробах в количествах, в  $10^4$  раз превышающих количества анализируемого нуклида.

Широкое применение в анализе отработавшего топлива имеет масс-спектрометрический метод, в частности, при определении плутония и урана, изотопный состав и содержание которых являются одним из основных параметров облученного топлива. Принципиальная возможность такого анализа показана в [91, 92]. Разработанная в них методика дает возможность определения наногаммовых количеств плутония и урана с точностью, сравнимой с получаемой при традиционно проводимом анализе. При этом используют масс-спектрометры несерийного производства, снабженные импульсно-счетной детектирующей системой. Такие приборы



используются МАГАТЭ в инспекционной сети системы гарантий. Анализ на плутоний проводят методом изотопного разбавления, который требует его выделения и очистки от урана и других тяжелых элементов. Плутоний селективно выделяют на анионите ВП-1-АП в среде 7,5 М HNO<sub>3</sub> при предварительной стабилизации Pu(IV) с помощью гидразиннитрата [92]. В качестве метки используют <sup>242</sup>Pu (3,76 · 10<sup>5</sup> лет), измерение изотопных отношений проводят на масс-спектрометре. Для анализируемых проб, содержащих 0,1 мкг плутония, погрешность измерения изотопных отношений составляет менее 0,2 %.

Содержание <sup>239</sup>Pu в пробах можно понизить до 10<sup>-8</sup>–10<sup>-11</sup> г, если применить электролитическое нанесение плутония [94], а регистрацию ионов осуществлять с помощью анализатора импульсов, каждая группа каналов которого соответствует определенной массе изотопа.

При аварийном поступлении растворимых соединений плутония в легкие рекомендуется промывание носоглотки и полости рта водой. Применяют лечебные ингаляции с 5–10%-м раствором пентацина. Используют слабительные, промывают желудок, применяют очистительные клизмы. Для дезактивации загрязненного кожного покрова используют хозяйственное мыло, 5%-й раствор пентацина и дезактивирующие пасты [22].

В табл. 13.34 и 13.35 приведены пределы годового поступления <sup>238</sup>Pu и <sup>239</sup>Pu с воздухом для персонала и населения и пределы годового поступления этих радионуклидов с водой и пищей для населения. Допустимые концентрации в воздухе рабочих помещений и в атмосферном воздухе для <sup>239</sup>Pu, как и для большинства трансурановых элементов, очень малы, и для растворимых соединений плутония составляют соответственно ~ 3,2 · 10<sup>-2</sup> и 2,5 · 10<sup>-3</sup> Бк/м<sup>3</sup>.

Таблица 13.33

**Состав и свойства некоторых кристаллофосфоров и пределы обнаружения Pu, Np и U в пробах фотолюминесцентным методом [72]**

Основа кристаллофосфора	Определяемый элемент	Предел обнаружения, 10 <sup>-9</sup> г	T <sub>прокал</sub> , °С	T <sub>регр</sub> , °С	λ, нм
PbMoO <sub>4</sub>	Pu	5	950	20	1986
	Np	5	950	20	1713
	U	50	950	20	507
PbMoO <sub>4</sub> + 3% Na <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub>	Pu	5	850	20	1986
	Np	5	850	20	1713
	U	50	850	20	507
CaWO <sub>4</sub>	Np	50	1200	20	1687
	U	50	1200	-196	512
CaF <sub>2</sub>	Np	1	1000	20	1520
	U	1	1000	20	530

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений для персонала  
в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклидов  
 $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ ,  
МЗУА и МЗА изотопов плутония на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{238}\text{Pu}$	87,7 лет	Оксиды, гидроксиды	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^3$	0,53	1,0	$1 \cdot 10^4$
		Иные соединения, кроме хелатов	$4,3 \cdot 10^{-5}$	89	$3,7 \cdot 10^{-2}$		
$^{239}\text{Pu}$	$2,41 \cdot 10^4$ лет	Оксиды, гидроксиды	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^3$	0,53	1,0	$1 \cdot 10^4$
		Иные соединения, кроме хелатов	$4,7 \cdot 10^{-5}$	78	$3,2 \cdot 10^{-2}$		

Таблица 13.35

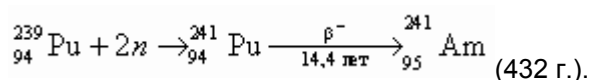
ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП радионуклидов  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$  с воздухом, водой и пищей и УВ при поступлении этих изотопов с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ <sub>вода</sub> , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{возд перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>возд перс</sub> , Бк/г.	ДОА <sub>возд перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{вода перс}}$ , Зв/Бк	ПГП <sub>вода перс</sub> , Бк/г.	
$^{238}\text{Pu}$	87,7 лет	$4,6 \cdot 10^{-5}$	22	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-7}$	$2,5 \cdot 10^3$	0,6
$^{239}\text{Pu}$	$2,41 \cdot 10^4$ лет	$5,0 \cdot 10^{-5}$	20	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^3$	0,56

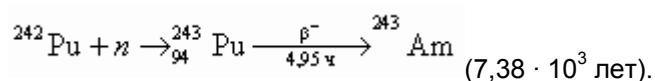
## 13.15. Америций $^{241}\text{Am}$ , $^{243}\text{Am}$

### 13.15.1. Образование, свойства, применение и поступление в окружающую среду

Америций имеет атомный номер 95, открыт в 1944 г. в Беркли Джеймсом, Морганом, Гиорсо и Сиборгом при нейтронной бомбардировке плутония:



Свое название получил в честь Америки, где его открыли. Вторым изотоп  $^{243}\text{Am}$  был синтезирован при облучении нейтронами  $^{242}\text{Pu}$  по реакции:



Всего известно 14 изотопов и изомеров америция. Энергия и вид частиц, образующихся при распаде некоторых из них, приведены в разделе 12.

Америций представляет собой ковкий серебристо-белый металл и существует в виде двух аллотропных модификаций. До температуры  $600^\circ\text{C}$  он находится в виде гексагональной модификации с плотностью  $13670 \text{ кг/м}^3$ , которая при дальнейшем повышении температуры переходит в кубическую. Температуры плавления и кипения соответственно равны  $1173^\circ\text{C}$  и  $2607^\circ\text{C}$ .

Радионуклид  $^{241}\text{Am}$  применяют в различных приборах (дефектоскопах, плотномерах, толщиномерах и т. д.), в качестве источника мягкого  $\gamma$ -излучения ( $E_{\gamma_1} = 59,54 \text{ кэВ}$  и  $E_{\gamma_2} = 26,34 \text{ кэВ}$ ), при изготовлении источников  $\alpha$ -излучения и источников энергии с низкой тепловой мощностью, а также для возбуждения атомов в рентгенофлуоресцентном анализе. Промышленная потребность в  $^{241}\text{Am}$  составляет  $\sim 10 \text{ кг}$  в год [84].  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$  и другие радионуклиды америция образуются в ядерных реакторах атомных электростанций в значительных количествах, и их необходимо захоранивать на длительное хранение ( $\sim 10^5$  лет) или выжигать, используя трансмутацию.

Источниками поступления америция в окружающую среду являются атомные электростанции, испытания ядерного оружия и аварии при производстве и применении этих радионуклидов. Из-за постоянной эмиссии изотопов плутония в окружающую среду с атомных станций, происходит непрерывное глобальное накопление  $^{241}\text{Am}$  в результате распада  $^{241}\text{Pu}$ .

В растворах солей америция проявляет валентность в пределах от +2 до +7, а в комплексных соединениях он находится в состоянии +4. Металлический америций хорошо растворяется в концентрированных минеральных кислотах; при взаимодействии с кислородом образует нерастворимые оксиды  $\text{AmO}$ ,  $\text{Am}_2\text{O}_3$  и  $\text{AmO}_2$ ; с водородом — гидриды  $\text{AmH}_2$ ,  $\text{AmH}_3$ ,  $\text{Am}_4\text{H}_{15}$ ; с азотом — нитрид  $\text{AmN}$ ; с серой — сульфид  $\text{Am}_2\text{S}_2$ ; с углеродом — карбид  $\text{Am}_2\text{C}_3$  и с фтором — фториды. С хлором, бромом и иодом образует растворимые соли. Тетрафторид америция растворяется в концентрированных водных растворах фторидов щелочных металлов ( $\text{KF}$ ,  $\text{NH}_4\text{F}$ ,  $\text{RbF}$ ), образуя устойчивые растворы.

С большинством минеральных и органических кислот америций образует комплексные соединения. Соли америция обладают хорошей растворимостью и, следовательно, большой миграционной способностью. Закономерности миграции, установленные для плутония, характерны и для америция.

### 13.15.2. Распределение америция в организме человека и животных и радиационное воздействие

Установлено, что при попадании соединений  $^{241}\text{Am}$  в органы дыхания человека при различных аварийных ситуациях радионуклид в течение нескольких недель переходит в кровь и затем на длительное время задерживается в печени и скелете. При ингаляции или интратрахеальном введении животным растворимых соединений  $^{241}\text{Am}$  (нитрат, хлорид, цитрат) радионуклид сравнительно быстро резорбируется из легких в кровь. При этом через 32 суток у собак в легких остается 16 %, а у крыс — 5 % от введенного количества. После хронической ингаляции выведение  $^{241}\text{Am}$  из легких происходит в 5 раз медленнее, чем при однократной ингаляции. Кинетика выведения из легких нерастворимых соединений  $^{241}\text{Am}$  (оксиды) практически не отличается от кинетики выведения его растворимых соединений [94]. Установлено, что резорбция  $^{241}\text{Am}$  из ЖКТ происходит медленно. Из растворимых соединений наиболее низкая величина всасывания из ЖКТ характерна для нитрата и хлорида —  $(0,45, 1,00) \cdot 10^{-3}$ , а максимальное значение имеют комплексные соединения америция, которые в меньшей степени, чем простые соли, гидролизуются в ЖКТ. Для цитратного комплекса уровень всасывания достигает  $5 \times 10^{-3}$ , для химически стабильного комплекса с диэтилтриаминопентаацетатом

(ДТПА) — 2 %. Наименьшая резорбция из ЖКТ отмечена для оксида  $^{241}\text{Am}$  —  $1 \cdot 10^{-2}$  %. Всасывание  $^{241}\text{Am}$  в 5–10 раз выше, чем  $^{239}\text{Pu}$ , если радионуклиды поступили в ЖКТ в виде растворимых соединений.

Через неповрежденные кожные покровы поросят в организм поступают небольшие количества  $^{241}\text{Am}$  — примерно 0,02 % в сутки от нанесенного. Однако через колотую рану кисти человека скорость всасывания америция достигает 80 % в сутки и затем резко уменьшается вследствие образования рубцовой ткани. Основными органами человека, в которых откладывается  $^{241}\text{Am}$ , являются скелет, печень и почки. Количество попавшего в эти органы америция зависит от химического соединения введенного радионуклида, пути введения, а также вида животного. В скелете собак при однократной ингаляции нитрата  $^{241}\text{Am}$  откладывается в 2,5 раза больше радионуклида, чем в скелете крыс.

Аналогичный эффект обнаружен при внутривенном введении хлорида  $^{241}\text{Am}$ . Введение  $^{241}\text{Am}$  в виде цитратного комплекса не выявило различий в уровнях отложения радионуклида в скелете и печени разных видов животных. При хронической ингаляции относительное содержание  $^{241}\text{Am}$  в скелете животного возрастает со временем. Этот факт можно объяснить более быстрым выведением радионуклида из печени. В костной ткани животных  $^{241}\text{Am}$  удерживается более длительное время. Кроме скелета и печени америций откладывается в небольших количествах в почках, селезенке, щитовидной железе, надпочечниках, яичках и яичниках. При однократном ингаляционном или интратрахеальном введении америция в органы дыхания животных начальное равномерное (диффузное) распределение со временем переходит в неравномерное, проявляющееся на гистоавторадиограммах как агрегация  $\alpha$ -треков в «звезды». При хроническом введении америция в легкие количество таких «звезд» возрастает. Поступление америция в организм собак в виде хлорида приводит к образованию звезд в печени и других органах. Исследование гистоавторадиограмм различных костей животных показало, что америций преимущественно откладывается на поверхности костных структур. У собак накопление в эндостате трабекул и в кортикальной кости выше, чем в периосте. Распределение америция в костном мозге у собак имеет преимущественно очаговый характер с наличием густых скоплений  $\alpha$ -треков. Неравномерное микрораспределение наблюдается и в щитовидной железе с локализацией большого количества  $\alpha$ -треков в межфолликулярной ткани, а также в почках, где треки преимущественно сосредоточены в корковом слое. Выведение америция из организма животных происходит как с калом, так и с мочой. При внутривенном и внутрибрюшном введении радионуклид в первые сутки в основном выводится с мочой, а при ингаляционном и интратрахеальном — с калом [1]. Различают острое, подострое и хроническое радиационное поражение при взаимодействии  $\alpha$ - и  $\gamma$ -излучениями  $^{241}\text{Am}$ . Острое лучевое поражение у крыс наблюдается при поступлении в их организм более 1,85 МБк/кг массы тела животных. В этом случае мощность дозы в скелете составляет более 0,5 Гр/сут. Острое поражение характеризуется ранней аплазией костномозгового кроветворения, геморрагическим синдромом, некробиотическими изменениями в паренхиматозных органах, резким сокращением продолжительности жизни. Эти признаки у собак проявляются при введении меньших количеств  $^{241}\text{Am}$  (0,37 МБк/кг) и мощности дозы в скелете около 0,1 Гр/сут. Подострое лучевое поражение у крыс развивается при введении  $7,4 \cdot 10^5$  Бк/кг массы тела, а у собак —  $3,7 \cdot 10^4$  Бк/кг. Оно характеризуется гипоплазией костномозгового кроветворения, некротическими и склеротическими изменениями органов депонирования, существенным уменьшением продолжительности жизни. Для хронического поражения америцием характерно отсутствие или умеренное сокращение продолжительности жизни, сочетание гипо- и гиперпластических процессов, развитие опухолей. Максимальное количество  $^{241}\text{Am}$ , не приводящее к сокращению продолжительности жизни крыс и собак, составляет соответственно 18,5 кБк/кг и 0,89 кБк/кг. При поступлении  $^{241}\text{Am}$  в органы дыхания животных основной формой неопухолевых отдаленных последствий является развитие пневмосклероза. Частота и распространенность пневмосклероза возрастает с увеличением поглощенной дозы в легких. Циррозы печени также являются частой формой неопухолевых последствий при инкорпорации  $^{241}\text{Am}$ . При дозе в печени около 2 Гр частота циррозов печени у собак составляет 100 %. Опухоли легких и остеосаркомы являются основной опухолевой патологией при инкорпорации  $^{241}\text{Am}$ . Обнаружено, что частота опухолей легких, рассчитанная на 1 Гр, увеличивается с уменьшением поглощенной дозы в органе. При дозе в легких 0,25 Гр риск возникновения опухолей находится на уровне 7,6 % на 1 Гр, а при дозе 11,3 Гр — 0,7 % на 1 Гр [1].

### 13.15.3. Методы определения и допустимые концентрации $^{241}\text{Am}$ и $^{243}\text{Am}$ в воздухе рабочих помещений, атмосферном воздухе, воде и пище

В окружающей среде и организме содержание радиоактивных изотопов америция определяют радиометрическими методами по их  $\alpha$ - и  $\gamma$ -излучению. Разработаны методы, позволяющие выделять  $^{241}\text{Am}$  в чистом виде (экстракция, соосаждение и ионный обмен). Выделение америция облегчается тем, что  $\text{Am}^{3+}$  значительно устойчивее других трехвалентных ионов трансурановых элементов. Из смеси других элементов, имеющих более высокие валентные состояния,  $\text{Am}^{3+}$  выделяют с помощью ионного обмена и экстракцией органическими растворителями, такими как теноил-трифторацетон (ТТА), трибутилфосфат (ТБФ) и другими фосфорорганическими соединениями. Для анализа проб на содержание америция применяют также спектрофотометрический метод с арсеназо III и кулонометрическое титрование [9, 72, 83, 84].

В случае попадания соединений америция на поверхность кожных покровов, проводят ее дезактивацию водой с хозяйственным мылом, 5%-м раствором пентамина и дезактивирующими пастами. При аварийном поступлении америция рекомендуется проводить промывание носоглотки и полости рта водой, ингаляцию 5–10%-м раствором пентамина. Принимают слабительные и применяют очистительные клизмы и промывание желудка [22]. В табл. 13.36 и 13.37 приведены допустимые концентрации  $^{241}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$  в воздухе рабочих помещений и в атмосферном воздухе, а также допустимые значения поступления этих радионуклидов с пищей и водой и минимальные удельная (МЗУА) и суммарная (МЗА) активности на рабочем месте. Как и для большинства актиноидов [2], допустимая концентрация  $^{241}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$  в атмосферном воздухе (ДОА) составляет соответственно  $2,9 \cdot 10^{-3}$  и  $3,6 \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup>, а уровень вмешательства (УВ), при превышении которого следует проводить защитные мероприятия, определен величиной 0,69 Бк/кг воды для обоих радионуклидов.

Таблица 13.36

ПГП,  $\epsilon$ , ДОА в воздухе рабочих помещений в зависимости от химических соединений и ядерно-физических свойств радионуклидов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$ , МЗУА и МЗА этих радионуклидов на рабочем месте [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Тип химического соединения	$\epsilon_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ Бк/г.	ДОА $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ Бк/м <sup>3</sup>	МЗУА, Бк/г	МЗА, Бк
$^{241}\text{Am}$	432 г.	Все соединения	$3,9 \cdot 10^{-5}$	$5,1 \cdot 10^2$	0,21	1,0	$10^4$
$^{243}\text{Am}$	7380 лет	Все соединения	$3,9 \cdot 10^{-5}$	$5,1 \cdot 10^2$	0,21	1,0	$10^4$

Таблица 13.37

ДОА в воздухе,  $\epsilon$ , ПГП радионуклидов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$  с воздухом, водой и пищей и УВ при поступлении этих радионуклидов с водой для населения [2]

Радионуклид	$T_{1/2}$	Поступление с воздухом			Поступление с водой и пищей		УВ $_{\text{вода}}$ , Бк/кг
		$\epsilon_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/г.	ДОА $_{\text{перс}}^{\text{возд}}$ , Бк/м <sup>3</sup>	$\epsilon_{\text{перс}}^{\text{вода}}$ , Зв/Бк	ПГП $_{\text{перс}}^{\text{вода}}$ , Бк/г.	
$^{241}\text{Am}$	432 г.	$4,2 \cdot 10^{-5}$	24	$2,9 \cdot 10^{-3}$	$3,7 \cdot 10^{-7}$	$2,7 \cdot 10^3$	0,69
$^{243}\text{Am}$	7380 лет	$4,1 \cdot 10^{-5}$	24	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$3,7 \cdot 10^{-7}$	$2,7 \cdot 10^3$	0,69

## Литература

1. Баженов В.А., Булдаков Л.А., Василенко И.И. и др. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: Справочник / Под ред. Л.А. Ильина и В.А. Филова. Л.: Химия, 1990. 464 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России. 1999. 115 с.
3. Lanҫham W.N. et al. // J. Labor. A. Clin. Med. 1956. V. 47, N 5. P. 819-823.
4. Eisenbud M. et al. Tritium in the Enoironment // NCRP Report N 62 / Behav. Proc. Int. Symp. San Francisco, 1978; Vienna, 1979. P. 585-589.
5. Москалев Ю.И. Минеральный обмен. М.: Медицина, 1985. 287 с.
6. Казбеков Д.А. Окись трития. М., 1968.
7. Журавлев В.Ф. и др. // Радиобиология. 1982. Т. 22. Вып. 4. С. 556-560.
8. Окладникова Н.Д. и др. // Мед. радиология. 1969. № 6. С. 8-14.
9. Голутвина М.М., Абрамов Ю.В. Контроль за поступлением и содержанием радиоактивных веществ в организме человека. М.: Энергоатомиздат, 1989. 168 с.
10. Hayes D.W. // Health. Phys. 1977. V. 32, N 4. P. 215.
11. Bonka H. et al. Production and Emission of Carbon-14 and its Radiological Significance // Res. Commun. 4 Conyer. Int. A/RP. Paris, 1977. V. 3. P. 945-948.
12. Бабаева Н.С. и др. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. М., 1981. 295 с.
13. Matthies M., Paretzke H.G. // Health Impacts of Different Sources of Energy. Vienna, 1982. P. 329-341.
14. Kunz C.O. et al. // Trans. Amer. Nucl. Soc. 1975. V. 21. P. 91.
15. Ионизирующее излучение: источники и биологические эффекты. НКДАР при ООН. Нью-Йорк, 1982. Т. 1. 882 с.; Т. 2. 780 с.
16. Холина Ю.Б. Миграция в природной среде и биологическое действие  $^{14}\text{C}$  // Итоги науки и техники. Радиационная биология. М., 1983. Т. 4. С. 31-42.
17. Вредные химические вещества. Неорганические соединения элементов I-IV групп / Под ред. В.А. Филова и др. Л.: Химия, 1988. 512 с.
18. Апплби Л.Дж., Девелл Л., Мишра Ю.К. и др. Пути миграции искусственных радионуклидов в окружающей среде / Под ред. Ф. Уорнера и Р. Харрисона; Пер. с англ. под ред. А.Г. Рябошапко. М.: Мир, 1999. 512 с.
19. Рублевский В.П. и др. Радиоактивный углерод в биосфере. М., 1979. 152 с.
20. Человек. Медико-биологические данные. Публ. 23 МКРЗ М.: Медицина, 1977. 496 с.
21. Запольская Н.А. и др. // Радиационная гигиена. 1975. № 5. С. 159-164.
22. Борисов В.П. и др. Неотложная помощь при острых радиационных воздействиях / Под ред. Л.А. Ильина. М.: Атомиздат, 1976. 208 с.
23. Методические рекомендации по санитарному контролю за содержанием радиоактивных веществ в объектах внешней среды / Под ред. А.Н. Мареев, А.С. Зыковой. М.: Институт биофизики, 1980. 336 с.
24. Sullivan M.F. et al. // Environ. Res. 1984. V. 35, N 2. P. 439-453.
25. Пределы поступления радионуклидов для работающих с радиоактивными веществами в открытом виде. Публ. 30 МКРЗ. Ч. 2. М.: Энергоатомиздат, 1983. 64 с.
26. Van Bruwaene R. et al. // Int. J. Appl. Rad. A. Isotop. 1983. V. 34, N 5.
27. Пределы поступления радионуклидов для работающих с ионизирующим излучением. Публ. 30 МКРЗ. Ч. 1. М.: Энергоатомиздат, 1982. 135 с.
28. Защита пациента при радиоизотопных исследованиях. Публ. 17 МКРЗ. М.: Медицина, 1974. 87 с.
29. Щерба М.М. Железодефицитные состояния. Л., 1975.
30. Материалы по токсикологии радиоактивных веществ. Вып. 3. Железо-59 / Под ред. А.А. Летавета, Э.Б. Курляндской. М., 1962.
31. Ильин Л.А. и др. Радиоактивные вещества и кожа (метаболизм и дезактивация). М.: Атомиздат, 1972. 301 с.
32. Материалы по токсикологии радиоактивных веществ. Вып. 2. Радиоактивные кобальт, натрий, фосфор, золото / Под ред. А.А. Летавета, Э.Б. Курляндской. М., 1960. 171 с.
33. Туркин А.Д. Дозиметрия радиоактивных газов. М., 1973. 159 с.
34. Schonhofer F., Henrich E. Recent progress and application of low-level liquid scintillation counting // J. Radioanal. Nucl. Chem. 1987. V. 115. P. 317-333.
35. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1987. 192 с.
36. Криптон-85 в атмосфере (накопление, биологическое значение и способы контроля). М., 1978. 64 с.

37. Израэль Ю.А., Соколовский В.Г. и др. Экологические последствия радиоактивных загрязнений природных сред в районе аварии Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. 1988. Т. 64, № 1.
38. Ильин Л.А., Павловский О.А. Радиологические последствия аварии на Чернобыльской АЭС и меры, предпринятые с целью их смягчения // Атомная энергия. 1988. Т. 65, № 2. С. 119–129.
39. Бобовникова Т.И., Вирченко Е.П., Коноплев А.В. и др. Химические формы нахождения долгоживущих радионуклидов и их трансформация в почвах в 30-км зоне вокруг Чернобыльской АЭС // Почвоведение. 1990. № 10. С. 20–25.
40. Frissel M. J., Bergeijk van K.E. Mean transfer values derived by simple regression analyses. VI Report, IUR Working Group on Soil-to-Plant Transfer. RIVM-LSO, Bilthoven, Netherland, 1989.
41. Grebenshchikova N.V., Firsakova S.K., Timofeev S.F. et al. Transfer patterns of radionuclides into crops in the condition of radioactive contamination after the Chernobyl accident. Comparative Assessment of the Environmental Impact of Radionuclides Released During Three Major Accidents: Kyshtym, Windscale and Chernobyl. CEC, Luxembourg. EUR 13574. 1991.
42. Ильин Л.А. Основы защиты организма от воздействия радиоактивных веществ. М.: Атомиздат, 1977. 252 с.
43. Булдаков Л.А., Москалев Ю.И. Проблемы распределения и экспериментальной оценки допустимых уровней  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ . М., 1968. 294 с.
44. Абрамов Ю.В., Голутвина М.М. // Сб.: Актуальные вопросы радиационной гигиены. М., 1983. С. 205–206.
45. Дектерева М.О., Кошеуров В.П. Влияние возраста на уровни облучения при поступлении радиостронция в организм человека. М., 1989. С. 35.
46. Бурыкина Л.Н. // Сб.: Отдаленные последствия лучевых поражений / Под ред. Ю.И. Москалева. М., 1971. С. 232–250.
47. Бегак О.Ю. и др. Введение в радиологию. СПб.: СПТИ, 1992. 69 с.
48. Рихванов Л.П., Рихванова М.М. Введение в радиологию. Томск: ТПУ, 1994. 104 с.
49. Оганесян Ю.Ц., Стародуб Г.Я., Букланов Г.В. и др. Получение радиобиологического препарата иода-123 на пучке электронов с энергией 25 МэВ // ОИЯИ. Дубна, 18-88-758. 1988.
50. Грешилов А.А. и др. Продукты мгновенного деления  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  в интервале 0–1 ч: Справочник. М.: Атомиздат, 1969. 105 с.
51. Воробьев Е.И. и др. // Атомная энергия. 1985. № 58. С. 113–116.
52. Василенко И.Я. // Атомная энергия. 1987. № 63. С. 244–248.
53. Поликарпов Г.Г. Радиоэкология морских организмов. М., 1964. 295 с.
54. Корнеев Н.А., Сироткин А.Н. Основы радиоэкологии сельскохозяйственных животных. М.: Энергоатомиздат, 1987. 208 с.
55. Гартнер Р., Рассел Р. // Радиоактивность и пища человека / Под ред. Р.М. Рассела. М., 1971. С. 220–232.
56. Ильин Л.А. и др. Радиоактивный иод в проблеме радиационной безопасности. М., 1972. 272 с.
57. Кесслер Г. Ядерная энергетика. М.: Энергоатомиздат, 1986. 264 с.
58. Назаров И.М. и др. Основы дистанционных методов мониторинга загрязнения природной среды. М.: Гидрометеоздат, 1993. 279 с.
59. Moor W.J., Comar C.L. // J. Rad. Biol. 1962. V. 5, N 3. P. 247–254.
60. Ruwei M. et al. // Proc. Int. Symp. Paris, 19–23 Nov. 1984. Vienna, 1985. P. 499–506.
61. Hanson W., Palmer H. // Nuclear Sci. Abstrs. 1965. V. 19, N 8. P. 1266.
62. Фатеева М.Н. // Медицинская радиология. 1960, № 7. С. 14–18.
63. Dziuk E. et al. // Assesment Radiat. Contaminat. Man. 1984. Proc. Int. Symp. Paris, 1984. Vienna, 1985. P. 415–419.
64. Методика массового гамма-спектрометрического анализа проб природной среды / Под ред. А.Н. Силантьева, К.П. Махонько. Л., 1984. 64 с.
65. Петрофизика: Справочник. Т. 1. Горные породы и полезные ископаемые / Под ред. Н.Б. Дортман. М.: Недра, 1992.
66. Материалы по токсикологии радиоактивных веществ. М., 1964. С. 58–72.
67. Stover B.J. // Some Aspects of Internal Irradiation / Ed. Douyerty. N.Y., 1962. P. 3–7.
68. Mori et. Al. // Health Phys. 1983. V. 44, N 1. P. 261–272.
69. Якубович А.Л. и др. Ядерно-физические методы анализа горных пород. М.: Энергоатомиздат, 1982. 249 с.
70. Schlechte P. // J. Radioanal. Chem. 1981.V. 61, N 1/2. P. 55–61.
71. Телдеши Ю., Клер Э. Ядерные методы химического анализа окружающей среды / Пер. с англ. под ред. Б.Ф. Мясоедова. М.: Химия, 1991. 192 с.

72. Современные методы разделения и определения радиоактивных элементов // Сб. научных трудов / Отв. ред. Б.Ф. Мясоедов, А.В. Давыдов. М.: Наука, 1989.
73. Fisher D.R. et al. // Health. Phys. 1983. V. 45, N 3. P. 617–629.
74. Bair W.F. et al. // Uranium, plutonium, transplutonic elements. Berlin, 1973. P. 107–110.
75. McMillan E.M., Abelson P.H. Radioactive Element 93 // Phys. Rev. 1940. V. 57, N 12. P. 1185–1186.
76. Wahl A.C., Seaborg G.T. Nuclear Properties of  $^{237}_{93}\text{Np}$  // Phys. Rev. 1948. V. 73, N 9. P. 940–941.
77. Peppard D.F., Studier M.H., Geryel M.V. et al. Isolation of Microgram Quantities of Naturally Occurring Plutonium and Examination of its Isotopic Composition // J. Amer. Chem. Soc. 1951. V. 73, N 6. P. 2529–2533.
78. Peppard D.F., Mason G.W., Grey P.R. et al. Occurrence of the (4n + 1) Series in Nature / J. Amer. Chem. Soc. 1952. V. 74, N 23. P. 6081–6084.
79. The Metabolism of Plutonium and Related Elements // Annals. of the ICRP. 1986. Publ. 48. P. 237.
80. Токсикология и радиобиология нептуния-237 / Под ред. Ю.И. Москалева. М., 1979. 96 с.
81. Куперман А.Я. и др. // Радиохимия. 1983. Т. 25. С. 733–740.
82. А.с. 1211644 СССР, МКИ Г 0127/48. Способ определения электроактивных веществ / А.Я. Куперман, Ю.А. Смирнов. Опубл. 15.02.86. Бюл. № 6.
83. Гедеев Л.И., Гритченко З.Г., Макарова Т.П. и др. Радиохимическая методика определения урана, нептуния, плутония, трансплутониевых и редкоземельных элементов в пробах аэрозолей, в радиоактивных выпадениях и почвах Л.: Радиевый институт, 1973. 15 с.
84. Несмеянов А.И. Радиохимия. М.: Химия, 1978. 560 с.
85. Трансурановые элементы в окружающей среде / Под ред. У.С. Хэнсона. М., 1985. 344 с.
86. Гайсинский М., Адлов Ш. Радиохимический словарь элементов / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1968. 256 с.
87. Bair W.J. Diagnosis and Treatment of Incorporated Radionuclides. Vienna, 1976. P. 51–83.
88. Булдаков Л.А. и др. Проблемы токсикологии плутония. М., 1969. 368 с.
89. Мясоедов Б.Ф., Новиков Ю.П., Карякин А.В. и др. // Радиохимия. 1984. Т. 26. С. 536–540.
90. Novicov Yu.P., Pliva V.B., Ivanova S.A. et al. // Radioanal. and Nucl. Chem. Lett. 1986. V. 103, N 6. P. 337–342.
91. Walker R.L., Eby R.F., Pritchard C.A. et al. // Anal. Lett. 1974. V. 7. P. 563–574.
92. Walker R.L. et al. // Anal. Lett. 1981. V. 14. P. 1603–1612.
93. Макарова Т.П., Преображенская Л.Д., Lovtsyns A.V. et al. // J. Radioanal. Chem. 1983. V. 80, N 1/2. P. 173–182.
94. Проблемы радиологии америция-241 / Под ред. Ю.М. Москалева. М., 1977. 168 с.



# Организация работ с радиоактивными веществами

### 3.1. Основные нормативные документы

- Федеральный Закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.1996 г.
- Федеральный Закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52-ФЗ от 30.03.1999 г.
- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758–99 от 02.07.1999 г.
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ–99). СП 2.6.1.799–99 от 27.12.1999 г.
- Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ (ПБ ТРБ–73) № 1139–73 от 27.12.1973 г.
- «О санитарно-эпидемиологической экспертизе продукции». Приказ Минздрава Российской Федерации № 325 от 15.08.2001 г.

### 3.2. Организация работ с источниками излучения

Организациям, индивидуальным предпринимателям, осуществляющим деятельность в области обращения с источниками излучения, необходимо иметь специальное разрешение (лицензию) на право проведения этих работ, выданное органами, уполномоченными на ведение лицензирования.

Применение радиоактивных веществ (РВ) в различных областях хозяйства путем их введения в вырабатываемую продукцию (независимо от физического состояния продукции) разрешается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения, выдаваемого федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

**Разрешение на работу с источниками излучения не требуется** в случаях, если:

используются электрофизические устройства, генерирующие ионизирующее излучение (ИИ) с максимальной энергией не более 5 кэВ; другие электрофизические устройства, генерирующие ИИ, в условиях эксплуатации которых мощность эквивалентной дозы в любой доступной точке на расстоянии 0,1 м от поверхности аппаратуры не превышает 1,0 мкЗв/ч;

на рабочем месте удельная активность радионуклида меньше минимально значимой удельной активности (МЗУА) или активность радионуклида в открытом источнике излучения меньше минимально значимой активности (МЗА), приведенных в приложении I, или сумма отношений активности отдельных радионуклидов к их табличным значениям меньше 1, а в организации — общая активность радионуклидов в открытых источниках излучения не превышает более чем в 10 раз МЗА или сумму отношений активности разных радионуклидов к их табличным значениям, приведенным в приложении I;

мощность эквивалентной дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от поверхности закрытого радионуклидного источника излучения, не превышает 1,0 мкЗв/ч над фоном. При этом должна быть обеспечена надежная герметизация находящихся внутри устройства радиоактивных веществ, а его нормативно-техническая документация должна иметь заключение органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора;

на продукцию, товары, содержащие радионуклиды, имеется заключение органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора о том, что создаваемые ими дозы облучения не могут превышать значения:

- индивидуальной годовой эффективной дозы 10 мкЗв;
- индивидуальной годовой эквивалентной дозы в коже 50 мЗв и в хрусталике 15 мЗв;
- коллективной эффективной годовой дозы 1 чел.-Зв;

Требования Норм и Правил не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Перечень и порядок освобождения источников ионизирующего излучения от радиационного контроля устанавливается санитарными правилами.

Организация, эксплуатирующая ИИИ (источник ИИ) **несет ответственность за радиационную безопасность и обеспечивает** (раздел 2.5 ОСПОРБ–99):

- соблюдение требований федерального закона «О радиационной безопасности населения», законов и иных нормативных правовых актов субъектов Российской Федерации в области обеспечения радиационной безопасности (РБ), НРБ–99 и ОСПОРБ–99;
- получение лицензии на проведение работ с ИИ и санитарно-эпидемиологического заключения на выпускаемую продукцию, содержащую источники излучения;
- разработку контрольных уровней воздействия радиационных факторов в организации и зоне наблюдения с целью закрепления достигнутого уровня РБ, а также инструкций по РБ;
- перечень лиц, относящихся к персоналу групп А и Б;
- создание условий работы с источниками излучения, соответствующих ОСПОРБ–99, правилам по охране труда, технике безопасности, другим санитарным нормам и правилам, действие которых распространяется на данную организацию;
- планирование и осуществление мероприятий по обеспечению и совершенствованию РБ в организации;
- систематический контроль за радиационной обстановкой (РО) на рабочих местах, в помещениях, на территории организации, в санитарно-защитной зоне, а также за выбросом и сбросом радиоактивных веществ;
- контроль и учет индивидуальных доз персонала;
- регулярное информирование персонала об уровнях излучения на рабочих местах и о величинах индивидуальных доз облучения;
- подготовку и аттестацию по вопросам обеспечения РБ руководителей и исполнителей работ, специалистов служб РБ, других лиц, постоянно или временно выполняющих работы с ИИ;
- проведение инструктажа и проверку знаний персонала об уровнях в области РБ;
- проведение предварительных (при поступлении на работу) и периодических медицинских осмотров персонала;
- ежегодное в установленные сроки представление заполненного радиационно-гигиенического паспорта организации;
- своевременное информирование органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное управление, госнадзор и контроль в области РБ о возникновении аварийной ситуации или аварии;
- выполнение постановлений и предписаний должностных лиц органов исполнительной власти, осуществляющих госуправление, госнадзор и контроль в области обеспечения РБ.

### **3.2.1. Классификация радиационных объектов (разд. 3.1 ОСПОРБ–99)**

Потенциальная опасность радиационного объекта определяется его возможным радиационным воздействием на население при радиационной аварии.

Потенциально более опасными являются радиационные объекты, в результате деятельности которых при аварии возможно облучение не только работников объекта, но и населения. Наименее опасными радиационными объектами являются те, где исключена возможность облучения лиц, не относящихся к персоналу.

По потенциальной радиационной опасности устанавливаются четыре категории объектов:

к I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите;

во II категории объектов радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны;

к III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается территорией объекта;

к IV категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

Категория радиационных объектов должна устанавливаться на этапе их проектирования по согласованию с органами государственного надзора в области обеспечения радиационной безопасности. Для действующих объектов категория устанавливается администрацией по согласованию с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

### **3.2.2. Размещение радиационных объектов и зонирование территорий**

При выборе места строительства радиационного объекта необходимо учитывать категорию объекта, его потенциальную радиационную, химическую и пожарную опасность для населения и окружающей среды. Площадка для вновь строящихся объектов должна отвечать требованиям строительных норм проектирования и настоящих Правил.

При выборе места размещения радиационных объектов I и II категорий должны быть оценены метеорологические, гидрологические, геологические и сейсмические факторы при нормальной эксплуатации и при возможных авариях.

При выборе площадки для строительства радиационных объектов I и II категорий следует отдавать предпочтение участкам:

- расположенным на малонаселенных незатопляемых территориях;
- имеющим устойчивый ветровой режим;
- ограничивающим возможность распространения радиоактивных веществ за пределы промышленной площадки объекта благодаря своим топографическим и гидрогеологическим условиям.

Радиационные объекты I и II категорий должны располагаться с учетом розы ветров преимущественно с подветренной стороны по отношению к жилой территории, лечебно-профилактическим и детским учреждениям, а также к местам отдыха и спортивным сооружениям.

Генеральный план радиационного объекта должен разрабатываться с учетом развития производства, прогноза радиационной обстановки на объекте и вокруг него и возможности возникновения радиационных аварий.

Размещение радиационного объекта должно быть согласовано с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора с учетом перспектив развития как самого объекта, так и района его размещения.

Не допускается размещение организации или ее подразделения, осуществляющих работы с источниками излучения, в жилом здании или детском учреждении, кроме рентгеновских установок, применяемых в стоматологической практике, решение о возможности размещения которых в жилых зданиях принимается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

Вокруг радиационных объектов I и II категорий устанавливается санитарно-защитная зона, а вокруг радиационных объектов I категории — также и зона наблюдения. Санитарно-защитная зона

для радиационных объектов III категории ограничивается территорией объекта, для радиационных объектов IV категории установление зон не предусмотрено.

В отдельных случаях по согласованию с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, санитарно-защитная зона (СЗЗ) радиационных объектов I и II категорий может быть ограничена пределами территории объекта.

Размеры СЗЗ и зоны наблюдения (ЗН) вокруг радиационного объекта устанавливаются с учетом уровней внешнего облучения, а также величин и площадей возможного распространения радиоактивных выбросов и сбросов.

При расположении на одной площадке комплекса радиационных объектов СЗЗ и ЗН устанавливаются с учетом суммарного воздействия объектов.

Внутренняя граница ЗН всегда совпадает с внешней границей СЗЗ.

Радиационное воздействие на население, проживающее в зоне наблюдения радиационного объекта I категории, при нормальной его эксплуатации должно быть ограничено размером квоты для данного объекта.

Размеры СЗЗ (полосы отчуждения) вдоль трассы трубопровода для удаления жидких радиоактивных отходов устанавливаются в зависимости от активности последних, рельефа местности, характера грунтов, глубины заложения трубопровода, уровня напора в ней и должны быть не менее 20 м в каждую сторону от трубопровода.

Границы СЗЗ и ЗН радиационного объекта на стадии проектирования должны быть согласованы с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

В СЗЗ радиационных объектов запрещается постоянное или временное проживание, размещение детских учреждений, больниц, санаториев и других оздоровительных учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к этому объекту. Территория СЗЗ должна быть благоустроена и озеленена.

В ЗН и в СЗЗ органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора могут вводиться ограничения на хозяйственную деятельность в соответствии с законодательством Российской Федерации.

Использование земель СЗЗ для сельскохозяйственных целей возможно только с разрешения органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора. В этом случае вся вырабатываемая продукция подлежит санитарно-эпидемиологической оценке и радиационному контролю.

В ЗН, на случай аварийного выброса радиоактивных веществ, администрацией территории должен быть предусмотрен комплекс защитных мероприятий в соответствии с требованиями раздела 6 НРБ–99 [1].

В СЗЗ и ЗН радиационный контроль должен проводиться силами службы радиационной безопасности объекта.

### **3.2.3. Организация работ с ИИ**

Радиационный объект (источник излучения) до начала его эксплуатации принимается комиссией в составе представителей заинтересованной организации, органов государственного надзора за радиационной безопасностью, а для объектов I-й категорий также и органа исполнительной власти субъекта Российской Федерации. Комиссия устанавливает соответствие принимаемого объекта проекту, требованиям действующих норм и правил, необходимым условиям сохранности источников излучения, на основе чего принимается решение о возможности эксплуатации объекта.

Получение, хранение источников излучения и проведение с ними работ разрешается только при наличии санитарно-эпидемиологического заключения о соответствии условий работы с источниками излучения (физическими факторами воздействия на человека) санитарным правилам, которое выдает орган государственного санитарно-эпидемиологического надзора по запросу организации. Основанием для выдачи санитарно-эпидемиологического заключения является акт приемки в эксплуатацию построенного (реконструированного) объекта или акт санитарного обследования действующего объекта.

Санитарно-эпидемиологическое заключение о соответствии условий работы с источниками излучения (физическими факторами воздействия на человека) санитарным правилам действительно на срок **не более пяти лет**. По истечении срока действия санитарно-эпидемиологического заключения орган государственного санитарно-эпидемиологического надзора по запросу администрации организации решает вопрос о продлении срока его действия.

Работа с источниками излучения разрешается только в помещениях, указанных в санитарно-эпидемиологическом заключении.

Проведение работ, не связанных с применением источников излучения, в этих помещениях допускается только в случае, если они вызваны производственной необходимостью. На дверях каждого помещения должны быть указаны его назначение, класс проводимых работ с открытыми источниками излучения и знак радиационной опасности.

Лабораторное оборудование, контейнеры, упаковки, аппараты, передвижные установки, транспортные средства, содержащие источники излучения, должны иметь знак радиационной опасности.

Допускается не наносить знак радиационной опасности на Лабораторное оборудование в помещении, где постоянно проводятся работы с источниками излучения и которое имеет знак радиационной опасности.

Обеспечение условий сохранности источников излучения в организации осуществляет ее администрация.

При намечаемом вывозе источника излучения для проведения работ с ним вне организации, на которую распространяется действие санитарно-эпидемиологического заключения, следует поставить в известность (в письменной форме) органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора по месту планируемого проведения работ.

Оформление нового санитарно-эпидемиологического заключения по месту планируемого проведения работ не требуется, если не предусмотрена организация временного хранилища источника излучения.

При нарушении требований настоящих Правил органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора могут в установленном законодательством порядке полностью или частично приостановить в организации работу с источниками излучения, имеют право отозвать санитарно-эпидемиологическое заключение до истечения срока его действия, а в случае крайней необходимости — поставить перед органом, выдавшим лицензию на проведение работ с источниками излучения, вопрос о приостановке ее действия или отзыве.

Обращение с источниками излучения, предусмотренное в ст. 27 федерального закона «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения», в различных областях промышленности, науки, медицины, образования, сельского хозяйства, торговли и т. п. разрешается только при наличии санитарно-эпидемиологического заключения.

В случае изменения конструкции источника излучения или изделия, содержащего такой источник, следует получить новое санитарно-эпидемиологическое заключение.

Порядок проведения санитарно-эпидемиологических экспертиз устанавливается федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный

санитарно-эпидемиологический надзор. На основании результатов санитарно-эпидемиологических экспертиз даются санитарно-эпидемиологические заключения.

К моменту получения источника излучения эксплуатирующая организация утверждает список лиц, допущенных к работе с ним, обеспечивает их необходимое обучение и инструктаж, назначает приказом по организации лиц, ответственных за учет и хранение источников излучения, за организацию сбора, хранения и сдачи радиоактивных отходов, за производственный контроль за радиационной безопасностью.

При прекращении работ с источниками излучения администрация организации информирует об этом органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

Дальнейшее использование помещений, в которых ранее проводились работы с радиоактивными веществами, возможно при наличии санитарно-эпидемиологического заключения.

К работе с источниками излучения (персонал группы А) допускаются лица не моложе 18 лет, не имеющие медицинских противопоказаний. Перед допуском к работе с источниками излучения персонал должен пройти обучение, инструктаж и проверку знаний правил безопасности ведения работ и действующих в организации инструкций. Проверка знаний правил безопасности работы в организации проводится комиссией до начала работ и периодически, не реже одного раза в год, а для руководящего состава — не реже 1 раза в 3 года. Лица, не удовлетворяющие квалификационным требованиям, к работе не допускаются. На определенные виды деятельности допускается персонал группы А при наличии у них разрешений, выдаваемых органами государственного регулирования безопасности. Перечень специалистов указанного персонала, а также предъявляемые к ним квалификационные требования определяются Правительством Российской Федерации.

При проведении работ с источниками излучения не допускается выполнение операций, не предусмотренных инструкциями по эксплуатации и радиационной безопасности, если эти действия не направлены на принятие экстренных мер по предотвращению аварий и других обстоятельств, угрожающих здоровью работающих.

Технические условия на защитное технологическое Лабораторное оборудование (камеры, боксы, вытяжные шкафы), а также сейфы, контейнеры для радиоактивных отходов, транспортные средства, транспортные упаковочные комплекты, контейнеры, предназначенные для хранения и перевозки радиоактивных веществ, фильтры системы пылегазоочистки, средства индивидуальной защиты и радиационного контроля должны иметь санитарно-эпидемиологическое заключение на соответствие санитарным правилам.

Выпуск приборов, аппаратов, установок и других изделий, действие которых основано на использовании ионизирующего излучения, радионуклидных источников излучения, приборов, аппаратов и установок, при работе которых генерируется ионизирующее излучение, а также эталонных источников излучения в количестве свыше трех экземпляров разрешается только по технической документации, составленной в соответствии с действующими государственными стандартами и согласованной с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

При выпуске продукции в количестве не более трех экземпляров техническая документация подлежит согласованию с органами государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

*Примечание. В отдельных случаях, предусмотренных специальными санитарными правилами, согласованию с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, подлежит техническая документация на изделия, выпускаемые и в количестве до трех экземпляров.*

### **3.3. Радиационный контроль (раздел 2.4 ОСПОРБ–99)**

#### **Виды радиационных обстановок**

**нормальная** — измеренные уровни излучений не превышают установленного аварийного контрольного уровня (АКУ) (уровень регистрации и исследования);

**допустимая** (предаварийная ситуация, уровень вмешательства) — измеренные уровни излучений превышают АКУ, но не превышают предельно допустимые уровни; причины превышения АКУ должны расследоваться и устраняться в кратчайшие сроки;

**недопустимая** — измеренные уровни излучения превышают предельно допустимые уровни (аварийная ситуация, авария). Действия — в соответствии с планом мероприятий по защите персонала и населения от радиационной аварии и ее последствий.

**Контроль за радиационной обстановкой (РО)** подразделяется по функциональному назначению:

- на текущий контроль над постоянно проводящимися работами;
- контроль над отдельными операциями для отдельных видов работ;
- специальный контроль в условиях фактического или предполагаемого нарушения нормальной обстановки, который в зависимости от характера проводимых работ должен включать:
  - измерение мощности дозы  $\gamma$  – и нейтронного излучений, плотности потоков частиц ИИ на рабочих местах, в смежных помещениях, на территории организации, в СЗЗ и ЗН;
  - измерение уровней загрязнения РВ рабочих поверхностей, оборудования, транспортных средств, средств индивидуальной защиты (СИЗ), кожных покровов и одежды персонала;
  - определение объемной активности радиоактивных аэрозолей и газов в воздухе рабочих помещений;
  - измерение или оценку активности выбросов и сбросов РВ;
  - определение уровней радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды в СЗЗ и ЗН.

В организации администрацией должны устанавливаться *контрольные уровни*.

**Контрольный уровень** — значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т. д., устанавливаемое для оперативного производственного контроля за РО и индивидуальными дозами облучения, с целью закрепления достигнутого уровня РВ, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

**Результаты радиационного контроля (РК)** сопоставляются со значениями пределов доз и контрольными уровнями.

*Объектами РК являются:*

- персонал групп А и Б при воздействии на них ИИ в производственных условиях;
- пациенты при выполнении медицинских рентгенологических процедур;
- население при воздействии на него природных и техногенных источников излучения;
- среда обитания человека.

В организации, в зависимости от объема и характера работ, **РК осуществляется специальной службой или лицом, ответственным за радиационную безопасность, прошедшим специальную подготовку.**

Порядок проведения РК, определяющий ее задачи с учетом особенностей и условий выполняемых работ, согласовывается с органами ГСЭН.

В каждой организации система РК должна предусматривать конкретный перечень видов контроля, типов радиометрической и дозиметрической аппаратуры, точек измерения и периодичности контроля.

## Типы РК и способы его осуществления

В учреждениях, где проводятся работы с применением радиоактивных веществ и других источников ионизирующих излучений, в зависимости от характера проводимых работ должен осуществляться РК, включающий:

- измерение мощности дозы рентгеновского,  $\gamma$  – и нейтронного излучений, плотности потока ионизирующего излучения на рабочих местах, в смежных помещениях, на территории организации, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;
- измерение уровней загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей, оборудования, транспортных средств, средств индивидуальной защиты, кожных покровов и одежды персонала;
- определение объемной активности газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений;
- измерение или оценку активности выбросов и сбросов радиоактивных веществ;
- определение уровней радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

Цель контроля профессионального облучения:

получение достоверной информации об уровнях облучения для установления соответствия условий труда требованиям Норм и Правил;

подтверждение того, что

- техногенный источник излучения находится под контролем;
- радиационная безопасность персонала обеспечена должным образом.

РК при работе с техногенными источниками должен осуществляться за всеми основными радиационными показателями, определяющими уровни облучения персонала и населения. Для этого используются спектрометрический, радиометрический и дозиметрический методы. Соответственно приборы, реализующие эти методы, называются спектрометрами, радиометрами и дозиметрами, или дозиметрами-радиометрами, если сочетают два типа измеряемых величин (см. приложение II).

А. Контроль с использованием индивидуальных дозиметров обязателен для персонала группы

Индивидуальный контроль персонала в зависимости от характера работ включает:

- радиометрический контроль за загрязненностью кожных покровов и средств индивидуальной защиты;
- контроль за характером, динамикой и уровнями поступления радиоактивных веществ в организм с использованием методов прямой и косвенной радиометрии;
- контроль за дозами внешнего  $\beta$  –,  $\gamma$  – и рентгеновского излучений, а также нейтронов с использованием индивидуальных дозиметров или расчетным путем.

По результатам радиационного контроля должны быть рассчитаны значения эффективных доз у персонала, а при необходимости — определены значения и эквивалентных доз облучения отдельных органов. Вклад природных источников излучения в облучение персонала в производственных условиях должен контролироваться и учитываться при оценке доз в том случае, когда он превышает 1 мЗв в год.



**Допустимые уровни мощности дозы при внешнем облучении всего тела от техногенных источников**

Категория облучаемых лиц		Назначение помещений и территорий	Продолжительность облучения, ч/г.	Мощность экспозиционной дозы, мкЗв/ч (мР/ч)
Персонал	А	Помещения постоянного пребывания персонала	1700	12 (1,2)
		Помещения временного пребывания персонала	850	24 (2,4)
	Б	Помещения организации и территория санитарно-защитной зоны, где находится персонал группы Б	2000	2,4 (0,24)
Население		Любые другие помещения и территории	8800	0,12 (0,012)

\* А — группа А, Б — группа Б.

### 3.4. Обращение с радиоактивными отходами (выдержки из п. 3.12 ОСПОРБ-99)

Система обращения с радиоактивными отходами (РАО) включает их сбор, сортировку, упаковку, временное хранение, кондиционирование (концентрирование, отверждение, прессование, сжигание), транспортирование, длительное хранение и (или) захоронение.

К РАО относятся не подлежащие дальнейшему использованию:

- органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, приведенные в приложении П-2 НРБ-99;
- отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, материалы, изделия, Лабораторное оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие РАО, в которых удельная активность больше значений, приведенных в приложении П-4 НРБ-99, а при неизвестном составе — удельная активность больше:
  - 100 кБк/кг — для источника  $\beta$ -излучения;
  - 10 кБк/кг — для источника  $\alpha$ -излучения;
  - 1,0 кБк/кг — для трансурановых радионуклидов;
  - газы и аэрозоли, образующиеся при производственных процессах с объемной активностью, превышающей ДОА, значения которой приведены в табл. 6ПIII.

#### 3.4.1. Сбор РАО

Сбор РАО должен производиться непосредственно в местах их образования отдельно от обычных отходов с учетом:

- категории отходов;
- агрегатного состояния;
- физических и химических характеристик;
- природы (органические и неорганические);
- периода полураспада (менее 15 суток, более 15 суток);
- взрыво- и огнеопасности;
- принятых методов переработки отходов.

### Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	$\beta$ –излучающие радионуклиды	$\alpha$ –излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	Менее $10^3$	Менее $10^2$	Менее $10^1$
Среднеактивные	От $10^3$ до $10^7$	От $10^2$ до $10^6$	От $10^1$ до $10^5$
Высокоактивные	Более $10^7$	Более $10^6$	Более $10^5$

Сборники для жидких и твердых РАО должны устанавливаться в рабочих помещениях в нижней части вытяжных шкафов и камер или в специально отведенных местах на поддонах с бортиком. Транспортировка сборников по территории учреждения или предприятия к местам временного хранения РАО осуществляется на специальных тележках или вручную.

Заполнение сборников-контейнеров жидкими РАО необходимо производить в условиях, исключающих возможность их случайного разлива.

Временное хранение РАО различных категорий должно осуществляться в отдельном помещении, либо на специально выделенном участке, оборудованном в соответствии с требованиями, предъявляемыми к помещениям для работ II класса. Хранение РАО следует осуществлять в специальных контейнерах.

Время выдержки РАО с содержанием большого количества органических веществ (трупы подопытных животных и т. п.) не должно превышать 5 сут., если отсутствует возможность выдержки их при низких температурах или в растворах, обеспечивающих хранение отходов в течение более длительного времени.

#### 3.4.2. Общие требования по подготовке и сдаче РАО (из рекомендаций ГАН)

«Заказчик» приказом руководителя предприятия (организации) назначает из числа сотрудников ответственное лицо за сбор и сдачу РАО. «Исполнителю» сообщается фамилия, имя, отчество ответственного лица, образец подписи, а также его служебный телефон. В случае замены ответственного лица «Заказчик» информирует об этом «Исполнителя».

Сбор и подготовка РАО по категориям и группам для сдачи «Исполнителю», погрузка на спецавтомобили контейнеров и упаковок с РАО осуществляются силами и средствами «Заказчика».

Для приема РАО «Исполнитель» направляет к «Заказчику» своего представителя. Представитель «Исполнителя» является ответственным лицом за прием РАО.

«Заказчик» на каждую партию отходов составляет паспорт в 2 экземплярах и накладную в 2 экземплярах. Паспорт и накладная снабжаются единым цифровым идентификационным номером, который присваивается «Исполнителем». Оба экземпляра паспорта и накладной, подписанные ответственным лицом и заверенные печатью, «Заказчик» передает представителю «Исполнителя» для контроля подготовленных контейнеров и упаковок с ИИИ и РАО до их загрузки в спецавтомобиль.

Твердые и жидкие РАО, содержащие следующие опасные материалы:

- химические вещества с токсическими характеристиками, соответствующими классу 1 (чрезвычайно опасные) и классу 2 (высокоопасные);
- кадмий, ртуть, бериллий, бор, фосфор;
- взрывчатые и самовоспламеняющиеся материалы;
- материалы, реагирующие с водой с выделением тепла и образованием горючих газов;
- материалы, способные выделять токсичные газы, пары, возгоны;
- патогенные и инфекционные материалы — перед сдачей их «Исполнителю» должны быть переведены в неопасное состояние.

Порядок и способы обезвреживания в каждом отдельном случае должны быть согласованы с органами Госпожнадзора и Госсанэпиднадзора. В паспорте на сдачу РАО должны быть указания о наличии таких особо опасных РАО и приложен акт об их переводе в неопасное состояние.

Принятые к транспортированию после проверки представителем «Исполнителя» все контейнеры и упаковки с радиоактивными отходами пломбируются двумя пломбами — «Заказчика» и представителя «Исполнителя». Представитель «Исполнителя» ставит на обоих экземплярах сопроводительного паспорта штамп предприятия, дату и подпись ответственного за прием РАО, а на экземплярах накладной в верхнем правом углу подписывает — «к транспортировке пригодны».

По прибытии к «Заказчику» спецавтотранспорта «Исполнителя» принятые упаковки загружаются в спецавтомобиль. Водитель-экспедитор «Исполнителя» проверяет подготовленные упаковки на соответствие с накладной и ставит в накладных свою подпись. По одному экземпляру паспорта и накладной остаются у «Заказчика», вторые экземпляры передаются водителю. Вместе с паспортом и накладной на радиационные упаковки «Заказчик» передает водителю возможную техническую документацию к грузу (инструкции, акты, заводские паспорта на отработавшие ИИИ и т. п.)

### 3.5. Обращение с материалами и изделиями, загрязненными радионуклидами

Радиоактивное загрязнение (РАЗ) — присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или другом месте в количестве, превышающем уровни, установленные Нормами радиационной безопасности и Основными санитарными правилами.

Материалы и изделия с низкими уровнями содержания радионуклидов допускается использовать в хозяйственной деятельности. Критерием для принятия решения о возможности применения являются ожидаемые индивидуальная и коллективная годовые эффективные дозы облучения, которые не должны быть более 10 мкЗв и 1 чел.-Зв соответственно (ОСПОРБ–99, п. 3.11.1).

Не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых твердых материалов, сырья и изделий, если удельная активность радионуклидов в них менее 0,3 кБк/кг.

Сырье, материалы и изделия с удельной  $\beta$ -активностью от 0,3 до 100 кБк/кг, или с удельной  $\alpha$ -активностью от 0,3 до 10 кБк/кг, или с содержанием трансурановых радионуклидов от 0,3 до 1,0 кБк/кг могут ограниченно использоваться только на основании санитарно-эпидемиологического заключения органов санитарно-эпидемиологического надзора (ГСЭН) на определенный вид применения. Эти материалы подлежат обязательному радиационному контролю.

#### 3.5.1. Дезактивация

Предназначенные для дальнейшего использования по прямому назначению материалы и изделия, содержащие радиоактивные вещества выше приведенных уровней, подлежат *дезактивации* (удаление или снижение радиоактивного загрязнения).

Дезактивацию следует проводить в тех случаях, когда уровень загрязнения материалов может быть снижен до допустимых значений, обеспечивающих их дальнейшее применение.

При загрязнении поверхности порошками и растворами радиоактивных веществ прочность удержания зависит от степени шероховатости и пористости материала поверхности, от дисперсности радиоактивного порошка, от скорости объемной и поверхностной диффузии радиоактивного вещества. Радиоактивное вещество может также вступить в реакции изотопного и ионного обмена с материалом поверхности.

Удержание радионуклидов на металлах имеет обычно сложный характер, включающий электрохимический обмен (выделение на металле катионов элементов, стоящих правее в ряду напряжений), изотопный и ионный обмен, различные адсорбционные процессы.

Во всех случаях загрязнения радионуклидами необходимо установить уровень загрязнения, определить, если это возможно, каким нуклидом (нуклидами) загрязнена поверхность, и произвести дезактивацию, воспользовавшись соответствующими дезактивирующими растворами.

Таблица 3П/III

Допустимое загрязнение поверхностей (частиц/(см<sup>2</sup>·мин))[1, табл. 8.9]

Объект загрязнения	α – Активные нуклиды <sup>*1)</sup>		β – Активные нуклиды
	отдельные <sup>*2)</sup>	прочие	
Неповрежденная кожа, полотенца, спецбелье, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхность помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхность помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10000

<sup>\*1)</sup> Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных α – активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение, для остальных поверхностей — суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение.

<sup>\*2)</sup> К отдельным относятся α – активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДОА < 0,3 Бк/м<sup>3</sup>.

### 3.5.2. Нормативные документы

Состав, рецептура и области применения дезактивирующих растворов регламентируются соответствующими ГОСТами.

Перечень нормативных документов по дезактивации:

ГОСТ 4.70–81 «СПКП. Рецептуры дезактивирующие. Номенклатура показателей».

ГОСТ 4.86–83 «СПКП. Покрытия полимерные защитные дезактивируемые. Номенклатура показателей».

ГОСТ 19465–74 «Покрытия полимерные защитные для улучшения радиационной обстановки. Термины и определения».

ГОСТ 24156–80 «Распылители парожеткционные. Общие технические условия».

ГОСТ 20286–90 «Загрязнение радиоактивное и дезактивация. Термины и определения». Взамен ГОСТ 20286–74; ГОСТ 25619–83; ГОСТ 26097–84.

## **3.6. Перечень документации, необходимой для организации работ с источниками ионизирующего излучения**

### **3.6.1. Документы**

#### **Разрешительные документы, которые должна иметь организация**

1. Лицензия уполномоченного органа — при работах с неизотопными ИИИ на виды деятельности (ст. 26 ФЗ «Об использовании атомной энергии»; п. 3.4.2. ОСПОРБ–99).

2. Санитарно-эпидемиологическое заключение о соответствии условий работы с источниками излучения санитарным правилам (ст. 27 ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»; п. 3.4.3. ОСПОРБ–99).

3. Акт приемки радиационного источника в эксплуатацию (п. 3.4.1 ОСПОРБ–99).

4. Удостоверения о специальном обучении и проверке знаний ответственных лиц из персонала (согласно перечню должностей из постановления Правительства РФ № 240 от 03.03.1997 г.).

#### **Документы, которые должны быть разработаны в организации**

1. Документ, устанавливающий категорию объекта<sup>6</sup> (п. 3.1.6 ОСПОРБ–99).

2. Радиационно-гигиенический паспорт<sup>7</sup> (ст. 13, п. 2 ФЗ «О радиационной безопасности населения»; п. 2.4.10 ОСПОРБ–99).

3. Инструкция по радиационной безопасности в учреждении (п. 2.5.3 ОСПОРБ–99).

4. Инструкция по действиям персонала в аварийных ситуациях (п. 6.5 ОСПОРБ–99).

5. Документы, определяющие порядок проведения производственного контроля за обеспечением радиационной безопасности специальной службой (ответственным лицом) и ее (его) задачи с учетом особенностей и условий выполняемых ею (им) работ, а также конкретный перечень видов контроля, типов радиометрической и дозиметрической аппаратуры, точек измерения и периодичности контроля<sup>7</sup> (п. 2.4.7, 3.13.1 ОСПОРБ–99).

6. Контрольные уровни<sup>6</sup> (п. 3.1.2 НРБ–99, п. 2.5.3, 3.13.9 ОСПОРБ–99).

7. Программа обучения персонала<sup>8</sup> (постановление Министерства труда РФ № 65 от 12.10.1994 г.)

#### **Документы, которые ведутся в организации**

1. Журнал учета доз облучения (п. 3.13.7 ОСПОРБ–99).

2. Индивидуальная карточка учета доз облучения (п. 3.13.7 ОСПОРБ–99).

3. Документация по регистрации результатов радиационного контроля (журналы, протоколы) (пп. 2.4.10, 2.4.11 ОСПОРБ–99).

4. Документация по проведению регламентных работ с радиационными источниками и системами, обеспечивающими РБ (формуляры, журналы по проведению регламентных работ, периодических осмотров и т. п.).

5. Журнал учета РАО по форме приложения 4 СПОРО–85.

6. Журнал (карточка) инструктажа группы А из персонала по РБ (п. 3.4.14 ОСПОРБ–99).

7. Протоколы проверки знаний правил безопасного ведения работ и действующих в организации инструкций (п. 3.4.14 ОСПОРБ–99).

8. Документация по обучению группы А из персонала (программы, экзаменационные билеты, тесты и т. п.) (п. 3.4.14 ОСПОРБ–99).

#### **Документы, которые хранятся в организации**

1. Заказ-заявка на поставку источников ионизирующего излучения по форме приложения 5 ОСПОРБ–99.

2. Сопроводительные документы на источники ионизирующего излучения (хранятся в бухгалтерии) (п. 3.5.7 ОСПОРБ–99).

3. Акт инвентаризации радиоактивных источников (п. 3.5.12 ОСПОРБ–99).

4. Свидетельства (удостоверения) о проверке аппаратуры РК (Госповерка) (п. 2.4.9 ОСПОРБ–99).

5. Документы по прохождению медицинских осмотров (п. 2.5.3 ОСПОРБ–99).

6. Акты санитарного обследования органов Госсанэпиднадзора.

7. Отчеты в Госатомнадзор России о состоянии РБ.

8. Договор страхования и страховой полис.

9. Документы аттестации рабочих мест по условиям труда (п. 5.6 Постановления Министерства труда № 12 от 14.03.1997 г.)

10. Результаты индивидуального контроля доз облучения персонала (п. 3.13.6 ОСПОРБ–99).

### **3.6.2. Приказы**

#### **Организационные приказы**

1. *О назначении ответственного за радиационную безопасность (п. 9 перечня должностей из постановления Правительства РФ № 240 от 03.03.1997 г.).*

2. *О назначении ответственного за производственный контроль за обеспечением радиационной безопасности (п. 3.4.12 ОСПОРБ–99).*

3. *О назначении ответственного за учет и хранение источников ионизирующего излучения (п. 3.4.12 ОСПОРБ–99).*

4. *Об утверждении списка лиц, допущенных к работе с источниками ионизирующего излучения (п. 3.4.12 ОСПОРБ–99).*

5. *О назначении комиссии по инвентаризации источников ионизирующего излучения (п. 3.5.12 ОСПОРБ–99).*

6. *О назначении комиссии по проверке правильности ведения учета радиоактивных отходов (п. 3–23 СПОРО–85).*

7. *О назначении комиссии по проверке знаний правил безопасного ведения работ и действующих в организации инструкций (п.3.4.14 ОСПОРБ–99).*

8. *Приказ о введении в действие лицензии Госатомнадзора России.*

#### **Приказы о назначении ответственных лиц**

1. *О назначении ответственного за радиационную безопасность на предприятии.*

Ответственность за организацию и состояние радиационной безопасности на предприятии (учреждении) возлагается приказом на лицо из руководства предприятия.

2. *О назначении ответственного за производственный контроль за радиационной безопасностью на предприятии (учреждении).*

В соответствии с требованиями п. 3.4.12 ОСПОРБ–99 назначить ответственным за производственный контроль за радиационной безопасностью (ФИО, из числа специалистов, прошедших специальную подготовку и проверку знаний).

3. *О назначении ответственного за учет и хранение источников ионизирующего излучения.*

В соответствии с требованиями п. 3.4.12 ОСПОРБ–99 назначить ответственным за учет и хранение ИИИ на предприятии (ФИО).

4. *О допуске персонала категории А к работам с источниками ионизирующего излучения.*

В соответствии с требованиями п. 3.4.14 ОСПОРБ–99 допустить к работе с РВ и ИИИ персонал категории А, годный по состоянию здоровья, прошедший соответствующее обучение, проинструктированный на рабочем месте и прошедший проверку знаний правил безопасности ведения работ, согласно списку:

1. ФИО, должность

2. ФИО, должность

3. ФИО, должность.

#### **Приказы о назначении комиссий**

1. *О назначении комиссии по инвентаризации источников ионизирующего излучения.*

В соответствии с требованиями п. 3.5.12 ОСПОРБ–99 назначаю инвентаризационную комиссию по ежегодной проверке наличия рентгеновских установок в составе:

Председатель комиссии: (ФИО ответственный за РБ предприятия).

Члены комиссии: 1. ¼

2. ¼

3. (представитель бухгалтерии).

2. *О назначении комиссии по проверке знаний правил безопасности при работе с РВ и ИИИ у персонала категории А.*

В соответствии с требованиями п. 3.4.14 ОСПОРБ–99 назначаю комиссию по проверке знаний правил безопасности работы с ИИИ в составе:

Председатель комиссии: (ФИО ответственный за РВ предприятия).

Члены комиссии: ответственный за РК предприятия;

представитель отдела техники безопасности;

представитель Госатомнадзора.

(проверка знаний проводится до начала работ и периодически не реже одного раза в год).

3. *Приказ о введении в действие лицензии*

На основании требований Условий действия лицензии Госатомнадзора РФ №¼ от¼ на право¼

ПРИКАЗЫВАЮ:

1). Ввести в действие лицензию Госатомнадзора №¼ от¼ на право¼ с «¼ » ¼ 200¼ г.

2). Лицу, ответственному за радиационную безопасность (должность, ФИО), обеспечить выполнение разрешенных видов деятельности в соответствии с Условиями действия указанной лицензии.

3). (Должность, ФИО) ознакомить с Условиями действия лицензии персонал группы А в части, касающейся ¼, в срок до ¼ под личную подпись каждого.

4). Известить местную СРБ и органы ГСЭН о получении лицензии Госатомнадзора РФ.

5). Контроль за исполнением приказа возложить на (должность, ФИО)

### 3.7. Допустимые уровни радиационного воздействия [1]

Для каждой категории облучаемых лиц значение допустимого уровня радиационного воздействия для данного пути облучения определено таким образом, чтобы при таком уровне воздействия только одного данного фактора облучения в течение года величина дозы равнялась величине соответствующего годового предела (усредненного за пять лет).

Значения допустимых уровней для всех путей облучения определены для стандартных условий, которые характеризуются следующими параметрами:

- объемом вдыхаемого воздуха  $V$ , с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- временем облучения  $t$  в течение календарного года;
- массой питьевой воды  $M$ , с которой радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- геометрией внешнего облучения потоками ионизирующего излучения.



Для персонала установлены следующие значения стандартных параметров:  $V_{\text{перс}} = 2,4 \cdot 10^3$  м<sup>3</sup> в год;  $t_{\text{перс}} = 1700$  ч в год;  $M_{\text{перс}} = 0$ .

Для населения установлены следующие значения стандартных параметров:  $t_{\text{нас}} = 8800$  ч в год;  $M_{\text{нас}} = 730$  кг в год для взрослых. Годовой объем вдыхаемого воздуха установлен в зависимости от возраста (табл. 4ПIII):

Таблица 4ПIII

**Годовой объем вдыхаемого воздуха для разных возрастных групп населения**  
[1, табл. 8.1]

Возраст, лет	V, тыс. м <sup>3</sup> в год
До 1	1,0
1–2	1,9
2–7	3,2
7–12	5,2
12–17	7,3
Взрослые (больше 17)	8,1

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных аэрозолей их химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь:

- тип «М» (медленнорастворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью 0,0001 сут.<sup>-1</sup>;
- тип «П» (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 сут.<sup>-1</sup>;
- тип «Б» (быстрорастворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 сут.<sup>-1</sup>.

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных газов выделены типы «Г» (Г1–Г3) газов и паров соединений некоторых элементов.

Распределение соединений элементов по типам при ингаляции в производственных условиях приведено в табл. 5ПIII.

## Распределение соединений элементов по типам при ингаляции

Элемент	Символ	Тип	Химические соединения
Тритий	Т	Г1	Пары тритированной воды
		Г2	Газообразный тритий
		Г3	Тритированный металл
Бериллий	Be	М	Оксиды, галогениды, нитраты
		П	Иные соединения
Углерод	С	Г1	Элементарный углерод
		Г2	Диоксид углерода (CO <sub>2</sub> )
		Г3	Оксид углерода (CO)
Фтор	F	М	Соединения с лантаноидами
		Б	Соединения с H, Li, Na, K, Rb, Cs, Fr
		П	Иные соединения
Натрий	Na	Б	Все соединения
Магний	Mg	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Алюминий	Al	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды, нитраты, металл
		Б	Иные соединения
Кремний	Si	М	Алюмосиликаты (стекло)
		П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, нитраты
		Б	Иные соединения
Фосфор	P	П	Фосфаты Zn <sup>2+</sup> , Sn <sup>2+</sup> , Mg <sup>2+</sup> , Fe <sup>3+</sup> , Bi <sup>3+</sup> и лантаноидов
		Б	Иные соединения
Сера	S	П	Сера в элементарной форме сульфиды Sr, Ba, Ge, Sn, Pb, As, Sb, Bi, Ag, Cu, Au, Zn, Cd, Hg, Mo, W сульфаты Ca, Sr, Ba, Ra, As, Sb, Bi
		Б	Иные соединения
		Г1	Сульфид углерода (CS <sub>2</sub> )
		Г2	Диоксид серы (SO <sub>2</sub> )
Хлор	Cl	Б	Соединения с H, Li, Na, K, Rb, Cs, Fr
		П	Иные соединения
Калий	K	Б	Все соединения
Кальций	Ca	П	Все соединения
Скандий	Sc	М	Все соединения
Титан	Ti	М	SrTiO <sub>3</sub>
		П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Ванадий	V	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды
		Б	Иные соединения
Хром	Cr	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Марганец	Mn	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Железо	Fe	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды
		Б	Иные соединения
Кобальт	Co	М	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		П	Иные соединения
Никель	Ni	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды
		Б	Иные соединения
		Г	Газообразный Ni(CO) <sub>4</sub>
Медь	Cu	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Сульфиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные неорганические соединения

Элемент	Символ	Тип	Химические соединения
Цинк	Zn	М	Все соединения
Галлий	Ga	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Германий	Ge	П	Оксиды, сульфиды, галогениды
		Б	Иные соединения
Мышьяк	As	П	Все соединения
Селен	Se	П	Селен в элементарной форме
		Б	Иные неорганические соединения
Бром	Br	Б	Соединения с H, Li, Na, K, Rb, Cs, Fr
		П	Иные соединения
Рубидий	Rb	Б	Все соединения
Стронций	Sr	М	SrTiO <sub>3</sub>
		Б	Иные соединения
Иттрий	Y	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения
Цирконий	Zr	М	Карбид
		П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Ниобий	Nb	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения
Молибден	Mo	М	Оксиды, гидроксиды, MoS <sub>2</sub>
		Б	Иные соединения
Технеций	Tc	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Рутений	Ru	М	Оксиды, гидроксиды, металл
		П	Галогениды
		Г	Тetraоксид рутения RuO <sub>4</sub>
Родий	Rh	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды
		Б	Иные соединения
Палладий	Pd	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Серебро	Ag	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Нитраты, сульфиды
		Б	Иные соединения
Кадмий	Cd	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Сульфиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Индий	In	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Олово	Sn	П	Оксиды, гидроксиды, сульфиды, галогениды, нитраты, фосфат
		Б	Иные соединения
Сурьма	Sb	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, сульфиды, сульфаты, нитраты
		Б	Иные соединения
Теллур	Te	П	Оксиды, гидроксиды, нитраты
		Б	Иные соединения
		Г	Пары теллура
Иод	I	Б	Все соединения
		Г1	Элементарный иод
		Г2	Метилиод CH <sub>3</sub> I
Цезий	Cs	Б	Все соединения
Барий	Ba	Б	Все соединения
Лантан	La	П	Оксиды, гидроксиды
		Б	Иные соединения
Церий	Ce	М	Оксиды, гидроксиды, фториды

Элемент	Символ	Тип	Химические соединения
		П	Иные соединения
Празеодим	Pr	М	Оксиды, гидроксиды, карбиды, ториды
		П	Иные соединения
Неодим	Nd	М	Оксиды, гидроксиды, карбиды, фториды
		П	Иные соединения
Прометий	Pm	М	Оксиды, гидроксиды, карбиды, фториды
		П	Иные соединения
Самарий	Sm	П	Все соединения
Европий	Eu	П	Все соединения
Гадолиний	Gd	П	Труднорастворимые соединения, оксиды, гидроксиды, фториды
		Б	Иные соединения
Тербий	Tb	П	Все соединения
Диспозий	Dy	П	Все соединения
Гольмий	Ho	П	Все соединения
Эрбий	Er	П	Все соединения
Тулий	Tm	П	Все соединения
Иттербий	Yb	М	Оксиды, гидроксиды, фториды
		П	Иные соединения
Лютеций	Lu	М	Оксиды, гидроксиды, фториды
		П	Иные соединения
Гафний	Hf	П	Оксиды, гидроксиды, карбиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Тантал	Ta	М	Элементарный тантал, оксиды, гидроксиды, галогениды, карбиды, нитраты, нитриды
		П	Иные соединения
Вольфрам	W	Б	Все соединения
Рений	Re	П	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Осмий	Os	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Ирридий	Ir	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты, элементарный ирридий
		Б	Иные соединения
Платина	Pt	Б	Все соединения
Золото	Au	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Ртуть	Hg	П (но)	Оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты, сульфиды
		Б (но)	Сульфаты
		Б (ор)	Все органические соединения
		Г	Пары ртути
Таллий	Tl	Б	Все соединения
Свинец	Pb	Б	Все соединения
Висмут	Bi	Б	Нитраты
		П	Иные соединения
Полоний	Po	П	Оксиды, гидроксиды, нитраты
		Б	Иные соединения
Астат	At	Б	Соединения с H, Li, Na, K, Rb, Cs, Fr
		П	Иные соединения
Франций	Fr	Б	Все соединения
Радий	Ra	П	Все соединения
Актиний	Ac	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Галогениды, нитраты
		Б	Иные соединения
Торий	Th	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения

Элемент	Символ	Тип	Химические соединения
Протактиний	Ra	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения
Уран	U	Б	UF <sub>6</sub> , UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>
		П	UO <sub>3</sub> , UF <sub>4</sub> , UCl <sub>4</sub>
		М	UO <sub>2</sub> , U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>
Нептуний	Np	П	Все соединения
Плутоний	Pu	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения кроме хелатов
Америций	Am	П	Все соединения
Кюрий	Cm	П	Все соединения
Берклий	Bk	П	Все соединения
Калифорний	Cf	М	Оксиды, гидроксиды
		П	Иные соединения
Эйнштейний	Es	П	Все соединения
Фермий	Fm	П	Все соединения

Приведенные в табл. 6ПIII значения дозовых коэффициентов, а также величин ПГП (предел годового поступления) и ДОА (допустимая среднегодовая объемная активность) для персонала и населения в воздухе рассчитаны для аэрозолей с логарифмически нормальным распределением частиц по активности при медианном по активности аэродинамическом диаметре 1 мкм и стандартном геометрическом отклонении, равном 2,5. В расчетах использована модель органов дыхания, рекомендованная Публикацией 66 МКРЗ.

**Данные обновлены на последнее издание НРБ-99/2009 [УТВЕРЖДЕНЫ постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 07 июля 2009 г. № 47].**

В табл. 6ПIII для персонала не входят инертные газы, поскольку они являются источниками внешнего облучения, а также изотопы радона с продуктами их распада. Природные радионуклиды Rb, In, <sup>144</sup>Nd, <sup>147</sup>Sm и <sup>187</sup>Re не включены в таблицу, поскольку они нормируются по их химической токсичности. Из-за химической токсичности урана поступление через органы дыхания его соединений типов Б или П не должно превышать 2,5 мг в сутки и 500 мг в год.

Если химическая форма соединения данного радионуклида неизвестна, то следует использовать данные из табл. 6ПIII для соединения с наибольшим значением величины дозового коэффициента и, соответственно, наименьшими значениями ПГП и ДОА.

В табл. 6ПIII для населения приведены:

а) для случая поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом критическая возрастная группа, а также значения дозового коэффициента и предела годового поступления ПГП для этой же возрастной группы и типа соединений, для которых допустимая среднегодовая объемная активность ДОА оказалась наименьшей;

б) для случая поступления радионуклидов с водой и пищей — критическая возрастная группа<sup>9</sup>, значения дозового коэффициента и предела годового поступления ПГП для этой же группы, где ПГП наименьшее, а также уровень вмешательства по среднегодовой удельной активности в питьевой воде УВ. Значения УВ в пищевых продуктах не приводятся и должны определяться по специальным методическим указаниям с учетом местных особенностей внутреннего и внешнего облучения населения и с обеспечением не превышения основных пределов доз в нормальных условиях и критериев при аварийном облучении.

**Значения дозовых коэффициентов, предела годового поступления  
с воздухом и допустимой среднегодовой объемной активности  
в воздухе отдельных радионуклидов для персонала**

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаля- ции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент <sup>возд</sup> ε перс. Зв/Бк	Предел годового поступления ПГП <sub>ПЕРС.</sub> Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>ПЕРС.</sub> Бк/м <sup>3</sup>
H-3	12,3 лет	Г1	1,8-11	1,1+09	4,4+05
		Г2	1,8-15	1,1+13	4,4+09
		Г3	1,8-13	1,1+11	4,4+07
Be-7	53,3 сут	П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
		М	5,2-11	3,8+08	1,5+05
Be-10	1,60+06 лет	П	9,1-09	2,2+06	8,8+02
		М	3,2-08	6,3+05	2,5+02
C-11	0,340 час	Г1	3,2-12	6,2+09	2,5+06
		Г2	2,2-12	9,1+09	3,6+06
		Г3	1,2-12	1,7+10	6,7+06
C-14	5,73+03 лет	Г1	5,8-10	3,4+07	1,4+04
		Г2	6,2-12	3,2+09	1,3+06
		Г3	8,0-13	2,5+10	1,0+07
F-18	1,83 час	Б	3,0-11	6,7+08	2,7+05
		П	5,7-11	3,5+08	1,4+05
		М	6,0-11	3,3+08	1,3+05
Na-22	2,60 лет	Б	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Na-24	15,0 час	Б	2,9-10	6,9+07	2,8+04
Mg-28	20,9 час	Б	6,4-10	3,1+07	1,3+04
		П	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Al-26	7,16+05 лет	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
		П	1,8-08	1,1+06	4,4+02
Si-31	2,62 час	Б	2,9-11	6,9+08	2,8+05
		П	7,5-11	2,7+08	1,1+05
		М	8,0-11	2,5+08	1,0+05
Si-32	4,50+02 лет	Б	3,2-09	6,3+06	2,5+03
		П	1,5-08	1,3+06	5,3+02
		М	1,1-07	1,8+05	7,3+01
P-32	14,3 сут	Б	8,0-10	2,5+07	1,0+04
		П	3,2-09	6,3+06	2,5+03
P-33	25,4 сут	Б	9,6-11	2,1+08	8,3+04
		П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
S-35	87,4 сут	Б	5,3-11	3,8+08	1,5+05
		П	1,3-09	1,5+07	6,2+03
		Г1	7,0-10	2,9+07	1,1+04
Cl-36	3,01+05 лет	Г2	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		Б	3,4-10	5,9+07	2,4+04
		П	6,9-09	2,9+06	1,2+03
Cl-38	0,620 час	Б	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		П	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Cl-39	0,927 час	Б	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
K-40 <sup>[2]</sup>	1,28+09 лет	Б	2,1-09	9,5+06	3,8+03
K-42	12,4 час	Б	1,3-10	1,5+08	6,2+04
K-43	22,6 час	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
K-44	0,369 час	Б	2,1-11	9,5+08	3,8+05
K-45	0,333 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Ca-41	1,40+05 лет	П	1,7-10	1,2+08	4,7+04
Ca-45	163 сут	П	2,7-09	7,4+06	3,0+03

<sup>[1]</sup> Классификация соединений приведена в Приложении П-3

<sup>[2]</sup> При поступлении изотопа <sup>40</sup>K дополнительно к природной смеси изотопов калия

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Ca-47	4,53 сут	П	1,8-09	1,1+07	4,4+03
Sc-43	3,89 час	М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Sc-44	3,93 час	М	1,9-10	1,1+08	4,2+04
Sc-44m	2,44 сут	М	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Sc-46	83,8 сут	М	6,4-09	3,1+06	1,3+03
Sc-47	3,35 сут	М	7,0-10	2,9+07	1,1+04
Sc-48	1,82 сут	М	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Sc-49	0,956 час	М	4,1-11	4,9+08	2,0+05
Ti-44	47,3 лет	Б	6,1-08	3,3+05	1,3+02
		П	4,0-08	5,0+05	2,0+02
		М	1,2-07	1,7+05	6,7+01
Ti-45	3,08 час	Б	4,6-11	4,3+08	1,7+05
		П	9,1-11	2,2+08	8,8+04
		М	9,6-11	2,1+08	8,3+04
V-47	0,543 час	Б	1,9-11	1,1+09	4,2+05
		П	3,1-11	6,5+08	2,6+05
V-48	16,2 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	2,3-09	8,7+06	3,5+03
V-49	330 сут	Б	2,1-11	9,5+08	3,8+05
		П	3,2-11	6,3+08	2,5+05
Cr-48	23,0 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		М	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Cr-49	0,702 час	Б	2,0-11	1,0+09	4,0+05
		П	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		М	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Cr-51	27,7 сут	Б	2,1-11	9,5+08	3,8+05
		П	3,1-11	6,5+08	2,6+05
		М	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Mn-51	0,770 час	Б	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		П	4,3-11	4,7+08	1,9+05
Mn-52	5,59 сут	Б	9,9-10	2,0+07	8,1+03
		П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
Mn-52m	0,352 час	Б	2,0-11	1,0+09	4,0+05
		П	3,0-11	6,7+08	2,7+05
Mn-53	3,70+06 лет	Б	2,9-11	6,9+08	2,8+05
		П	5,2-11	3,8+08	1,5+05
Mn-54	312 сут	Б	8,7-10	2,3+07	9,2+03
		П	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Mn-56	2,58 час	Б	6,9-11	2,9+08	1,2+05
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Fe-52	8,28 час	Б	4,1-10	4,9+07	2,0+04
		П	6,3-10	3,2+07	1,3+04
Fe-55	2,70 лет	Б	7,7-10	2,6+07	1,0+04
		П	3,7-10	5,4+07	2,2+04
Fe-59	44,5 сут	Б	2,2-09	9,1+06	3,6+03
		П	3,5-09	5,7+06	2,3+03
Fe-60	1,00+05 лет	Б	2,8-07	7,1+04	2,9+01
		П	1,3-07	1,5+05	6,2+01
Co-55	17,5 час	П	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		М	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Co-56	78,7 сут	П	4,6-09	4,3+06	1,7+03
		М	6,3-09	3,2+06	1,3+03
Co-57	271 сут	П	5,2-10	3,8+07	1,5+04
		М	9,4-10	2,1+07	8,5+03
Co-58	70,8 сут	П	1,5-09	1,3+07	5,3+03
		М	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Co-58m	9,15 час	П	1,3-11	1,5+09	6,2+05
		М	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Co-60	5,27 лет	П	9,6-09	2,1+06	8,3+02

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		М	2,9-08	6,9+05	2,8+02
Co-60m	0,174 час	П	1,1-12	1,8+10	7,3+06
		М	1,3-12	1,5+10	6,2+06
Co-61	1,65 час	П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
		М	5,1-11	3,9+08	1,6+05
Co-62m	0,232 час	П	2,1-11	9,5+08	3,8+05
		М	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Ni-56	6,10 сут	Б	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		П	8,6-10	2,3+07	9,3+03
		Г	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Ni-57	1,50 сут	Б	2,8-10	7,1+07	2,9+04
		П	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		Г	5,6-10	3,6+07	1,4+04
Ni-59	7,50+04 лет	Б	1,8-10	1,1+08	4,4+04
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		Г	8,3-10	2,4+07	9,6+03
Ni-63	96,0 лет	Б	4,4-10	4,5+07	1,8+04
		П	4,4-10	4,5+07	1,8+04
		Г	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Ni-65	2,52 час	Б	4,4-11	4,5+08	1,8+05
		П	8,7-11	2,3+08	9,2+04
		Г	3,6-10	5,6+07	2,2+04
Ni-66	2,27 сут	Б	4,5-10	4,4+07	1,8+04
		П	1,6-09	1,3+07	5,0+03
		Г	1,6-09	1,3+07	5,0+03
Cu-60	0,387 час	Б	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		П	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		М	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Cu-61	3,41 час	Б	4,0-11	5,0+08	2,0+05
		П	7,6-11	2,6+08	1,1+05
		М	8,0-11	2,5+08	1,0+05
Cu-64	12,7 час	Б	3,8-11	5,3+08	2,1+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Cu-67	2,58 сут	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	5,2-10	3,8+07	1,5+04
		М	5,8-10	3,4+07	1,4+04
Zn-62	9,26 час	М	4,7-10	4,3+07	1,7+04
Zn-63	0,635 час	М	3,8-11	5,3+08	2,1+05
Zn-65	244 сут	М	2,9-09	6,9+06	2,8+03
Zn-69	0,950 час	М	2,8-11	7,1+08	2,9+05
Zn-69m	13,8 час	М	2,6-10	7,7+07	3,1+04
Zn-71m	3,92 час	М	1,6-10	1,3+08	5,0+04
Zn-72	1,94 сут	М	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Ga-65	0,253 час	Б	1,2-11	1,7+09	6,7+05
		П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Ga-66	9,40 час	Б	2,7-10	7,4+07	3,0+04
		П	4,6-10	4,3+07	1,7+04
Ga-67	3,26 сут	Б	6,8-11	2,9+08	1,2+05
		П	2,3-10	8,7+07	3,5+04
Ga-68	1,13 час	Б	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		П	5,1-11	3,9+08	1,6+05
Ga-70	0,353 час	Б	9,3-12	2,2+09	8,6+05
		П	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Ga-72	14,1 час	Б	3,1-10	6,5+07	2,6+04
		П	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Ga-73	4,91 час	Б	5,8-11	3,4+08	1,4+05
		П	1,5-10	1,3+08	5,3+04
Ge-66	2,27 час	Б	5,7-11	3,5+08	1,4+05
		П	9,2-11	2,2+08	8,7+04



Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ПП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Ge-67	0,312 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П	2,6-11	7,7+08	3,1+05
Ge-68	288 сут	Б	5,4-10	3,7+07	1,5+04
		П	1,3-08	1,5+06	6,2+02
Ge-69	1,63 сут	Б	1,4-10	1,4+08	5,7+04
		П	2,9-10	6,9+07	2,8+04
Ge-71	11,8 сут	Б	5,0-12	4,0+09	1,6+06
		П	1,0-11	2,0+09	8,0+05
Ge-75	1,38 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Ge-77	11,3 час	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		П	3,6-10	5,6+07	2,2+04
Ge-78	1,45 час	Б	4,8-11	4,2+08	1,7+05
		П	9,7-11	2,1+08	8,2+04
As-69	0,253 час	П	2,2-11	9,1+08	3,6+05
As-70	0,876 час	П	7,2-11	2,8+08	1,1+05
As-71	2,70 сут	П	4,0-10	5,0+07	2,0+04
As-72	1,08 сут	П	9,2-10	2,2+07	8,7+03
As-73	80,3 сут	П	9,3-10	2,2+07	8,6+03
As-74	17,8 сут	П	2,1-09	9,5+06	3,8+03
As-76	1,10 сут	П	7,4-10	2,7+07	1,1+04
As-77	1,62 сут	П	3,8-10	5,3+07	2,1+04
As-78	1,51 час	П	9,2-11	2,2+08	8,7+04
Se-70	0,683 час	Б	4,5-11	4,4+08	1,8+05
		П	7,3-11	2,7+08	1,1+05
Se-73	7,15 час	Б	8,6-11	2,3+08	9,3+04
		П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
Se-73m	0,650 час	Б	9,9-12	2,0+09	8,1+05
		П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Se-75	120 сут	Б	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
Se-79	6,50+04 лет	Б	1,2-09	1,7+07	6,7+03
		П	2,9-09	6,9+06	2,8+03
Se-81	0,308 час	Б	8,6-12	2,3+09	9,3+05
		П	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Se-81m	0,954 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		П	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Se-83	0,375 час	Б	1,9-11	1,1+09	4,2+05
		П	3,3-11	6,1+08	2,4+05
Br-74	0,422 час	Б	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		П	4,1-11	4,9+08	2,0+05
Br-74m	0,691 час	Б	4,2-11	4,8+08	1,9+05
		П	6,5-11	3,1+08	1,2+05
Br-75	1,63 час	Б	3,1-11	6,5+08	2,6+05
		П	5,5-11	3,6+08	1,5+05
Br-76	16,2 час	Б	2,6-10	7,7+07	3,1+04
		П	4,2-10	4,8+07	1,9+04
Br-77	2,33 сут	Б	6,7-11	3,0+08	1,2+05
		П	8,7-11	2,3+08	9,2+04
Br-80	0,290 час	Б	6,3-12	3,2+09	1,3+06
		П	1,0-11	2,0+09	8,0+05
Br-80m	4,42 час	Б	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		П	7,6-11	2,6+08	1,1+05
Br-82	1,47 сут	Б	3,7-10	5,4+07	2,2+04
		П	6,4-10	3,1+07	1,3+04
Br-83	2,39 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
Br-84	0,530 час	Б	2,3-11	8,7+08	3,5+05
		П	3,9-11	5,1+08	2,1+05
Rb-79	0,382 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Rb-81	4,58 час	Б	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Rb-81m	0,533 час	Б	7,3-12	2,7+09	1,1+06
Rb-82m	6,20 час	Б	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Rb-83	86,2 сут	Б	7,1-10	2,8+07	1,1+04
Rb-84	32,8 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Rb-86	18,6 сут	Б	9,6-10	2,1+07	8,3+03
Rb-88	0,297 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Rb-89	0,253 час	Б	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Sr-80	1,67 час	Б	7,6-11	2,6+08	1,1+05
		М	1,4-10	1,4+08	5,7+04
Sr-81	0,425 час	Б	2,2-11	9,1+08	3,6+05
		М	3,8-11	5,3+08	2,1+05
Sr-82	25,0 сут	Б	2,2-09	9,1+06	3,6+03
		М	1,0-08	2,0+06	8,0+02
Sr-83	1,35 сут	Б	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		М	3,4-10	5,9+07	2,4+04
Sr-85	64,8 сут	Б	3,9-10	5,1+07	2,1+04
		М	7,7-10	2,6+07	1,0+04
Sr-85m	1,16 час	Б	3,1-12	6,5+09	2,6+06
		М	4,5-12	4,4+09	1,8+06
Sr-87m	2,80 час	Б	1,2-11	1,7+09	6,7+05
		М	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Sr-89	50,5 сут	Б	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		М	7,5-09	2,7+06	1,1+03
Sr-90	29,1 лет	Б	2,4-08	8,3+05	3,3+02
		М	1,5-07	1,3+05	5,3+01
Sr-91	9,50 час	Б	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		М	4,1-10	4,9+07	2,0+04
Sr-92	2,71 час	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	2,3-10	8,7+07	3,5+04
Y-86	14,7 час	П	4,8-10	4,2+07	1,7+04
		М	4,9-10	4,1+07	1,6+04
Y-86m	0,800 час	П	2,9-11	6,9+08	2,8+05
		М	3,0-11	6,7+08	2,7+05
Y-87	3,35 сут	П	3,8-10	5,3+07	2,1+04
		М	4,0-10	5,0+07	2,0+04
Y-88	107 сут	П	3,9-09	5,1+06	2,1+03
		М	4,1-09	4,9+06	2,0+03
Y-90	2,67 сут	П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		М	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Y-90m	3,19 час	П	9,6-11	2,1+08	8,3+04
		М	1,0-10	2,0+08	8,0+04
Y-91	58,5 сут	П	6,7-09	3,0+06	1,2+03
		М	8,4-09	2,4+06	9,5+02
Y-91m	0,828 час	П	1,0-11	2,0+09	8,0+05
		М	1,1-11	1,8+09	7,3+05
Y-92	3,54 час	П	1,9-10	1,1+08	4,2+04
		М	2,0-10	1,0+08	4,0+04
Y-93	10,1 час	П	4,1-10	4,9+07	2,0+04
		М	4,3-10	4,7+07	1,9+04
Y-94	0,318 час	П	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		М	2,9-11	6,9+08	2,8+05
Y-95	0,178 час	П	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		М	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Zr-86	16,5 час	Б	3,0-10	6,7+07	2,7+04
		П	4,3-10	4,7+07	1,9+04
		М	4,5-10	4,4+07	1,8+04
Zr-88	83,4 сут	Б	3,5-09	5,7+06	2,3+03
		П	2,5-09	8,0+06	3,2+03
		М	3,3-09	6,1+06	2,4+03

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Zr-89	3,27 сут	Б	3,1-10	6,5+07	2,6+04
		П	5,3-10	3,8+07	1,5+04
		М	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Zr-93	1,53+06 лет	Б	2,5-08	8,0+05	3,2+02
		П	9,6-09	2,1+06	8,3+02
		М	3,1-09	6,5+06	2,6+03
Zr-95	64,0 сут	Б	2,5-09	8,0+06	3,2+03
		П	4,5-09	4,4+06	1,8+03
		М	5,5-09	3,6+06	1,5+03
Zr-97	16,9 час	Б	4,2-10	4,8+07	1,9+04
		П	9,4-10	2,1+07	8,5+03
		М	1,0-09	2,0+07	8,0+03
Nb-88	0,238 час	П	2,9-11	6,9+08	2,8+05
		М	3,0-11	6,7+08	2,7+05
Nb-89	2,03 час	П	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		М	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Nb-89	1,10 час	П	7,1-11	2,8+08	1,1+05
		М	7,4-11	2,7+08	1,1+05
Nb-90	14,6 час	П	6,6-10	3,0+07	1,2+04
		М	6,9-10	2,9+07	1,2+04
Nb-93m	13,6 лет	П	4,6-10	4,3+07	1,7+04
		М	1,6-09	1,3+07	5,0+03
Nb-94	2,03+04 лет	П	1,0-08	2,0+06	8,0+02
		М	4,5-08	4,4+05	1,8+02
Nb-95	35,1 сут	П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		М	1,6-09	1,3+07	5,0+03
Nb-95m	3,61 сут	П	7,6-10	2,6+07	1,1+04
		М	8,5-10	2,4+07	9,4+03
Nb-96	23,3 час	П	6,5-10	3,1+07	1,2+04
		М	6,8-10	2,9+07	1,2+04
Nb-97	1,20 час	П	4,4-11	4,5+08	1,8+05
		М	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Nb-98	0,858 час	П	5,9-11	3,4+08	1,4+05
		М	6,1-11	3,3+08	1,3+05
Mo-90	5,67 час	Б	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		М	3,7-10	5,4+07	2,2+04
Mo-93	3,50+03 лет	Б	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		М	2,2-09	9,1+06	3,6+03
Mo-93m	6,85 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		М	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Mo-99	2,75 сут	Б	2,3-10	8,7+07	3,5+04
		М	9,7-10	2,1+07	8,2+03
Mo-101	0,244 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
		М	2,7-11	7,4+08	3,0+05
Tc-93	2,75 час	Б	3,4-11	5,9+08	2,4+05
		П	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Tc-93m	0,725 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
		П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Tc-94	4,88 час	Б	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Tc-94m	0,867 час	Б	4,3-11	4,7+08	1,9+05
		П	4,9-11	4,1+08	1,6+05
Tc-95	20,0 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	1,0-10	2,0+08	8,0+04
Tc-95m	61,0 сут	Б	3,1-10	6,5+07	2,6+04
		П	8,7-10	2,3+07	9,2+03
Tc-96	4,28 сут	Б	6,0-10	3,3+07	1,3+04
		П	7,1-10	2,8+07	1,1+04
Tc-96m	0,858 час	Б	6,5-12	3,1+09	1,2+06
		П	7,7-12	2,6+09	1,0+06

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ПП <sub>ПЕРС</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>ПЕРС</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
Tc-97	2,60+06 лет	Б	4,5-11	4,4+08	1,8+05
		П	2,1-10	9,5+07	3,8+04
Tc-97m	87,0 сут	Б	2,8-10	7,1+07	2,9+04
		П	3,1-09	6,5+06	2,6+03
Tc-98	4,20+06 лет	Б	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		П	8,1-09	2,5+06	9,9+02
Tc-99	2,13+05 лет	Б	2,9-10	6,9+07	2,8+04
		П	3,9-09	5,1+06	2,1+03
Tc-99m	6,02 час	Б	1,2-11	1,7+09	6,7+05
		П	1,9-11	1,1+09	4,2+05
Tc-101	0,237 час	Б	8,7-12	2,3+09	9,2+05
		П	1,3-11	1,5+09	6,2+05
Tc-104	0,303 час	Б	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		П	3,0-11	6,7+08	2,7+05
Ru-94	0,863 час	Б	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		П	4,4-11	4,5+08	1,8+05
		М	4,6-11	4,3+08	1,7+05
		Г	5,6-11	3,6+08	1,4+05
Ru-97	2,90 сут	Б	6,7-11	3,0+08	1,2+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		Г	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Ru-103	39,3 сут	Б	4,9-10	4,1+07	1,6+04
		П	2,3-09	8,7+06	3,5+03
		М	2,8-09	7,1+06	2,9+03
		Г	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Ru-105	4,44 час	Б	7,1-11	2,8+08	1,1+05
		П	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		М	1,8-10	1,1+08	4,4+04
		Г	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Ru-106	1,01 лет	Б	8,0-09	2,5+06	1,0+03
		П	2,6-08	7,7+05	3,1+02
		М	6,2-08	3,2+05	1,3+02
		Г	1,8-08	1,1+06	4,4+02
Rh-99	16,0 сут	Б	3,3-10	6,1+07	2,4+04
		П	7,3-10	2,7+07	1,1+04
		М	8,3-10	2,4+07	9,6+03
Rh-99m	4,70 час	Б	3,0-11	6,7+08	2,7+05
		П	4,1-11	4,9+08	2,0+05
		М	4,3-11	4,7+08	1,9+05
Rh-100	20,8 час	Б	2,8-10	7,1+07	2,9+04
		П	3,6-10	5,6+07	2,2+04
		М	3,7-10	5,4+07	2,2+04
Rh-101	3,20 лет	Б	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		П	2,2-09	9,1+06	3,6+03
		М	5,0-09	4,0+06	1,6+03
Rh-101m	4,34 сут	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		М	2,1-10	9,5+07	3,8+04
Rh-102	2,90 лет	Б	7,3-09	2,7+06	1,1+03
		П	6,5-09	3,1+06	1,2+03
		М	1,6-08	1,3+06	5,0+02
Rh-102m	207 сут	Б	1,5-09	1,3+07	5,3+03
		П	3,8-09	5,3+06	2,1+03
		М	6,7-09	3,0+06	1,2+03
Rh-103m	0,935 час	Б	8,6-13	2,3+10	9,3+06
		П	2,3-12	8,7+09	3,5+06
		М	2,5-12	8,0+09	3,2+06
Rh-105	1,47 сут	Б	8,7-11	2,3+08	9,2+04
		П	3,1-10	6,5+07	2,6+04

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс}}, \text{Зв/Бк}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		М	3,4-10	5,9+07	2,4+04
Rh-106m	2,20 час	Б	7,0-11	2,9+08	1,1+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Rh-107	0,362 час	Б	9,6-12	2,1+09	8,3+05
		П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		М	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Pd-100	3,63 сут	Б	4,9-10	4,1+07	1,6+04
		П	7,9-10	2,5+07	1,0+04
		М	8,3-10	2,4+07	9,6+03
Pd-101	8,27 час	Б	4,2-11	4,8+08	1,9+05
		П	6,2-11	3,2+08	1,3+05
		М	6,4-11	3,1+08	1,3+05
Pd-103	17,0 сут	Б	9,0-11	2,2+08	8,9+04
		П	3,5-10	5,7+07	2,3+04
		М	4,0-10	5,0+07	2,0+04
Pd-107	6,50+06 лет	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		П	8,0-11	2,5+08	1,0+05
		М	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Pd-109	13,4 час	Б	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		П	3,4-10	5,9+07	2,4+04
		М	3,6-10	5,6+07	2,2+04
Ag-102	0,215 час	Б	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
		М	1,9-11	1,1+09	4,2+05
Ag-103	1,09 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		М	2,8-11	7,1+08	2,9+05
Ag-104	1,15 час	Б	3,0-11	6,7+08	2,7+05
		П	3,9-11	5,1+08	2,1+05
		М	4,0-11	5,0+08	2,0+05
Ag-104m	0,558 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		П	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		М	2,7-11	7,4+08	3,0+05
Ag-105	41,0 сут	Б	5,4-10	3,7+07	1,5+04
		П	6,9-10	2,9+07	1,2+04
		М	7,8-10	2,6+07	1,0+04
Ag-106	0,399 час	Б	9,8-12	2,0+09	8,2+05
		П	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		М	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Ag-106m	8,41 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		М	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Ag-108m	1,27+02 лет	Б	6,1-09	3,3+06	1,3+03
		П	7,0-09	2,9+06	1,1+03
		М	3,5-08	5,7+05	2,3+02
Ag-110m	250 сут	Б	5,5-09	3,6+06	1,5+03
		П	7,2-09	2,8+06	1,1+03
		М	1,2-08	1,7+06	6,7+02
Ag-111	7,45 сут	Б	4,1-10	4,9+07	2,0+04
		П	1,5-09	1,3+07	5,3+03
		М	1,7-09	1,2+07	4,7+03
Ag-112	3,12 час	Б	8,2-11	2,4+08	9,8+04
		П	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		М	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Ag-115	0,333 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		М	3,0-11	6,7+08	2,7+05
Cd-104	0,961 час	Б	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		П	3,6-11	5,6+08	2,2+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс,</sub> Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс,</sub> Бк/м <sup>3</sup>
		М	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Cd-107	6,49 час	Б	2,3-11	8,7+08	3,5+05
		П	8,1-11	2,5+08	9,9+04
		М	8,7-11	2,3+08	9,2+04
Cd-109	1,27 лет	Б	8,1-09	2,5+06	9,9+02
		П	6,2-09	3,2+06	1,3+03
		М	5,8-09	3,4+06	1,4+03
Cd-113	9,30+15 лет	Б	1,2-07	1,7+05	6,7+01
		П	5,3-08	3,8+05	1,5+02
		М	2,5-08	8,0+05	3,2+02
Cd-113m	13,6 лет	Б	1,1-07	1,8+05	7,3+01
		П	5,0-08	4,0+05	1,6+02
		М	3,0-08	6,7+05	2,7+02
Cd-115	2,23 сут	Б	3,7-10	5,4+07	2,2+04
		П	9,7-10	2,1+07	8,2+03
		М	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Cd-115m	44,6 сут	Б	5,3-09	3,8+06	1,5+03
		П	5,9-09	3,4+06	1,4+03
		М	7,3-09	2,7+06	1,1+03
Cd-117	2,49 час	Б	7,3-11	2,7+08	1,1+05
		П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
		М	1,7-10	1,2+08	4,7+04
Cd-117m	3,36 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		М	2,1-10	9,5+07	3,8+04
In-109	4,20 час	Б	3,2-11	6,3+08	2,5+05
		П	4,4-11	4,5+08	1,8+05
In-110	4,90 час	Б	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		П	1,4-10	1,4+08	5,7+04
In-110	1,15 час	Б	3,1-11	6,5+08	2,6+05
		П	5,0-11	4,0+08	1,6+05
In-111	2,83 сут	Б	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		П	2,3-10	8,7+07	3,5+04
In-112	0,240 час	Б	5,0-12	4,0+09	1,6+06
		П	7,8-12	2,6+09	1,0+06
In-113m	1,66 час	Б	1,0-11	2,0+09	8,0+05
		П	2,0-11	1,0+09	4,0+05
In-114m	49,5 сут	Б	9,3-09	2,2+06	8,6+02
		П	5,9-09	3,4+06	1,4+03
In-115m	4,49 час	Б	2,5-11	8,0+08	3,2+05
		П	6,0-11	3,3+08	1,3+05
In-116m	0,902 час	Б	3,0-11	6,7+08	2,7+05
		П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
In-117	0,730 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П	3,0-11	6,7+08	2,7+05
In-117m	1,94 час	Б	3,1-11	6,5+08	2,6+05
		П	7,3-11	2,7+08	1,1+05
In-119m	0,300 час	Б	1,1-11	1,8+09	7,3+05
		П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Sn-110	4,00 час	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
Sn-111	0,588 час	Б	8,3-12	2,4+09	9,6+05
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Sn-113	115 сут	Б	5,4-10	3,7+07	1,5+04
		П	2,5-09	8,0+06	3,2+03
Sn-117m	13,6 сут	Б	2,9-10	6,9+07	2,8+04
		П	2,3-09	8,7+06	3,5+03
Sn-119m	293 сут	Б	2,9-10	6,9+07	2,8+04
		П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Sn-121	1,13 сут	Б	6,4-11	3,1+08	1,3+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		П	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Sn-121m	55,0 лет	Б	8,0-10	2,5+07	1,0+04
		П	4,2-09	4,8+06	1,9+03
Sn-123	129 сут	Б	1,2-09	1,7+07	6,7+03
		П	7,7-09	2,6+06	1,0+03
Sn-123m	0,668 час	Б	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		П	2,8-11	7,1+08	2,9+05
Sn-125	9,64 сут	Б	9,2-10	2,2+07	8,7+03
		П	3,0-09	6,7+06	2,7+03
Sn-126	1,00+05 лет	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
		П	2,7-08	7,4+05	3,0+02
Sn-127	2,10 час	Б	6,9-11	2,9+08	1,2+05
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Sn-128	0,985 час	Б	5,4-11	3,7+08	1,5+05
		П	9,6-11	2,1+08	8,3+04
Sb-115	0,530 час	Б	9,2-12	2,2+09	8,7+05
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Sb-116	0,263 час	Б	9,9-12	2,0+09	8,1+05
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Sb-116m	1,00 час	Б	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		П	5,0-11	4,0+08	1,6+05
Sb-117	2,80 час	Б	9,3-12	2,2+09	8,6+05
		П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Sb-118m	5,00 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Sb-119	1,59 сут	Б	2,5-11	8,0+08	3,2+05
		П	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Sb-120	5,76 сут	Б	5,9-10	3,4+07	1,4+04
		П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
Sb-120	0,265 час	Б	4,9-12	4,1+09	1,6+06
		П	7,4-12	2,7+09	1,1+06
Sb-122	2,70 сут	Б	3,9-10	5,1+07	2,1+04
		П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
Sb-124	60,2 сут	Б	1,3-09	1,5+07	6,2+03
		П	6,1-09	3,3+06	1,3+03
Sb-124m	0,337 час	Б	3,0-12	6,7+09	2,7+06
		П	5,5-12	3,6+09	1,5+06
Sb-125	2,77 лет	Б	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		П	4,5-09	4,4+06	1,8+03
Sb-126	12,4 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	2,7-09	7,4+06	3,0+03
Sb-126m	0,317 час	Б	1,3-11	1,5+09	6,2+05
		П	2,0-11	1,0+09	4,0+05
Sb-127	3,85 сут	Б	4,6-10	4,3+07	1,7+04
		П	1,6-09	1,3+07	5,0+03
Sb-128	9,01 час	Б	2,5-10	8,0+07	3,2+04
		П	4,2-10	4,8+07	1,9+04
Sb-128	0,173 час	Б	1,1-11	1,8+09	7,3+05
		П	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Sb-129	4,32 час	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	2,4-10	8,3+07	3,3+04
Sb-130	0,667 час	Б	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		П	5,4-11	3,7+08	1,5+05
Sb-131	0,383 час	Б	3,7-11	5,4+08	2,2+05
		П	5,2-11	3,8+08	1,5+05
Te-116	2,49 час	Б	6,3-11	3,2+08	1,3+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		Г	8,7-11	2,3+08	9,2+04
Te-121	17,0 сут	Б	2,5-10	8,0+07	3,2+04
		П	3,9-10	5,1+07	2,1+04

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		Г	5,1-10	3,9+07	1,6+04
Te-121m	154 сут	Б	1,8-09	1,1+07	4,4+03
		П	4,2-09	4,8+06	1,9+03
		Г	5,5-09	3,6+06	1,5+03
Te-123	1,00+13 лет	Б	4,0-09	5,0+06	2,0+03
		П	2,6-09	7,7+06	3,1+03
		Г	1,2-08	1,7+06	6,7+02
Te-123m	120 сут	Б	9,7-10	2,1+07	8,2+03
		П	3,9-09	5,1+06	2,1+03
		Г	2,9-09	6,9+06	2,8+03
Te-125m	58,0 сут	Б	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		П	3,3-09	6,1+06	2,4+03
		Г	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Te-127	9,35 час	Б	4,2-11	4,8+08	1,9+05
		П	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		Г	7,7-11	2,6+08	1,0+05
Te-127m	109 сут	Б	1,6-09	1,3+07	5,0+03
		П	7,2-09	2,8+06	1,1+03
		Г	4,6-09	4,3+06	1,7+03
Te-129	1,16 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		П	3,8-11	5,3+08	2,1+05
		Г	3,7-11	5,4+08	2,2+05
Te-129m	33,6 сут	Б	1,3-09	1,5+07	6,2+03
		П	6,3-09	3,2+06	1,3+03
		Г	3,7-09	5,4+06	2,2+03
Te-131	0,417 час	Б	2,3-11	8,7+08	3,5+05
		П	3,8-11	5,3+08	2,1+05
		Г	6,8-11	2,9+08	1,2+05
Te-131m	1,25 сут	Б	8,7-10	2,3+07	9,2+03
		П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		Г	2,4-09	8,3+06	3,3+03
Te-132	3,26 сут	Б	1,8-09	1,1+07	4,4+03
		П	2,2-09	9,1+06	3,6+03
		Г	5,1-09	3,9+06	1,6+03
Te-133	0,207 час	Б	2,0-11	1,0+09	4,0+05
		П	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		Г	5,6-11	3,6+08	1,4+05
Te-133m	0,923 час	Б	8,4-11	2,4+08	9,5+04
		П	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		Г	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Te-134	0,696 час	Б	5,0-11	4,0+08	1,6+05
		П	7,1-11	2,8+08	1,1+05
		Г	8,4-11	2,4+08	9,5+04
I-120	1,35 час	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		Г1	3,0-10	6,7+07	2,7+04
		Г2	2,0-10	1,0+08	4,0+04
I-120m	0,883 час	Б	8,7-11	2,3+08	9,2+04
		Г1	1,8-10	1,1+08	4,4+04
		Г2	1,0-10	2,0+08	8,0+04
I-121	2,12 час	Б	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		Г1	8,6-11	2,3+08	9,3+04
		Г2	5,6-11	3,6+08	1,4+05
I-123	13,2 час	Б	7,6-11	2,6+08	1,1+05
		Г1	2,1-10	9,5+07	3,8+04
		Г2	1,5-10	1,3+08	5,3+04
I-124	4,18 сут	Б	4,5-09	4,4+06	1,8+03
		Г1	1,2-08	1,7+06	6,7+02
		Г2	9,2-09	2,2+06	8,7+02
I-125	60,1 сут	Б	5,3-09	3,8+06	1,5+03
		Г1	1,4-08	1,4+06	5,7+02



Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		Г2	1,1-08	1,8+06	7,3+02
I-126	13,0 сут	Б	1,0-08	2,0+06	8,0+02
		Г1	2,6-08	7,7+05	3,1+02
		Г2	2,0-08	1,0+06	4,0+02
I-128	0,416 час	Б	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		Г1	6,5-11	3,1+08	1,2+05
		Г2	1,3-11	1,5+09	6,2+05
I-129	1,57+07 лет	Б	3,7-08	5,4+05	2,2+02
		Г1	9,6-08	2,1+05	8,3+01
		Г2	7,4-08	2,7+05	1,1+02
I-130	12,4 час	Б	6,9-10	2,9+07	1,2+04
		Г1	1,9-09	1,1+07	4,2+03
		Г2	1,4-09	1,4+07	5,7+03
I-131	8,04 сут	Б	7,6-09	2,6+06	1,1+03
		Г1	2,0-08	1,0+06	4,0+02
		Г2	1,5-08	1,3+06	5,3+02
I-132	2,30 час	Б	9,6-11	2,1+08	8,3+04
		Г1	3,1-10	6,5+07	2,6+04
		Г2	1,9-10	1,1+08	4,2+04
I-132m	1,39 час	Б	8,1-11	2,5+08	9,9+04
		Г1	2,7-10	7,4+07	3,0+04
		Г2	1,6-10	1,3+08	5,0+04
I-133	20,8 час	Б	1,5-09	1,3+07	5,3+03
		Г1	4,0-09	5,0+06	2,0+03
		Г2	3,1-09	6,5+06	2,6+03
I-134	0,876 час	Б	4,8-11	4,2+08	1,7+05
		Г1	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		Г2	5,0-11	4,0+08	1,6+05
I-135	6,61 час	Б	3,3-10	6,1+07	2,4+04
		Г1	9,2-10	2,2+07	8,7+03
		Г2	6,8-10	2,9+07	1,2+04
Cs-125	0,750 час	Б	1,3-11	1,5+09	6,2+05
Cs-127	6,25 час	Б	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Cs-129	1,34 сут	Б	4,5-11	4,4+08	1,8+05
Cs-130	0,498 час	Б	8,4-12	2,4+09	9,5+05
Cs-131	9,69 сут	Б	2,8-11	7,1+08	2,9+05
Cs-132	6,48 сут	Б	2,4-10	8,3+07	3,3+04
Cs-134	2,06 лет	Б	6,8-09	2,9+06	1,2+03
Cs-134m	2,90 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Cs-135	2,30+06 лет	Б	7,1-10	2,8+07	1,1+04
Cs-135m	0,883 час	Б	1,3-11	1,5+09	6,2+05
Cs-136	13,1 сут	Б	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Cs-137	30,0 лет	Б	4,8-09	4,2+06	1,7+03
Cs-138	0,536 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
Ba-126	1,61 час	Б	7,8-11	2,6+08	1,0+05
Ba-128	2,43 сут	Б	8,0-10	2,5+07	1,0+04
Ba-131	11,8 сут	Б	2,3-10	8,7+07	3,5+04
Ba-131m	0,243 час	Б	4,1-12	4,9+09	2,0+06
Ba-133	10,7 лет	Б	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Ba-133m	1,62 сут	Б	1,9-10	1,1+08	4,2+04
Ba-135m	1,20 сут	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
Ba-139	1,38 час	Б	3,5-11	5,7+08	2,3+05
Ba-140	12,7 сут	Б	1,0-09	2,0+07	8,0+03
Ba-141	0,305 час	Б	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Ba-142	0,177 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
La-131	0,983 час	Б	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		П	2,3-11	8,7+08	3,5+05
La-132	4,80 час	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	1,7-10	1,2+08	4,7+04
La-135	19,5 час	Б	1,1-11	1,8+09	7,3+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		П	1,5-11	1,3+09	5,3+05
La-137	6,00+04 лет	Б	8,6-09	2,3+06	9,3+02
		П	3,4-09	5,9+06	2,4+03
La-138	1,35+11 лет	Б	1,5-07	1,3+05	5,3+01
		П	6,1-08	3,3+05	1,3+02
La-140	1,68 сут	Б	6,0-10	3,3+07	1,3+04
		П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
La-141	3,93 час	Б	6,7-11	3,0+08	1,2+05
		П	1,5-10	1,3+08	5,3+04
La-142	1,54 час	Б	5,6-11	3,6+08	1,4+05
		П	9,3-11	2,2+08	8,6+04
La-143	0,237 час	Б	1,2-11	1,7+09	6,7+05
		П	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Ce-134	3,00 сут	П	1,3-09	1,5+07	6,2+03
		М	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Ce-135	17,6 час	П	4,9-10	4,1+07	1,6+04
		М	5,1-10	3,9+07	1,6+04
Ce-137	9,00 час	П	1,0-11	2,0+09	8,0+05
		М	1,1-11	1,8+09	7,3+05
Ce-137m	1,43 сут	П	4,0-10	5,0+07	2,0+04
		М	4,3-10	4,7+07	1,9+04
Ce-139	138 сут	П	1,6-09	1,3+07	5,0+03
		М	1,8-09	1,1+07	4,4+03
Ce-141	32,5 сут	П	3,1-09	6,5+06	2,6+03
		М	3,6-09	5,6+06	2,2+03
Ce-143	1,38 сут	П	7,4-10	2,7+07	1,1+04
		М	8,1-10	2,5+07	9,9+03
Ce-144	284 сут	П	3,4-08	5,9+05	2,4+02
		М	4,9-08	4,1+05	1,6+02
Pr-136	0,218 час	П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		М	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Pr-137	1,28 час	П	2,1-11	9,5+08	3,8+05
		М	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Pr-138m	2,10 час	П	7,6-11	2,6+08	1,1+05
		М	7,9-11	2,5+08	1,0+05
Pr-139	4,51 час	П	1,9-11	1,1+09	4,2+05
		М	2,0-11	1,0+09	4,0+05
Pr-142	19,1 час	П	5,3-10	3,8+07	1,5+04
		М	5,6-10	3,6+07	1,4+04
Pr-142m	0,243 час	П	6,7-12	3,0+09	1,2+06
		М	7,1-12	2,8+09	1,1+06
Pr-143	13,6 сут	П	2,1-09	9,5+06	3,8+03
		М	2,3-09	8,7+06	3,5+03
Pr-144	0,288 час	П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
		М	1,9-11	1,1+09	4,2+05
Pr-145	5,98 час	П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
		М	1,7-10	1,2+08	4,7+04
Pr-147	0,227 час	П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
		М	1,9-11	1,1+09	4,2+05
Nd-136	0,844 час	П	5,3-11	3,8+08	1,5+05
		М	5,6-11	3,6+08	1,4+05
Nd-138	5,04 час	П	2,4-10	8,3+07	3,3+04
		М	2,6-10	7,7+07	3,1+04
Nd-139	0,495 час	П	1,0-11	2,0+09	8,0+05
		М	1,1-11	1,8+09	7,3+05
Nd-139m	5,50 час	П	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		М	1,6-10	1,3+08	5,0+04
Nd-141	2,49 час	П	5,1-12	3,9+09	1,6+06
		М	5,3-12	3,8+09	1,5+06
Nd-147	11,0 сут	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		М	2,3-09	8,7+06	3,5+03
Nd-149	1,73 час	П	8,5-11	2,4+08	9,4+04
		М	9,0-11	2,2+08	8,9+04
Nd-151	0,207 час	П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		М	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Pm-141	0,348 час	П	1,5-11	1,3+09	5,3+05
		М	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Pm-143	265 сут	П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		М	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Pm-144	363 сут	П	7,8-09	2,6+06	1,0+03
		М	7,0-09	2,9+06	1,1+03
Pm-145	17,7 лет	П	3,4-09	5,9+06	2,4+03
		М	2,1-09	9,5+06	3,8+03
Pm-146	5,53 лет	П	1,9-08	1,1+06	4,2+02
		М	1,6-08	1,3+06	5,0+02
Pm-147	2,62 лет	П	4,7-09	4,3+06	1,7+03
		М	4,6-09	4,3+06	1,7+03
Pm-148	5,37 сут	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
		М	2,1-09	9,5+06	3,8+03
Pm-148m	41,3 сут	П	4,9-09	4,1+06	1,6+03
		М	5,4-09	3,7+06	1,5+03
Pm-149	2,21 сут	П	6,6-10	3,0+07	1,2+04
		М	7,2-10	2,8+07	1,1+04
Pm-150	2,68 час	П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		М	1,4-10	1,4+08	5,7+04
Pm-151	1,18 сут	П	4,2-10	4,8+07	1,9+04
		М	4,5-10	4,4+07	1,8+04
Sm-141	0,170 час	П	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Sm-141m	0,377 час	П	3,4-11	5,9+08	2,4+05
Sm-142	1,21 час	П	7,4-11	2,7+08	1,1+05
Sm-145	340 сут	П	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Sm-146	1,03+08 лет	П	9,9-06	2,0+03	8,1-01
Sm-151	90,0 лет	П	3,7-09	5,4+06	2,2+03
Sm-153	1,95 сут	П	6,1-10	3,3+07	1,3+04
Sm-155	0,368 час	П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Sm-156	9,40 час	П	2,1-10	9,5+07	3,8+04
Eu-145	5,94 сут	П	5,6-10	3,6+07	1,4+04
Eu-146	4,61 сут	П	8,2-10	2,4+07	9,8+03
Eu-147	24,0 сут	П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
Eu-148	54,5 сут	П	2,7-09	7,4+06	3,0+03
Eu-149	93,1 сут	П	2,7-10	7,4+07	3,0+04
Eu-150	34,2 лет	П	5,0-08	4,0+05	1,6+02
Eu-150	12,6 час	П	1,9-10	1,1+08	4,2+04
Eu-152	13,3 лет	П	3,9-08	5,1+05	2,1+02
Eu-152m	9,32 час	П	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Eu-154	8,80 лет	П	5,0-08	4,0+05	1,6+02
Eu-155	4,96 лет	П	6,5-09	3,1+06	1,2+03
Eu-156	15,2 сут	П	3,3-09	6,1+06	2,4+03
Eu-157	15,1 час	П	3,2-10	6,3+07	2,5+04
Eu-158	0,765 час	П	4,8-11	4,2+08	1,7+05
Gd-145	0,382 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
		П	2,1-11	9,5+08	3,8+05
Gd-146	48,3 сут	Б	4,4-09	4,5+06	1,8+03
		П	6,0-09	3,3+06	1,3+03
Gd-147	1,59 сут	Б	2,7-10	7,4+07	3,0+04
		П	4,1-10	4,9+07	2,0+04
Gd-148	93,0 лет	Б	2,5-05	8,0+02	3,2-01
		П	1,1-05	1,8+03	7,3-01
Gd-149	9,40 сут	Б	2,6-10	7,7+07	3,1+04
		П	7,0-10	2,9+07	1,1+04

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Gd-151	120 сут	Б	7,8-10	2,6+07	1,0+04
		П	8,1-10	2,5+07	9,9+03
Gd-152	1,08+14 лет	Б	1,9-05	1,1+03	4,2-01
		П	7,4-06	2,7+03	1,1
Gd-153	242 сут	Б	2,1-09	9,5+06	3,8+03
		П	1,9-09	1,1+07	4,2+03
Gd-159	18,6 час	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	2,7-10	7,4+07	3,0+04
Tb-147	1,65 час	П	7,9-11	2,5+08	1,0+05
Tb-149	4,15 час	П	4,3-09	4,7+06	1,9+03
Tb-150	3,27 час	П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
Tb-151	17,6 час	П	2,3-10	8,7+07	3,5+04
Tb-153	2,34 сут	П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
Tb-154	21,4 час	П	3,8-10	5,3+07	2,1+04
Tb-155	5,32 сут	П	2,1-10	9,5+07	3,8+04
Tb-156	5,34 сут	П	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Tb-156m	1,02 сут	П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
Tb-156m	5,00 час	П	9,2-11	2,2+08	8,7+04
Tb-157	1,50+02 лет	П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Tb-158	1,50+02 лет	П	4,3-08	4,7+05	1,9+02
Tb-160	72,3 сут	П	6,6-09	3,0+06	1,2+03
Tb-161	6,91 сут	П	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Dy-155	10,0 час	П	8,0-11	2,5+08	1,0+05
Dy-157	8,10 час	П	3,2-11	6,3+08	2,5+05
Dy-159	144 сут	П	3,5-10	5,7+07	2,3+04
Dy-165	2,33 час	П	6,1-11	3,3+08	1,3+05
Dy-166	3,40 сут	П	1,8-09	1,1+07	4,4+03
Ho-155	0,800 час	П	2,0-11	1,0+09	4,0+05
Ho-157	0,210 час	П	4,5-12	4,4+09	1,8+06
Ho-159	0,550 час	П	6,3-12	3,2+09	1,3+06
Ho-161	2,50 час	П	6,3-12	3,2+09	1,3+06
Ho-162	0,250 час	П	2,9-12	6,9+09	2,8+06
Ho-162m	1,13 час	П	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Ho-164	0,483 час	П	8,6-12	2,3+09	9,3+05
Ho-164m	0,625 час	П	1,2-11	1,7+09	6,7+05
Ho-166	1,12 сут	П	6,6-10	3,0+07	1,2+04
Ho-166m	1,20+03 лет	П	1,1-07	1,8+05	7,3+01
Ho-167	3,10 час	П	7,1-11	2,8+08	1,1+05
Er-161	3,24 час	П	5,1-11	3,9+08	1,6+05
Er-165	10,4 час	П	8,3-12	2,4+09	9,6+05
Er-169	9,30 сут	П	9,8-10	2,0+07	8,2+03
Er-171	7,52 час	П	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Er-172	2,05 сут	П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Tm-162	0,362 час	П	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Tm-166	7,70 час	П	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Tm-167	9,24 сут	П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Tm-170	129 сут	П	6,6-09	3,0+06	1,2+03
Tm-171	1,92 лет	П	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Tm-172	2,65 сут	П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Tm-173	8,24 час	П	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Tm-175	0,253 час	П	1,9-11	1,1+09	4,2+05
Yb-162	0,315 час	П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		М	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Yb-166	2,36 сут	П	7,2-10	2,8+07	1,1+04
		М	7,6-10	2,6+07	1,1+04
Yb-167	0,292 час	П	6,5-12	3,1+09	1,2+06
		М	6,9-12	2,9+09	1,2+06
Yb-169	32,0 сут	П	2,4-09	8,3+06	3,3+03
		М	2,8-09	7,1+06	2,9+03
Yb-175	4,19 сут	П	6,3-10	3,2+07	1,3+04

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс}}, \text{Зв/Бк}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		М	7,0-10	2,9+07	1,1+04
Yb-177	1,90 час	П	6,4-11	3,1+08	1,3+05
		М	6,9-11	2,9+08	1,2+05
Yb-178	1,23 час	П	7,1-11	2,8+08	1,1+05
		М	7,6-11	2,6+08	1,1+05
Lu-169	1,42 сут	П	3,5-10	5,7+07	2,3+04
		М	3,8-10	5,3+07	2,1+04
Lu-170	2,00 сут	П	6,4-10	3,1+07	1,3+04
		М	6,7-10	3,0+07	1,2+04
Lu-171	8,22 сут	П	7,6-10	2,6+07	1,1+04
		М	8,3-10	2,4+07	9,6+03
Lu-172	6,70 сут	П	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		М	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Lu-173	1,37 лет	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
		М	2,3-09	8,7+06	3,5+03
Lu-174	3,31 лет	П	4,0-09	5,0+06	2,0+03
		М	3,9-09	5,1+06	2,1+03
Lu-174m	142 сут	П	3,4-09	5,9+06	2,4+03
		М	3,8-09	5,3+06	2,1+03
Lu-176	3,60+10 лет	П	6,6-08	3,0+05	1,2+02
		М	5,2-08	3,8+05	1,5+02
Lu-176m	3,68 час	П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Lu-177	6,71 сут	П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		М	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Lu-177m	161 сут	П	1,2-08	1,7+06	6,7+02
		М	1,5-08	1,3+06	5,3+02
Lu-178	0,473 час	П	2,5-11	8,0+08	3,2+05
		М	2,6-11	7,7+08	3,1+05
Lu-178m	0,378 час	П	3,3-11	6,1+08	2,4+05
		М	3,5-11	5,7+08	2,3+05
Lu-179	4,59 час	П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Hf-170	16,0 час	Б	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		П	3,2-10	6,3+07	2,5+04
Hf-172	1,87 лет	Б	3,2-08	6,3+05	2,5+02
		П	1,9-08	1,1+06	4,2+02
Hf-173	24,0 час	Б	7,9-11	2,5+08	1,0+05
		П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
Hf-175	70,0 сут	Б	7,2-10	2,8+07	1,1+04
		П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Hf-177m	0,856 час	Б	4,7-11	4,3+08	1,7+05
		П	9,2-11	2,2+08	8,7+04
Hf-178m	31,0 лет	Б	2,6-07	7,7+04	3,1+01
		П	1,1-07	1,8+05	7,3+01
Hf-179m	25,1 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	3,6-09	5,6+06	2,2+03
Hf-180m	5,50 час	Б	6,4-11	3,1+08	1,3+05
		П	1,4-10	1,4+08	5,7+04
Hf-181	42,4 сут	Б	1,4-09	1,4+07	5,7+03
		П	4,7-09	4,3+06	1,7+03
Hf-182	9,00+06 лет	Б	3,0-07	6,7+04	2,7+01
		П	1,2-07	1,7+05	6,7+01
Hf-182m	1,02 час	Б	2,3-11	8,7+08	3,5+05
		П	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Hf-183	1,07 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		П	5,8-11	3,4+08	1,4+05
Hf-184	4,12 час	Б	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		П	3,3-10	6,1+07	2,4+04
Ta-172	0,613 час	П	3,4-11	5,9+08	2,4+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		М	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Ta-173	3,65 час	П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Ta-174	1,20 час	П	4,2-11	4,8+08	1,9+05
		М	4,4-11	4,5+08	1,8+05
Ta-175	10,5 час	П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		М	1,4-10	1,4+08	5,7+04
Ta-176	8,08 час	П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		М	2,1-10	9,5+07	3,8+04
Ta-177	2,36 сут	П	9,3-11	2,2+08	8,6+04
		М	1,0-10	2,0+08	8,0+04
Ta-178	2,20 час	П	6,6-11	3,0+08	1,2+05
		М	6,9-11	2,9+08	1,2+05
Ta-179	1,82 лет	П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		М	5,2-10	3,8+07	1,5+04
Ta-180	1,00+13 лет	П	6,0-09	3,3+06	1,3+03
		М	2,4-08	8,3+05	3,3+02
Ta-180m	8,10 час	П	4,4-11	4,5+08	1,8+05
		М	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Ta-182	115 сут	П	7,2-09	2,8+06	1,1+03
		М	9,7-09	2,1+06	8,2+02
Ta-182m	0,264 час	П	2,1-11	9,5+08	3,8+05
		М	2,2-11	9,1+08	3,6+05
Ta-183	5,10 сут	П	1,8-09	1,1+07	4,4+03
		М	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Ta-184	8,70 час	П	4,1-10	4,9+07	2,0+04
		М	4,4-10	4,5+07	1,8+04
Ta-185	0,816 час	П	4,6-11	4,3+08	1,7+05
		М	4,9-11	4,1+08	1,6+05
Ta-186	0,175 час	П	1,8-11	1,1+09	4,4+05
		М	1,9-11	1,1+09	4,2+05
W-176	2,30 час	Б	4,4-11	4,5+08	1,8+05
W-177	2,25 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
W-178	21,7 сут	Б	7,6-11	2,6+08	1,1+05
W-179	0,625 час	Б	9,9-13	2,0+10	8,1+06
W-181	121 сут	Б	2,8-11	7,1+08	2,9+05
W-185	75,1 сут	Б	1,4-10	1,4+08	5,7+04
W-187	23,9 час	Б	2,0-10	1,0+08	4,0+04
W-188	69,4 сут	Б	5,9-10	3,4+07	1,4+04
Re-177	0,233 час	Б	1,0-11	2,0+09	8,0+05
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Re-178	0,220 час	Б	1,1-11	1,8+09	7,3+05
		П	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Re-181	20,0 час	Б	1,9-10	1,1+08	4,2+04
		П	2,5-10	8,0+07	3,2+04
Re-182	2,67 сут	Б	6,8-10	2,9+07	1,2+04
		П	1,3-09	1,5+07	6,2+03
Re-182	12,7 час	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		П	2,0-10	1,0+08	4,0+04
Re-184	38,0 сут	Б	4,6-10	4,3+07	1,7+04
		П	1,8-09	1,1+07	4,4+03
Re-184m	165 сут	Б	6,1-10	3,3+07	1,3+04
		П	6,1-09	3,3+06	1,3+03
Re-186	3,78 сут	Б	5,3-10	3,8+07	1,5+04
		П	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Re-186m	2,00+05 лет	Б	8,5-10	2,4+07	9,4+03
		П	1,1-08	1,8+06	7,3+02
Re-188	17,0 час	Б	4,7-10	4,3+07	1,7+04
		П	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Re-188m	0,310 час	Б	1,0-11	2,0+09	8,0+05

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс,</sub> Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс,</sub> Бк/м <sup>3</sup>
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
Re-189	1,01 сут	Б	2,7-10	7,4+07	3,0+04
		П	4,3-10	4,7+07	1,9+04
Os-180	0,366 час	Б	8,8-12	2,3+09	9,1+05
		П	1,4-11	1,4+09	5,7+05
		М	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Os-181	1,75 час	Б	3,6-11	5,6+08	2,2+05
		П	6,3-11	3,2+08	1,3+05
		М	6,6-11	3,0+08	1,2+05
Os-182	22,0 час	Б	1,9-10	1,1+08	4,2+04
		П	3,7-10	5,4+07	2,2+04
		М	3,9-10	5,1+07	2,1+04
Os-185	94,0 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	1,2-09	1,7+07	6,7+03
		М	1,5-09	1,3+07	5,3+03
Os-189m	6,00 час	Б	2,7-12	7,4+09	3,0+06
		П	5,1-12	3,9+09	1,6+06
		М	5,4-12	3,7+09	1,5+06
Os-191	15,4 сут	Б	2,5-10	8,0+07	3,2+04
		П	1,5-09	1,3+07	5,3+03
		М	1,8-09	1,1+07	4,4+03
Os-191m	13,0 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		П	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		М	1,5-10	1,3+08	5,3+04
Os-193	1,25 сут	Б	1,7-10	1,2+08	4,7+04
		П	4,7-10	4,3+07	1,7+04
		М	5,1-10	3,9+07	1,6+04
Os-194	6,00 лет	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
		П	2,0-08	1,0+06	4,0+02
		М	7,9-08	2,5+05	1,0+02
Ir-182	0,250 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
		П	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		М	2,5-11	8,0+08	3,2+05
Ir-184	3,02 час	Б	6,7-11	3,0+08	1,2+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Ir-185	14,0 час	Б	8,8-11	2,3+08	9,1+04
		П	1,8-10	1,1+08	4,4+04
		М	1,9-10	1,1+08	4,2+04
Ir-186	15,8 час	Б	1,8-10	1,1+08	4,4+04
		П	3,2-10	6,3+07	2,5+04
		М	3,3-10	6,1+07	2,4+04
Ir-186	1,75 час	Б	2,5-11	8,0+08	3,2+05
		П	4,3-11	4,7+08	1,9+05
		М	4,5-11	4,4+08	1,8+05
Ir-187	10,5 час	Б	4,0-11	5,0+08	2,0+05
		П	7,5-11	2,7+08	1,1+05
		М	7,9-11	2,5+08	1,0+05
Ir-188	1,73 сут	Б	2,6-10	7,7+07	3,1+04
		П	4,1-10	4,9+07	2,0+04
		М	4,3-10	4,7+07	1,9+04
Ir-189	13,3 сут	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	4,8-10	4,2+07	1,7+04
		М	5,5-10	3,6+07	1,5+04
Ir-190	12,1 сут	Б	7,9-10	2,5+07	1,0+04
		П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
		М	2,3-09	8,7+06	3,5+03
Ir-190m	3,10 час	Б	5,3-11	3,8+08	1,5+05
		П	8,3-11	2,4+08	9,6+04
		М	8,6-11	2,3+08	9,3+04

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
Ir-190m	1,20 час	Б	3,7-12	5,4+09	2,2+06
		П	9,0-12	2,2+09	8,9+05
		М	1,0-11	2,0+09	8,0+05
Ir-192	74,0 сут	Б	1,8-09	1,1+07	4,4+03
		П	4,9-09	4,1+06	1,6+03
		М	6,2-09	3,2+06	1,3+03
Ir-192m	2,41+02 лет	Б	4,8-09	4,2+06	1,7+03
		П	5,4-09	3,7+06	1,5+03
		М	3,6-08	5,6+05	2,2+02
Ir-193m	11,9 сут	Б	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		М	1,2-09	1,7+07	6,7+03
Ir-194	19,1 час	Б	2,2-10	9,1+07	3,6+04
		П	5,3-10	3,8+07	1,5+04
		М	5,6-10	3,6+07	1,4+04
Ir-194m	171 сут	Б	5,4-09	3,7+06	1,5+03
		П	8,5-09	2,4+06	9,4+02
		М	1,2-08	1,7+06	6,7+02
Ir-195	2,50 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		П	6,7-11	3,0+08	1,2+05
		М	7,2-11	2,8+08	1,1+05
Ir-195m	3,80 час	Б	6,5-11	3,1+08	1,2+05
		П	1,6-10	1,3+08	5,0+04
		М	1,7-10	1,2+08	4,7+04
Pt-186	2,00 час	Б	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Pt-188	10,2 сут	Б	4,3-10	4,7+07	1,9+04
Pt-189	10,9 час	Б	4,1-11	4,9+08	2,0+05
Pt-191	2,80 сут	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
Pt-193	50,0 лет	Б	2,1-11	9,5+08	3,8+05
Pt-193m	4,33 сут	Б	1,3-10	1,5+08	6,2+04
Pt-195m	4,02 сут	Б	1,9-10	1,1+08	4,2+04
Pt-197	18,3 час	Б	9,1-11	2,2+08	8,8+04
Pt-197m	1,57 час	Б	2,5-11	8,0+08	3,2+05
Pt-199	0,513 час	Б	1,3-11	1,5+09	6,2+05
Pt-200	12,5 час	Б	2,4-10	8,3+07	3,3+04
Au-193	17,6 час	Б	3,9-11	5,1+08	2,1+05
		П	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		М	1,2-10	1,7+08	6,7+04
Au-194	1,64 сут	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		П	2,4-10	8,3+07	3,3+04
		М	2,5-10	8,0+07	3,2+04
Au-195	183 сут	Б	7,1-11	2,8+08	1,1+05
		П	1,0-09	2,0+07	8,0+03
		М	1,6-09	1,3+07	5,0+03
Au-198	2,69 сут	Б	2,3-10	8,7+07	3,5+04
		П	7,6-10	2,6+07	1,1+04
		М	8,4-10	2,4+07	9,5+03
Au-198m	2,30 сут	Б	3,4-10	5,9+07	2,4+04
		П	1,7-09	1,2+07	4,7+03
		М	1,9-09	1,1+07	4,2+03
Au-199	3,14 сут	Б	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		П	6,8-10	2,9+07	1,2+04
		М	7,5-10	2,7+07	1,1+04
Au-200	0,807 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		П	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		М	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Au-200m	18,7 час	Б	3,2-10	6,3+07	2,5+04
		П	6,9-10	2,9+07	1,2+04
		М	7,3-10	2,7+07	1,1+04
Au-201	0,440 час	Б	9,2-12	2,2+09	8,7+05



Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		П	1,7-11	1,2+09	4,7+05
		М	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Hg-193	3,50 час	Б (ор)	2,6-11	7,7+08	3,1+05
		Б (но)	2,8-11	7,1+08	2,9+05
		П (но)	7,5-11	2,7+08	1,1+05
		Г	1,1-09	1,8+07	7,3+03
Hg-193m	11,1 час	Б (ор)	1,1-10	1,8+08	7,3+04
		Б (но)	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		П (но)	2,6-10	7,7+07	3,1+04
		Г	3,1-09	6,5+06	2,6+03
Hg-194	2,60+02 лет	Б (ор)	1,5-08	1,3+06	5,3+02
		Б (но)	1,3-08	1,5+06	6,2+02
		П (но)	7,8-09	2,6+06	1,0+03
		Г	4,0-08	5,0+05	2,0+02
Hg-195	9,90 час	Б (ор)	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		Б (но)	2,7-11	7,4+08	3,0+05
		П (но)	7,2-11	2,8+08	1,1+05
		Г	1,4-09	1,4+07	5,7+03
Hg-195m	1,73 сут	Б (ор)	1,3-10	1,5+08	6,2+04
		Б (но)	1,5-10	1,3+08	5,3+04
		П (но)	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		Г	8,2-09	2,4+06	9,8+02
Hg-197	2,67 сут	Б (ор)	5,0-11	4,0+08	1,6+05
		Б (но)	6,0-11	3,3+08	1,3+05
		П (но)	2,9-10	6,9+07	2,8+04
		Г	4,4-09	4,5+06	1,8+03
Hg-197m	23,8 час	Б (ор)	1,0-10	2,0+08	8,0+04
		Б (но)	1,2-10	1,7+08	6,7+04
		П (но)	5,1-10	3,9+07	1,6+04
		Г	5,8-09	3,4+06	1,4+03
Hg-199m	0,710 час	Б (ор)	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		Б (но)	1,6-11	1,3+09	5,0+05
		П (но)	3,3-11	6,1+08	2,4+05
		Г	1,8-10	1,1+08	4,4+04
Hg-203	46,6 сут	Б (ор)	5,7-10	3,5+07	1,4+04
		Б (но)	4,7-10	4,3+07	1,7+04
		П (но)	2,3-09	8,7+06	3,5+03
		Г	7,0-09	2,9+06	1,1+03
Tl-194	0,550 час	Б	4,8-12	4,2+09	1,7+06
Tl-194m	0,546 час	Б	2,0-11	1,0+09	4,0+05
Tl-195	1,16 час	Б	1,6-11	1,3+09	5,0+05
Tl-197	2,84 час	Б	1,5-11	1,3+09	5,3+05
Tl-198	5,30 час	Б	6,6-11	3,0+08	1,2+05
Tl-198m	1,87 час	Б	4,0-11	5,0+08	2,0+05
Tl-199	7,42 час	Б	2,0-11	1,0+09	4,0+05
Tl-200	1,09 сут	Б	1,4-10	1,4+08	5,7+04
Tl-201	3,04 сут	Б	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Tl-202	12,2 сут	Б	2,0-10	1,0+08	4,0+04
Tl-204	3,78 лет	Б	4,4-10	4,5+07	1,8+04
Pb-195m	0,263 час	Б	1,7-11	1,2+09	4,7+05
Pb-198	2,40 час	Б	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Pb-199	1,50 час	Б	2,6-11	7,7+08	3,1+05
Pb-200	21,5 час	Б	1,5-10	1,3+08	5,3+04
Pb-201	9,40 час	Б	6,5-11	3,1+08	1,2+05
Pb-202	3,00+05 лет	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
Pb-202m	3,62 час	Б	6,7-11	3,0+08	1,2+05
Pb-203	2,17 сут	Б	9,1-11	2,2+08	8,8+04
Pb-205	1,43+07 лет	Б	3,4-10	5,9+07	2,4+04
Pb-209	3,25 час	Б	1,8-11	1,1+09	4,4+05
Pb-210	22,3 лет	Б	8,9-07	2,2+04	9,0

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{перс, Зв/Бк}}^{\text{возд}}$	Предел годового поступления ППП <sub>перс, Бк в год</sub>	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс, Бк/м<sup>3</sup></sub>
Pb-211	0,601 час	Б	3,9-09	5,1+06	2,1+03
Pb-212	10,6 час	Б	1,9-08	1,1+06	4,2+02
Pb-214	0,447 час	Б	2,9-09	6,9+06	2,8+03
Bi-200	0,606 час	Б	2,4-11	8,3+08	3,3+05
		П	3,4-11	5,9+08	2,4+05
Bi-201	1,80 час	Б	4,7-11	4,3+08	1,7+05
		П	7,0-11	2,9+08	1,1+05
Bi-202	1,67 час	Б	4,6-11	4,3+08	1,7+05
		П	5,8-11	3,4+08	1,4+05
Bi-203	11,8 час	Б	2,0-10	1,0+08	4,0+04
		П	2,8-10	7,1+07	2,9+04
Bi-205	15,3 сут	Б	4,0-10	5,0+07	2,0+04
		П	9,2-10	2,2+07	8,7+03
Bi-206	6,24 сут	Б	7,9-10	2,5+07	1,0+04
		П	1,7-09	1,2+07	4,7+03
Bi-207	38,0 лет	Б	5,2-10	3,8+07	1,5+04
		П	5,2-09	3,8+06	1,5+03
Bi-210	5,01 сут	Б	1,1-09	1,8+07	7,3+03
		П	8,4-08	2,4+05	9,5+01
Bi-210m	3,00+06 лет	Б	4,5-08	4,4+05	1,8+02
		П	3,1-06	6,5+03	2,6
Bi-212	1,01 час	Б	9,3-09	2,2+06	8,6+02
		П	3,0-08	6,7+05	2,7+02
Bi-213	0,761 час	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
		П	2,9-08	6,9+05	2,8+02
Bi-214	0,332 час	Б	7,2-09	2,8+06	1,1+03
		П	1,4-08	1,4+06	5,7+02
Po-203	0,612 час	Б	2,5-11	8,0+08	3,2+05
		П	3,6-11	5,6+08	2,2+05
Po-205	1,80 час	Б	3,5-11	5,7+08	2,3+05
		П	6,4-11	3,1+08	1,3+05
Po-207	5,83 час	Б	6,3-11	3,2+08	1,3+05
		П	8,4-11	2,4+08	9,5+04
Po-210	138 сут	Б	6,0-07	3,3+04	1,3+01
		П	3,0-06	6,7+03	2,7
At-207	1,80 час	Б	3,5-10	5,7+07	2,3+04
		П	2,1-09	9,5+06	3,8+03
At-211	7,21 час	Б	1,6-08	1,3+06	5,0+02
		П	9,8-08	2,0+05	8,2+01
Fr-222	0,240 час	Б	1,4-08	1,4+06	5,7+02
Fr-223	0,363 час	Б	9,1-10	2,2+07	8,8+03
Ra-223	11,4 сут	П	6,9-06	2,9+03	1,2
Ra-224	3,66 сут	П	2,9-06	6,9+03	2,8
Ra-225	14,8 сут	П	5,8-06	3,4+03	1,4
Ra-226	1,60+03 лет	П	3,2-06	6,3+03	2,5
Ra-227	0,703 час	П	2,8-10	7,1+07	2,9+04
Ra-228	5,75 лет	П	2,6-06	7,7+03	3,1
Ac-224	2,90 час	Б	1,1-08	1,8+06	7,3+02
		П	1,0-07	2,0+05	8,0+01
		М	1,2-07	1,7+05	6,7+01
Ac-225	10,0 сут	Б	8,7-07	2,3+04	9,2
		П	6,9-06	2,9+03	1,2
		М	7,9-06	2,5+03	1,0
Ac-226	1,21 сут	Б	9,5-08	2,1+05	8,4+01
		П	1,1-06	1,8+04	7,3
		М	1,2-06	1,7+04	6,7
Ac-227	21,8 лет	Б	5,4-04	3,7+01	1,5-02
		П	2,1-04	9,5+01	3,8-02
		М	6,6-05	3,0+02	1,2-01
Ac-228	6,13 час	Б	2,5-08	8,0+05	3,2+02

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс}}, \text{Зв/Бк}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
		П	1,6-08	1,3+06	5,0+02
		М	1,4-08	1,4+06	5,7+02
Th-226	0,515 час	П	5,5-08	3,6+05	1,5+02
		М	5,9-08	3,4+05	1,4+02
Th-227	18,7 сут	П	7,8-06	2,6+03	1,0
		М	9,6-06	2,1+03	8,3-01
Th-228	1,91 лет	П	3,1-05	6,5+02	2,6-01
		М	3,9-05	5,1+02	2,1-01
Th-229	7,34+03 лет	П	9,9-05	2,0+02	8,1-02
		М	6,5-05	3,1+02	1,2-01
Th-230	7,70+04 лет	П	4,0-05	5,0+02	2,0-01
		М	1,3-05	1,5+03	6,2-01
Th-231	1,06 сут	П	2,9-10	6,9+07	2,8+04
		М	3,2-10	6,3+07	2,5+04
Th-232	1,40+10 лет	П	4,2-05	4,8+02	1,9-01
		М	2,3-05	8,7+02	3,5-01
Th-234	24,1 сут	П	6,3-09	3,2+06	1,3+03
		М	7,3-09	2,7+06	1,1+03
Ra-227	0,638 час	П	7,0-08	2,9+05	1,1+02
		М	7,6-08	2,6+05	1,1+02
Ra-228	22,0 час	П	5,9-08	3,4+05	1,4+02
		М	6,9-08	2,9+05	1,2+02
Ra-230	17,4 сут	П	5,6-07	3,6+04	1,4+01
		М	7,1-07	2,8+04	1,1+01
Ra-231	3,27+04 лет	П	1,3-04	1,5+02	6,2-02
		М	3,2-05	6,3+02	2,5-01
Ra-232	1,31 сут	П	9,5-09	2,1+06	8,4+02
		М	3,2-09	6,3+06	2,5+03
Ra-233	27,0 сут	П	3,1-09	6,5+06	2,6+03
		М	3,7-09	5,4+06	2,2+03
Ra-234	6,70 час	П	3,8-10	5,3+07	2,1+04
		М	4,0-10	5,0+07	2,0+04
U-230	20,8 сут	Б	3,6-07	5,6+04	2,2+01
		П	1,2-05	1,7+03	6,7-01
		М	1,5-05	1,3+03	5,3-01
U-231	4,20 сут	Б	8,3-11	2,4+08	9,6+04
		П	3,4-10	5,9+07	2,4+04
		М	3,7-10	5,4+07	2,2+04
U-232	72,0 лет	Б	4,0-06	5,0+03	2,0
		П	7,2-06	2,8+03	1,1
		М	3,5-05	5,7+02	2,3-01
U-233	1,58+05 лет	Б	5,7-07	3,5+04	1,4+01
		П	3,2-06	6,3+03	2,5
		М	8,7-06	2,3+03	9,2-01
U-234	2,44+05 лет	Б	5,5-07	3,6+04	1,5+01
		П	3,1-06	6,5+03	2,6
		М	8,5-06	2,4+03	9,4-01
U-235	7,04+08 лет	Б	5,1-07	2,7+04 <sup>[3]</sup>	1,1+01 <sup>[3]</sup>
		П	2,8-06	7,1+03	2,9
		М	7,7-06	2,6+03	1,0
U-236	2,34+07 лет	Б	5,2-07	3,8+04	1,5+01
		П	2,9-06	6,9+03	2,8
		М	7,9-06	2,5+03	1,0
U-237	6,75 сут	Б	1,9-10	1,1+08	4,2+04
		П	1,6-09	1,3+07	5,0+03
		М	1,8-09	1,1+07	4,4+03

<sup>[3]</sup> Соответствует годовому пределу поступления урана, равного 500 мг в год и величина которого определяется химической токсичностью соединений урана.

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент $\epsilon_{\text{возд}}$ $\epsilon_{\text{перс}}, \text{Зв/Бк}$	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОО <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
U-238	4,47+09 лет	Б	4,9-07	6,0+03 <sup>[3]</sup>	2,4 <sup>[3]</sup>
		П	2,6-06	6,0+03 <sup>[3]</sup>	2,4 <sup>[3]</sup>
		М	7,3-06	2,7+03	1,1
U-239	0,392 час	Б	1,1-11	1,8+09	7,3+05
		П	2,3-11	8,7+08	3,5+05
		М	2,4-11	8,3+08	3,3+05
U-240	14,1 час	Б	2,1-10	9,5+07	3,8+04
		П	5,3-10	3,8+07	1,5+04
		М	5,7-10	3,5+07	1,4+04
Np-232	0,245 час	П	4,7-11	4,3+08	1,7+05
Np-233	0,603 час	П	1,7-12	1,2+10	4,7+06
Np-234	4,40 сут	П	5,4-10	3,7+07	1,5+04
Np-235	1,08 лет	П	4,0-10	5,0+07	2,0+04
Np-236	1,15+05 лет	П	3,0-06	6,7+03	2,7
Np-236	22,5 час	П	5,0-09	4,0+06	1,6+03
Np-237	2,14+06 лет	П	2,1-05	9,5+02	3,8-01
Np-238	2,12 сут	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Np-239	2,36 сут	П	9,0-10	2,2+07	8,9+03
Np-240	1,08 час	П	8,7-11	2,3+08	9,2+04
Pu-234	8,80 час	П	1,9-08	1,1+06	4,2+02
		М	2,2-08	9,1+05	3,6+02
Pu-235	0,422 час	П	1,5-12	1,3+10	5,3+06
		М	1,6-12	1,2+10	5,0+06
Pu-236	2,85 лет	П	1,8-05	1,1+03	4,4-01
		М	9,6-06	2,1+03	8,3-01
Pu-237	45,3 сут	П	3,3-10	6,1+07	2,4+04
		М	3,6-10	5,6+07	2,2+04
Pu-238	87,7 лет	П	4,3-05	8,9+01 <sup>[1]</sup>	3,7-02 <sup>[1]</sup>
		М	1,5-05	1,3+03	5,3-01
Pu-239	2,41+04 лет	П	4,7-05	7,8+01 <sup>[1]</sup>	3,2-02 <sup>[1]</sup>
		М	1,5-05	1,3+03	5,3-01
Pu-240	6,54+03 лет	П	4,7-05	7,8+01 <sup>[1]</sup>	3,2-02 <sup>[1]</sup>
		М	1,5-05	1,3+03	5,3-01
Pu-241	14,4 лет	П	8,5-07	4,1+03 <sup>[1]</sup>	1,7 <sup>[1]</sup>
		М	1,6-07	1,3+05	5,0+01
Pu-242	3,76+05 лет	П	4,4-05	7,4+01 <sup>[1]</sup>	3,1-02 <sup>[1]</sup>
		М	1,4-05	1,4+03	5,7-01
Pu-243	4,95 час	П	8,2-11	1,6+08 <sup>[1]</sup>	6,8+04 <sup>[1]</sup>
		М	8,5-11	2,0+08 <sup>[1]</sup>	8,5+04 <sup>[1]</sup>
Pu-244	8,26+07 лет	П	4,4-05	1,5+02 <sup>[1]</sup>	6,3-02 <sup>[1]</sup>
		М	1,3-05	1,5+03	6,2-01
Pu-245	10,5 час	П	4,5-10	4,4+07	1,8+04
		М	4,8-10	4,2+07	1,7+04
Pu-246	10,9 сут	П	7,0-09	2,9+06	1,1+03
		М	7,6-09	2,6+06	1,1+03
Am-237	1,22 час	П	2,5-11	8,0+08	3,2+05
Am-238	1,63 час	П	8,5-11	2,4+08	9,4+04
Am-239	11,9 час	П	2,2-10	9,1+07	3,6+04
Am-240	2,12 сут	П	4,4-10	4,5+07	1,8+04
Am-241	4,32+02 лет	П	3,9-05	5,1+02	2,1-01
Am-242	16,0 час	П	1,6-08	1,3+06	5,0+02
Am-242m	1,52+02 лет	П	3,5-05	5,7+02	2,3-01
Am-243	7,38+03 лет	П	3,9-05	5,1+02	2,1-01
Am-244	10,1 час	П	1,9-09	1,1+07	4,2+03
Am-244m	0,433 час	П	7,9-11	2,5+08	1,0+05
Am-245	2,05 час	П	5,3-11	3,8+08	1,5+05
Am-246	0,650 час	П	6,8-11	2,9+08	1,2+05
Am-246m	0,417 час	П	2,3-11	8,7+08	3,5+05
Cm-238	2,40 час	П	4,1-09	4,9+06	2,0+03
Cm-240	27,0 сут	П	2,9-06	6,9+03	2,8

Радионуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции <sup>[1]</sup>	Дозовый коэффициент <sup>возд</sup> ε перс, Зв/Бк	Предел годового поступления ПГП <sub>перс</sub> , Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА <sub>перс</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
Cm-241	32,8 сут	П	3,4-08	5,9+05	2,4+02
Cm-242	163 сут	П	4,8-06	4,2+03	1,7
Cm-243	28,5 лет	П	2,9-05	6,9+02	2,8-01
Cm-244	18,1 лет	П	2,5-05	8,0+02	3,2-01
Cm-245	8,50+03 лет	П	4,0-05	5,0+02	2,0-01
Cm-246	4,73+03 лет	П	4,0-05	5,0+02	2,0-01
Cm-247	1,56+07 лет	П	3,6-05	5,6+02	2,2-01
Cm-248	3,39+05 лет	П	1,4-04	1,4+02	5,7-02
Cm-249	1,07 час	П	3,2-11	6,3+08	2,5+05
Cm-250	6,90+03 лет	П	7,9-04	2,5+01	1,0-02
<sup>1)</sup> Сохранены значения ПГП <sub>перс</sub> и ДОА <sub>перс</sub> , приведенные в НРБ-76/87, в связи с достигнутым уровнем безопасности на предприятиях России. Эти значения ниже, чем значения, полученные с использованием дозовых коэффициентов из данного приложения.					
Bk-245	4,94 сут	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Bk-246	1,83 сут	П	3,4-10	5,9+07	2,4+04
Bk-247	1,38+03 лет	П	6,5-05	3,1+02	1,2-01
Bk-249	320 сут	П	1,5-07	1,3+05	5,3+01
Bk-250	3,22 час	П	9,6-10	2,1+07	8,3+03
Cf-244	0,323 час	П	1,3-08	1,5+06	6,2+02
Cf-246	1,49 сут	П	4,2-07	4,8+04	1,9+01
Cf-248	334 сут	П	8,2-06	2,4+03	9,8-01
Cf-249	3,50+02 лет	П	6,6-05	3,0+02	1,2-01
Cf-250	13,1 лет	П	3,2-05	6,3+02	2,5-01
Cf-251	8,98+02 лет	П	6,7-05	3,0+02	1,2-01
Cf-252	2,64 лет	П	1,8-05	1,1+03	4,4-01
Cf-253	17,8 сут	П	1,2-06	1,7+04	6,7
Cf-254	60,5 сут	П	3,7-05	5,4+02	2,2-01
Es-250	2,10 час	П	5,9-10	3,4+07	1,4+04
Es-251	1,38 сут	П	2,0-09	1,0+07	4,0+03
Es-253	20,5 сут	П	2,5-06	8,0+03	3,2
Es-254	276 сут	П	8,0-06	2,5+03	1,0
Es-254m	1,64 сут	П	4,4-07	4,5+04	1,8+01
Fm-252	22,7 час	П	3,0-07	6,7+04	2,7+01
Fm-253	3,00 сут	П	3,7-07	5,4+04	2,2+01
Fm-254	3,24 час	П	5,6-08	3,6+05	1,4+02
Fm-255	20,1 час	П	2,5-07	8,0+04	3,2+01
Fm-257	101 сут	П	6,6-06	3,0+03	1,2
Md-257	5,20 час	П	2,3-08	8,7+05	3,5+02
Md-258	55,0 сут	П	5,5-06	3,6+03	1,5

**Пояснения.** Обозначения критических групп КГ:

- #1 — новорожденные дети до года;
- #2 — дети в возрасте 1–2 года;
- #3 — дети в возрасте 2–7 лет;
- #4 — дети в возрасте 7–12 лет;
- #5 — дети в возрасте 12–17 лет;
- #6 — взрослые (старше 17 лет).

**Значения дозовых коэффициентов, пределов годового поступления с воздухом и пищей и допустимой объемной активности во вдыхаемом воздухе отдельных радионуклидов для критических групп населения<sup>[4]</sup>**

Радионуклид	Период полураспада	Поступление с воздухом				Поступление с пищей			
		Критическая группа <sup>[5]</sup>	Дозовый коэффициент,	Предел годового поступления,	Допустимая среднегодовая объемная активность,	Критическая группа <sup>[5]</sup>	Дозовый коэффициент,	Предел годового поступления,	
РН	T <sub>1/2</sub>	КГ	$\mathcal{E}_{нас}^{возд}$ , Зв/Бк	$ПГП_{нас}^{возд}$ , Бк в год	$ДОА_{нас}$ , Бк/м <sup>3</sup>	КГ	$\mathcal{E}_{нас}^{пища}$ , Зв/Бк	$ПГП_{нас}^{пища}$ , Бк в год	
H-3	12,3 лет	#2	2,7-10	3,7+6	1,9+3	[6] #2	4,8-11	2,1+7	
						[7] #2	1,2-10	8,3+6	
Be-7	53,3 сут	#4	9,6-11	1,0+7	2,0+3	#2	1,3-10	7,7+6	
Be-10	1,60+6 лет	#6	3,5-8	2,9+4	3,5	#2	8,0-9	1,3+5	
C-14	5,73+3 лет	#5	2,5-9	4,0+5	5,5+1	#2	1,6-9	6,3+5	
Na-22	2,60 лет	#2	7,3-9	1,4+5	7,2+1	#2	1,5-8	6,7+4	
Na-24	15,0 час	#2	1,8-9	5,6+5	2,9+2	#2	2,1-8	4,8+4	
Al-26	7,16+5 лет	#6	2,0-8	5,0+4	6,2	#2	2,1-8	4,8+4	
Si-32	4,50+2 лет	#6	1,1-7	9,1+3	1,1	#2	4,1-9	2,4+5	
P-32	14,3 сут	#5	4,0-9	2,5+5	3,4+1	#2	1,9-8	5,3+4	
P-33	25,4 сут	#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1	#2	1,8-9	5,6+5	
S-35	87,4 сут	#5	1,8-9	5,6+5	7,6+1	[8] #2	8,7-10	1,1+6	
						[9] #2	5,4-9	1,9+5	
Cl-36	3,01+5 лет	#5	8,8-9	1,1+5	1,6+1	#2	6,3-9	1,6+5	
K-40 <sup>10</sup>	1,28+9 лет	#2	1,7-8	5,9+4	3,1+1	#2	4,2-8	2,4+4	
Ca-41	1,40+5 лет	#5	3,3-10	3,0+6	4,2+2	#5	5,0-10	2,0+6	
Ca-45	163 сут	#5	4,6-9	2,2+5	3,0+1	#2	4,9-9	2,0+5	
Ca-47	4,53 сут	#5	2,6-9	3,8+5	5,3+1	#2	9,3-9	1,1+5	
Sc-44m	2,44 сут	#2	8,4-9	1,2+5	6,3+1	#2	1,6-8	6,3+4	
Sc-46	83,8 сут	#5	8,4-9	1,2+5	1,6+1	#2	7,9-9	1,3+5	
Sc-47	3,35 сут	#5	9,2-10	1,1+6	1,5+2	#2	3,9-9	2,6+5	
Sc-48	1,82 сут	#2	5,9-9	1,7+5	8,9+1	#2	9,3-9	1,1+5	
Ti-44	47,3 лет	#6	1,2-7	8,3+3	1,0	#2	3,1-8	3,2+4	
V-48	16,2 сут	#4	4,3-9	2,3+5	4,5+1	#2	1,1-8	9,1+4	
V-49	330 сут	#2	2,1-10	4,8+6	2,5+3	#2	1,4-10	7,1+6	
Cr-51	27,7 сут	#2	2,1-10	4,8+6	2,5+3	#2	2,3-10	4,3+6	
Mn-52	5,59 сут	#2	6,8-9	1,5+5	7,7+1	#2	8,8-9	1,1+5	
Mn-53	3,70+6 лет	#2	3,4-10	2,9+6	1,5+3	#2	2,2-10	4,5+6	
Mn-54	312 сут	#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1	#2	3,1-9	3,2+5	
Mn-56	2,58 час	#2	7,8-10	1,3+6	6,8+2	#2	1,7-9	5,9+5	
Fe-55	2,70 лет	#4	6,2-10	1,6+6	3,1+2	#2	2,4-9	4,2+5	
Fe-59	44,5 сут	#5	4,6-9	2,2+5	3,0+1	#2	1,3-8	7,7+4	
Fe-60	1,00+5 лет	#6	1,4-7	7,1+3	8,8-1	#5	2,3-7	4,3+3	
Co-56	78,7 сут	#5	5,8-9	1,7+5	2,4+1	#2	1,5-8	6,7+4	
Co-57	271 сут	#5	6,7-10	1,5+6	2,0+2	#2	1,6-9	6,3+5	

[4] За исключением случаев, отмеченных особо, регламентированные значения относятся ко всем возможным соединениям радионуклидов, поступающим в организм с воздухом, пищей и водой.

[5] Обозначение критических групп: #1 - новорожденные дети до 1 года; #2 - дети в возрасте 1-2 года; #3 - дети в возрасте 2-7 лет; #4 - дети в возрасте 7-12 лет; #5 - дети в возрасте 12-17 лет; #6 - взрослые (старше 17 лет).

[6] Неорганические соединения трития.

[7] Органические соединения трития.

[8] Неорганические соединения серы.

[9] Органические соединения серы.

[10] При поступлении изотопа <sup>40</sup>K дополнительно к природной смеси изотопов калия.

Co-58	70,8 сут		#5	2,0-9	5,0+5	6,8+1		#2	4,4-9	2,3+5
Co-60	5,27 лет		#5	1,2-8	8,3+4	1,1+1		#2	2,7-8	3,7+4
Ni-56	6,10 сут		#5	1,1-9	9,1+5	1,2+2		#2	4,0-9	2,5+5
Ni-57	1,50 сут		#2	2,8-9	3,6+5	1,9+2		#2	4,9-9	2,0+5
Ni-59	7,50+4 лет		#2	6,2-10	1,6+6	8,5+2		#2	3,4-10	2,9+6
Ni-63	96,0 лет		#6	4,8-10	2,1+6	2,6+2		#2	8,4-10	1,2+6
Ni-66	2,27 сут		#2	9,4-9	1,1+5	5,6+1		#2	2,2-8	4,5+4
Cu-67	2,58 сут		#5	7,7-10	1,3+6	1,8+2		#2	2,4-9	4,2+5
Zn-65	244 сут		#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1		#2	1,6-8	6,3+4
Zn-72	1,94 сут		#2	6,5-9	1,5+5	8,1+1		#2	8,6-9	1,2+5
Ga-67	3,26 сут		#5	3,0-10	3,3+6	4,6+2		#2	1,2-9	8,3+5
Ge-68	288 сут		#5	1,6-8	6,3+4	8,6		#2	8,0-9	1,3+5
Ge-69	1,63 сут		#2	1,4-9	7,1+5	3,8+2		#2	1,3-9	7,7+5
Ge-71	11,8 сут		#2	8,6-11	1,2+7	6,1+3		#2	7,8-11	1,3+7
As-71	2,70 сут		#5	5,0-10	2,0+6	2,7+2		#2	2,8-9	3,6+5
As-72	1,08 сут		#2	5,7-9	1,8+5	9,2+1		#2	1,2-8	8,3+4
As-73	80,3 сут		#5	1,2-9	8,3+5	1,1+2		#2	1,9-9	5,3+5
As-74	17,8 сут		#5	2,6-9	3,8+5	5,3+1		#2	8,2-9	1,2+5
As-76	1,10 сут		#2	4,6-9	2,2+5	1,1+2		#2	1,1-8	9,1+4
As-77	1,62 сут		#5	5,0-10	2,0+6	2,7+2		#2	2,9-9	3,4+5
Se-75	120 сут		#4	2,5-9	4,0+5	7,7+1		#2	1,3-8	7,7+4
Se-79	6,50+4 лет		#4	5,6-9	1,8+5	3,4+1		#2	2,8-8	3,6+4
Br-77	2,33 сут		#2	5,1-10	2,0+6	1,0+3		#2	4,4-10	2,3+6
Br-82	1,47 сут		#5	7,9-10	1,3+6	1,7+2		#2	2,6-9	3,8+5
Rb-83	86,2 сут		#2	3,8-9	2,6+5	1,4+2		#2	8,4-9	1,2+5
Rb-84	32,8 сут		#2	6,4-9	1,6+5	8,2+1		#2	1,4-8	7,1+4
Rb-86	18,7 сут		#2	7,7-9	1,3+5	6,8+1		#2	2,0-8	5,0+4
Sr-82	25,0 сут		#2	4,0-8	2,5+4	1,3+1		#2	4,1-8	2,4+4
Sr-83	1,35 сут		#2	1,9-9	5,3+5	2,8+2		#2	2,7-9	3,7+5
Sr-85	64,8 сут		#5	8,8-10	1,1+6	1,6+2		#2	3,1-9	3,2+5
Sr-89	50,5 сут		#5	7,3-9	1,4+5	1,9+1		#2	1,8-8	5,6+4
Sr-90	29,1 лет		#5	5,0-8	2,0+4	2,7		#5	8,0-8	1,3+4
Y-87	3,35 сут		#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2		#2	3,2-9	3,1+5
Y-88	107 сут		#5	5,4-9	1,9+5	2,5+1		#2	6,0-9	1,7+5
Y-90	2,67 сут		#2	8,8-9	1,1+5	6,0+1		#2	2,0-8	5,0+4
Y-91	58,5 сут		#5	1,0-8	1,0+5	1,4+1		#2	1,8-8	5,6+4
Zr-88	83,4 сут		#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	2,0-9	5,0+5
Zr-89	3,27 сут		#2	2,8-9	3,6+5	1,9+2		#2	4,5-9	2,2+5
Zr-93	1,53+6 лет		#6	1,0-8	1,0+5	1,2+1		#6	1,1-9	9,1+5
Zr-95	64,0 сут		#5	5,9-9	1,7+5	2,3+1		#2	5,6-9	1,8+5
Nb-93m	13,6 лет		#2	2,4-9	4,2+5	2,2+2		#2	9,1-10	1,1+6
Nb-94	2,03+4 лет		#5	1,3-8	7,7+4	1,1+1		#2	9,7-9	1,0+5
Nb-95	35,1 сут		#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1		#2	3,2-9	3,1+5
Nb-95m	3,61 сут		#5	1,0-9	1,0+6	1,4+2		#2	4,1-9	2,4+5
Mo-93	3,50+3 лет		#5	6,6-10	1,5+6	2,1+2		#2	6,9-9	1,4+5
Mo-99	2,75 сут		#2	4,4-9	2,3+5	1,2+2		#2	3,5-9	2,9+5
Tc-95m	61,0 сут		#5	1,1-9	9,1+5	1,2+2		#2	2,8-9	3,6+5
Tc-96	4,28 сут		#2	3,9-9	2,6+5	1,3+2		#2	5,1-9	2,0+5
Tc-97	2,60+6 лет		#5	2,8-10	3,6+6	4,9+2		#2	4,9-10	2,0+6
Tc-97m	87,0 сут		#5	4,1-9	2,4+5	3,3+1		#2	4,1-9	2,4+5
Tc-98	4,20+6 лет		#5	1,0-8	1,0+5	1,4+1		#2	1,2-8	8,3+4
Tc-99	2,13+5 лет		#5	5,0-9	2,0+5	2,7+1		#2	4,8-9	2,1+5
Ru-97	2,90 сут		#2	6,1-10	1,6+6	8,6+2		#2	8,5-10	1,2+6
Ru-103	39,3 сут		#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	4,6-9	2,2+5
Ru-106	1,01 лет		#6	2,8-8	3,6+4	4,4		#2	4,9-8	2,0+4
Rh-99	16,0 сут		#5	1,1-9	9,1+5	1,2+2		#2	2,9-9	3,4+5
Rh-101	3,20 лет		#5	6,2-9	1,6+5	2,2+1		#2	2,8-9	3,6+5
Rh-101m	4,34 сут		#5	2,7-10	3,7+6	5,1+2		#2	1,2-9	8,3+5
Rh-102	2,90 лет		#5	2,0-8	5,0+4	6,8		#2	1,0-8	1,0+5
Rh-102m	207 сут		#5	8,2-9	1,2+5	1,7+1		#2	7,4-9	1,4+5
Rh-105	1,47 сут		#5	4,5-10	2,2+6	3,0+2		#2	2,7-9	3,7+5
Pd-100	3,63 сут		#4	1,5-9	6,7+5	1,3+2		#2	5,2-9	1,9+5
Pd-103	17,0 сут		#5	5,3-10	1,9+6	2,6+2		#2	1,4-9	7,1+5

Pd-107	6,50+6 лет		#6	5,9-10	1,7+6	2,1+2		#2	2,8-10	3,6+6
Ag-105	41,0 сут		#4	1,3-9	7,7+5	1,5+2		#2	2,5-9	4,0+5
Ag-106m	8,41 сут		#2	5,8-9	1,7+5	9,1+1		#2	6,9-9	1,4+5
Ag-108m	1,27+2 лет		#5	8,6-9	1,2+5	1,6+1		#2	1,1-8	9,1+4
Ag-110m	250 сут		#5	9,2-9	1,1+5	1,5+1		#2	1,4-8	7,1+4
Ag-111	7,45 сут		#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1		#2	9,3-9	1,1+5
Cd-109	1,27 лет		#4	1,4-8	7,1+4	1,4+1		#2	9,5-9	1,1+5
Cd-113m	13,6 лет		#6	1,1-7	9,1+3	1,1		#2	5,6-8	1,8+4
Cd-115	2,23 сут		#2	5,1-9	2,0+5	1,0+2		#2	9,7-9	1,0+5
Cd-115m	44,6 сут		#5	8,9-9	1,1+5	1,5+1		#2	1,9-8	5,3+4
In-111	2,83 сут		#2	1,2-9	8,3+5	4,4+2		#2	1,7-9	5,9+5
In-114m	49,5 сут		#2	7,7-8	1,3+4	6,8		#2	3,1-8	3,2+4
Sn-113	115 сут		#5	3,2-9	3,1+5	4,3+1		#2	5,0-9	2,0+5
Sn-117m	13,6 сут		#5	3,1-9	3,2+5	4,4+1		#2	5,0-9	2,0+5
Sn-119m	293 сут		#5	2,6-9	3,8+5	5,3+1		#2	2,5-9	4,0+5
Sn-121	1,13 сут		#5	2,9-10	3,4+6	4,7+2		#2	1,7-9	5,9+5
Sn-121m	55,0 лет		#5	5,5-9	1,8+5	2,5+1		#2	2,7-9	3,7+5
Sn-123	129 сут		#5	9,5-9	1,1+5	1,4+1		#2	1,6-8	6,3+4
Sn-125	9,64 сут		#2	1,5-8	6,7+4	3,5+1		#2	2,2-8	4,5+4
Sn-126	1,00+5 лет		#5	3,3-8	3,0+4	4,2		#2	3,0-8	3,3+4
Sb-119	1,59 сут		#2	2,8-10	3,6+6	1,9+3		#2	5,8-10	1,7+6
Sb-120	5,76 сут		#2	5,0-9	2,0+5	1,1+2		#2	6,0-9	1,7+5
Sb-122	2,70 сут		#2	5,7-9	1,8+5	9,2+1		#2	1,2-8	8,3+4
Sb-124	60,2 сут		#5	7,7-9	1,3+5	1,8+1		#2	1,6-8	6,3+4
Sb-125	2,77 лет		#5	5,8-9	1,7+5	2,4+1		#2	6,1-9	1,6+5
Sb-126	12,4 сут		#4	5,1-9	2,0+5	3,8+1		#2	1,4-8	7,1+4
Sb-127	3,85 сут		#5	2,1-9	4,8+5	6,5+1		#2	1,2-8	8,3+4
Te-121	17,0 сут		#2	1,9-9	5,3+5	2,8+2		#2	2,0-9	5,0+5
Te-121m	154 сут		#5	5,1-9	2,0+5	2,7+1		#2	1,2-8	8,3+4
Te-123m	120 сут		#5	5,0-9	2,0+5	2,7+1		#2	8,8-9	1,1+5
Te-125m	58,0 сут		#5	4,3-9	2,3+5	3,2+1		#2	6,3-9	1,6+5
Te-127m	109 сут		#5	9,2-9	1,1+5	1,5+1		#2	1,8-8	5,6+4
Te-129m	33,6 сут		#5	8,0-9	1,3+5	1,7+1		#2	2,4-8	4,2+4
Te-131m	1,25 сут		#2	5,8-9	1,7+5	9,1+1		#2	1,4-8	7,1+4
Te-132	3,26 сут		#2	1,3-8	7,7+4	4,0+1		#2	3,0-8	3,3+4
I-124	4,18 сут		#2	4,5-8	2,2+4	1,2+1		#2	1,1-7	9,1+3
I-125	60,1 сут		#4	1,1-8	9,1+4	1,7+1		#2	5,7-8	1,8+4
I-126	13,0 сут		#2	8,3-8	1,2+4	6,3		#2	2,1-7	4,8+3
I-129	1,57+7 лет		#4	6,7-8	1,5+4	2,9		#4	1,9-7	5,3+3
I-131	8,04 сут		#2	7,2-8	1,4+4	7,3		#2	1,8-7	5,6+3
Cs-129	1,34 сут		#2	2,8-10	3,6+6	1,9+3		#2	3,0-10	3,3+6
Cs-131	9,69 сут		#2	1,7-10	5,9+6	3,1+3		#2	2,9-10	3,4+6
Cs-132	6,48 сут		#2	1,2-9	8,3+5	4,4+2		#2	1,8-9	5,6+5
Cs-134	2,06 лет		#6	6,6-9	1,5+5	1,9+1		#6	1,9-8	5,3+4
Cs-135	2,30+6 лет		#6	6,9-10	1,4+6	1,8+2		#6	2,0-9	5,0+5
Cs-136	13,1 сут		#4	2,0-9	5,0+5	9,6+1		#2	9,5-9	1,1+5
Cs-137	30,0 лет		#6	4,6-9	2,2+5	2,7+1		#6	1,3-8	7,7+4
Ba-128	2,43 сут		#2	7,8-9	1,3+5	6,7+1		#2	1,7-8	5,9+4
Ba-131	11,8 сут		#5	9,7-10	1,0+6	1,4+2		#2	2,6-9	3,8+5
Ba-133	10,7 лет		#5	5,5-9	1,8+5	2,5+1		#5	7,3-9	1,4+5
Ba-133m	1,62 сут		#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2		#2	3,6-9	2,8+5
Ba-135m	1,20 сут		#2	1,8-9	5,6+5	2,9+2		#2	2,9-9	3,4+5
Ba-140	12,7 сут		#5	6,2-9	1,6+5	2,2+1		#2	1,8-8	5,6+4
La-137	6,00+4 лет		#6	8,7-9	1,1+5	1,4+1		#2	4,5-10	2,2+6
La-140	1,68 сут		#2	6,3-9	1,6+5	8,4+1		#2	1,3-8	7,7+4
Ce-134	3,00 сут		#2	7,6-9	1,3+5	6,9+1		#2	1,8-8	5,6+4
Ce-137m	1,43 сут		#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2		#2	3,9-9	2,6+5
Ce-139	138 сут		#5	2,1-9	4,8+5	6,5+1		#2	1,6-9	6,3+5
Ce-141	32,5 сут		#5	4,1-9	2,4+5	3,3+1		#2	5,1-9	2,0+5
Ce-143	1,38 сут		#2	3,9-9	2,6+5	1,3+2		#2	8,0-9	1,3+5
Ce-144	284 сут		#2	1,6-7	6,3+3	3,3		#2	3,9-8	2,6+4
Pr-143	13,6 сут		#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	8,7-9	1,1+5
Nd-147	11,0 сут		#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	7,8-9	1,3+5



Pm-143	265 сут		#5	1,7-9	5,9+5	8,1+1		#2	1,2-9	8,3+5
Pm-144	363 сут		#5	9,3-9	1,1+5	1,5+1		#2	4,7-9	2,1+5
Pm-145	17,7 лет		#6	3,6-9	2,8+5	3,4+1		#2	6,8-10	1,5+6
Pm-146	5,53 лет		#6	2,1-8	4,8+4	5,9		#2	5,1-9	2,0+5
Pm-147	2,62 лет		#5	5,8-9	1,7+5	2,4+1		#2	1,9-9	5,3+5
Pm-148	5,37 сут		#2	1,1-8	9,1+4	4,8+1		#2	1,9-8	5,3+4
Pm-148m	41,3 сут		#5	7,1-9	1,4+5	1,9+1		#2	1,0-8	1,0+5
Pm-149	2,21 сут		#2	3,6-9	2,8+5	1,5+2		#2	7,4-9	1,4+5
Pm-151	1,18 сут		#2	2,6-9	3,8+5	2,0+2		#2	5,1-9	2,0+5
Sm-145	340 сут		#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1		#2	1,4-9	7,1+5
Sm-146	1,03+8 лет		#6	1,1-5	9,1+1	1,1-2		#2	1,5-7	6,7+3
Sm-151	90,0 лет		#6	4,0-9	2,5+5	3,1+1		#2	6,4-10	1,6+6
Sm-153	1,95 сут		#5	7,9-10	1,3+6	1,7+2		#2	5,4-9	1,9+5
Eu-145	5,94 сут		#2	2,9-9	3,4+5	1,8+2		#2	3,7-9	2,7+5
Eu-146	4,61 сут		#2	4,4-9	2,3+5	1,2+2		#2	6,2-9	1,6+5
Eu-147	24,0 сут		#5	1,3-9	7,7+5	1,1+2		#2	2,5-9	4,0+5
Eu-148	54,5 сут		#4	4,6-9	2,2+5	4,2+1		#2	6,0-9	1,7+5
Eu-149	93,1 сут		#5	3,5-10	2,9+6	3,9+2		#2	6,3-10	1,6+6
Eu-150	34,2 лет		#6	5,3-8	1,9+4	2,3		#2	5,7-9	1,8+5
Eu-152	13,3 лет		#6	4,2-8	2,4+4	2,9		#2	7,4-9	1,4+5
Eu-154	8,80 лет		#6	5,3-8	1,9+4	2,3		#2	1,2-8	8,3+4
Eu-155	4,96 лет		#6	6,9-9	1,4+5	1,8+1		#2	2,2-9	4,5+5
Eu-156	15,2 сут		#5	4,2-9	2,4+5	3,3+1		#2	1,5-8	6,7+4
Gd-146	48,3 сут		#5	7,9-9	1,3+5	1,7+1		#2	6,0-9	1,7+5
Gd-147	1,59 сут		#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2		#2	3,2-9	3,1+5
Gd-148	93,0 лет		#6	2,6-5	3,8+1	4,7-3		#2	1,6-7	6,3+3
Gd-149	9,40 сут		#5	9,2-10	1,1+6	1,5+2		#2	2,7-9	3,7+5
Gd-151	120 сут		#2	4,9-9	2,0+5	1,1+2		#2	1,3-9	7,7+5
Gd-153	242 сут		#2	1,2-8	8,3+4	4,4+1		#2	1,8-9	5,6+5
Tb-153	2,34 сут		#2	1,0-9	1,0+6	5,3+2		#2	1,5-9	6,7+5
Tb-155	5,32 сут		#5	2,7-10	3,7+6	5,1+2		#2	1,3-9	7,7+5
Tb-156	5,34 сут		#5	1,5-9	6,7+5	9,1+1		#2	6,3-9	1,6+5
Tb-156m	1,02 сут		#5	2,7-10	3,7+6	5,1+2		#2	1,0-9	1,0+6
Tb-157	1,50+2 лет		#6	1,2-9	8,3+5	1,0+2		#2	2,2-10	4,5+6
Tb-158	1,50+2 лет		#6	4,6-8	2,2+4	2,7		#2	5,9-9	1,7+5
Tb-160	72,3 сут		#5	8,6-9	1,2+5	1,6+1		#2	1,0-8	1,0+5
Tb-161	6,91 сут		#5	1,6-9	6,3+5	8,6+1		#2	5,3-9	1,9+5
Dy-159	144 сут		#2	1,7-9	5,9+5	3,1+2		#2	6,4-10	1,6+6
Dy-166	3,40 сут		#5	2,3-9	4,3+5	6,0+1		#2	1,2-8	8,3+4
Ho-166	1,12 сут		#2	4,0-9	2,5+5	1,3+2		#2	1,0-8	1,0+5
Ho-166m	1,20+3 лет		#6	1,2-7	8,3+3	1,0		#2	9,3-9	1,1+5
Er-169	9,30 сут		#5	1,3-9	7,7+5	1,1+2		#2	2,8-9	3,6+5
Er-172	2,05 сут		#5	1,4-9	7,1+5	9,8+1		#2	6,8-9	1,5+5
Tm-167	9,24 сут		#5	1,4-9	7,1+5	9,8+1		#2	3,9-9	2,6+5
Tm-170	129 сут		#5	8,5-9	1,2+5	1,6+1		#2	9,8-9	1,0+5
Tm-171	1,92 лет		#5	1,6-9	6,3+5	8,6+1		#2	7,8-10	1,3+6
Tm-172	2,65 сут		#2	5,8-9	1,7+5	9,1+1		#2	1,2-8	8,3+4
Yb-166	2,36 сут		#2	3,7-9	2,7+5	1,4+2		#2	5,4-9	1,9+5
Yb-169	32,0 сут		#5	3,7-9	2,7+5	3,7+1		#2	4,6-9	2,2+5
Yb-175	4,19 сут		#5	9,2-10	1,1+6	1,5+2		#2	3,2-9	3,1+5
Lu-169	1,42 сут		#2	1,9-9	5,3+5	2,8+2		#2	2,4-9	4,2+5
Lu-170	2,00 сут		#2	3,5-9	2,9+5	1,5+2		#2	5,2-9	1,9+5
Lu-171	8,22 сут		#5	1,1-9	9,1+5	1,2+2		#2	4,0-9	2,5+5
Lu-172	6,70 сут		#5	2,0-9	5,0+5	6,8+1		#2	7,0-9	1,4+5
Lu-173	1,37 лет		#5	2,9-9	3,4+5	4,7+1		#2	1,6-9	6,3+5
Lu-174	3,31 лет		#5	4,9-9	2,0+5	2,8+1		#2	1,7-9	5,9+5
Lu-174m	142 сут		#5	5,0-9	2,0+5	2,7+1		#2	3,8-9	2,6+5
Lu-177	6,71 сут		#5	1,5-9	6,7+5	9,1+1		#2	3,9-9	2,6+5
Lu-177m	161 сут		#5	2,0-8	5,0+4	6,8		#2	1,1-8	9,1+4
Hf-172	1,87 лет		#6	3,2-8	3,1+4	3,9		#2	6,1-9	1,6+5
Hf-175	70,0 сут		#5	1,4-9	7,1+5	9,8+1		#2	2,4-9	4,2+5
Hf-178m	31,0 лет		#6	2,6-7	3,8+3	4,7-1		#2	1,9-8	5,3+4

Hf-179m	25,1 сут		#5	4,8-9	2,1+5	2,9+1		#2	7,8-9	1,3+5
Hf-181	42,4 сут		#5	6,3-9	1,6+5	2,2+1		#2	7,4-9	1,4+5
Hf-182	9,00+6 лет		#6	3,1-7	3,2+3	4,0-1		#2	7,9-9	1,3+5
Ta-177	2,36 сут		#2	5,0-10	2,0+6	1,1+3		#2	6,9-10	1,4+6
Ta-179	1,82 лет		#5	6,4-10	1,6+6	2,1+2		#2	4,1-10	2,4+6
Ta-182	115 сут		#5	1,3-8	7,7+4	1,1+1		#2	9,4-9	1,1+5
Ta-183	5,10 сут		#5	2,7-9	3,7+5	5,1+1		#2	9,3-9	1,1+5
W-178	21,7 сут		#2	5,4-10	1,9+6	9,7+2		#2	1,4-9	7,1+5
W-181	121 сут		#2	1,9-10	5,3+6	2,8+3		#2	4,7-10	2,1+6
W-185	75,1 сут		#2	1,0-9	1,0+6	5,3+2		#2	3,3-9	3,0+5
W-188	69,4 сут		#2	5,0-9	2,0+5	1,1+2		#2	1,5-8	6,7+4
Re-182	2,67 сут		#2	6,3-9	1,6+5	8,4+1		#2	8,9-9	1,1+5
Re-184	38,0 сут		#5	2,4-9	4,2+5	5,7+1		#2	5,6-9	1,8+5
Re-184m	165 сут		#5	8,1-9	1,2+5	1,7+1		#2	9,8-9	1,0+5
Re-186	3,78 сут		#2	5,7-9	1,8+5	9,2+1		#2	1,1-8	9,1+4
Re-186m	2,00+5 лет		#5	1,4-8	7,1+4	9,8		#2	1,6-8	6,3+4
Re-189	1,01 сут		#2	2,6-9	3,8+5	2,0+2		#2	6,2-9	1,6+5
Os-185	94,0 сут		#5	1,9-9	5,3+5	7,2+1		#2	2,6-9	3,8+5
Os-191	15,4 сут		#5	2,3-9	4,3+5	6,0+1		#2	4,1-9	2,4+5
Os-193	1,25 сут		#2	2,7-9	3,7+5	1,9+2		#2	6,0-9	1,7+5
Os-194	6,00 лет		#6	8,5-8	1,2+4	1,5		#2	1,7-8	5,9+4
Ir-188	1,73 сут		#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2		#2	3,3-9	3,0+5
Ir-189	13,3 сут		#5	7,3-10	1,4+6	1,9+2		#2	1,7-9	5,9+5
Ir-190	12,1 сут		#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	7,1-9	1,4+5
Ir-192	74,0 сут		#5	8,1-9	1,2+5	1,7+1		#2	8,7-9	1,1+5
Ir-192m	2,41+2 лет		#6	3,9-8	2,6+4	3,2		#2	1,4-9	7,1+5
Ir-193m	11,9 сут		#5	1,6-9	6,3+5	8,6+1		#2	2,0-9	5,0+5
Ir-194m	171 сут		#5	1,5-8	6,7+4	9,1		#2	1,1-8	9,1+4
Pt-188	10,2 сут		#2	2,7-9	3,7+5	1,9+2		#2	4,5-9	2,2+5
Pt-191	2,80 сут		#2	7,9-10	1,3+6	6,7+2		#2	2,1-9	4,8+5
Pt-193	50,0 лет		#2	1,6-10	6,3+6	3,3+3		#2	2,4-10	4,2+6
Pt-193m	4,33 сут		#2	1,0-9	1,0+6	5,3+2		#2	3,4-9	2,9+5
Pt-195m	4,02 сут		#2	1,5-9	6,7+5	3,5+2		#2	4,6-9	2,2+5
Au-194	1,65 сут		#2	1,4-9	7,1+5	3,8+2		#2	2,2-9	4,5+5
Au-195	183 сут		#5	2,1-9	4,8+5	6,5+1		#2	1,7-9	5,9+5
Au-198	2,69 сут		#2	4,4-9	2,3+5	1,2+2		#2	7,2-9	1,4+5
Au-198m	2,30 сут		#5	2,5-9	4,0+5	5,5+1		#2	8,5-9	1,2+5
Au-199	3,14 сут		#5	1,0-9	1,0+6	1,4+2		#2	3,1-9	3,2+5
Hg-194	2,60+2 лет	[11]	#6	1,4-8	7,1+4	8,8		#2	1,2-7	8,3+3
		[12]	#6	1,3-8	7,7+4	9,5		#2	3,6-9	2,8+5
Hg-195m	1,73 сут	[11]	#2	9,7-10	1,0+6	5,4+2		#2	2,8-9	3,6+5
		[12]	#2	2,6-9	3,8+5	2,0+2		#2	3,8-9	2,6+5
Hg-197	2,67 сут	[11]	#2	4,0-10	2,5+6	1,3+3		#2	1,2-9	8,3+5
		[12]	#5	3,8-10	2,6+6	3,6+2		#2	1,6-9	6,3+5
Hg-203	46,6 сут	[11]	#2	3,7-9	2,7+5	1,4+2		#2	1,1-8	9,1+4
		[12]	#5	3,0-9	3,3+5	4,6+1		#2	3,6-9	2,8+5
Tl-200	1,09 сут		#2	8,7-10	1,1+6	6,0+2		#2	9,1-10	1,1+6
Tl-201	3,04 сут		#2	3,3-10	3,0+6	1,6+3		#2	5,5-10	1,8+6
Tl-202	12,2 сут		#2	1,2-9	8,3+5	4,4+2		#2	2,1-9	4,8+5
Tl-204	3,78 лет		#2	3,3-9	3,0+5	1,6+2		#2	8,5-9	1,2+5
Pb-202	3,00+5 лет		#5	8,7-9	1,1+5	1,6+1		#5	2,7-8	3,7+4
Pb-203	2,17 сут		#2	1,0-9	1,0+6	5,3+2		#2	1,3-9	7,7+5
Pb-205	1,43+7 лет		#5	2,9-10	3,4+6	4,7+2		#2	9,9-10	1,0+6
Pb-210	22,3 лет		#5	1,3-6	7,7+2	1,1-1		#2	3,6-6	2,8+2
Bi-205	15,3 сут		#5	1,2-9	8,3+5	1,1+2		#2	4,5-9	2,2+5
Bi-206	6,24 сут		#5	2,1-9	4,8+5	6,5+1		#2	1,0-8	1,0+5
Bi-207	38,0 лет		#5	6,5-9	1,5+5	2,1+1		#2	7,1-9	1,4+5
Bi-210	5,01 сут		#5	1,1-7	9,1+3	1,2		#2	9,7-9	1,0+5
Bi-210m	3,00+6 лет		#5	4,1-6	2,4+2	3,3-2		#2	9,1-8	1,1+4
Po-210	138 сут		#5	4,0-6	2,5+2	3,4-2		#2	8,8-6	1,1+2

[11] *Органические соединения ртути.*

[12] *Неорганические соединения ртути.*

Ra-223	11,4 сут	#5	9,4-6	1,1+2	1,5-2	#2	1,1-6	9,1+2
Ra-224	3,66 сут	#5	3,7-6	2,7+2	3,7-2	#2	6,6-7	1,5+3
Ra-225	14,8 сут	#5	7,9-6	1,3+2	1,7-2	#2	1,2-6	8,3+2
Ra-226	1,60+3 лет	#5	4,5-6	2,2+2	3,0-2	#5	1,5-6	6,7+2
Ra-228	5,75 лет	#5	4,4-6	2,3+2	3,1-2	#5	5,3-6	1,9+2
Ac-225	10,0 сут	#5	1,1-5	9,1+1	1,2-2	#2	1,8-7	5,6+3
Ac-226	1,21 сут	#5	1,6-6	6,3+2	8,6-2	#2	7,6-8	1,3+4
Ac-227	21,8 лет	#6	5,5-4	1,8	2,2-4	#2	3,1-6	3,2+2
Th-227	18,7 сут	#5	1,3-5	7,7+1	1,1-2	#2	7,0-8	1,4+4
Th-228	1,91 лет	#5	4,7-5	2,1+1	2,9-3	#2	3,7-7	2,7+3
Th-229	7,34+3 лет	#6	7,1-5	1,4+1	1,7-3	#2	1,0-6	1,0+3
Th-230	7,70+4 лет	#6	1,4-5	7,1+1	8,8-3	#2	4,1-7	2,4+3
Th-231	1,06 сут	#2	1,7-9	5,9+5	3,1+2	#2	2,5-9	4,0+5
Th-232	1,40+10 лет	#6	2,5-5	4,0+1	4,9-3	#2	4,5-7	2,2+3
Th-234	24,1 сут	#5	9,1-9	1,1+5	1,5+1	#2	2,5-8	4,0+4
Pa-230	17,4 сут	#5	9,6-7	1,0+3	1,4-1	#2	5,7-9	1,8+5
Pa-231	3,27+4 лет	#6	1,4-4	7,1	8,8-4	#2	1,3-6	7,7+2
Pa-232	1,31 сут	#6	1,0-8	1,0+5	1,2+1	#2	4,2-9	2,4+5
Pa-233	27,0 сут	#5	4,9-9	2,0+5	2,8+1	#2	6,2-9	1,6+5
U-230	20,8 сут	#5	1,7-5	5,9+1	8,1-3	#2	3,0-7	3,3+3
U-231	4,20 сут	#5	4,6-10	2,2+6	3,0+2	#2	2,0-9	5,0+5
U-232	72,0 лет	#5	1,0-5	1,0+2	1,4-2	#5	6,4-7	1,6+3
U-233	1,58+5 лет	#5	4,3-6	2,3+2	3,2-2	#2	1,4-7	7,1+3
U-234	2,44+5 лет	#5	4,2-6	2,4+2	3,3-2	#2	1,3-7	7,7+3
U-235	7,04+8 лет	#5	3,7-6	2,7+2	3,7-2	#2	1,3-7	7,7+3
U-236	2,34+7 лет	#5	3,9-6	2,6+2	3,5-2	#2	1,3-7	7,7+3
U-237	6,75 сут	#5	2,1-9	4,8+5	6,5+1	#2	5,4-9	1,9+5
U-238	4,47+9 лет	#5	3,4-6	2,9+2	4,0-2	#2	1,2-7	8,4+3
Np-234	4,40 сут	#2	3,0-9	3,3+5	1,8+2	#2	4,4-9	2,3+5
Np-235	1,08 лет	#5	5,1-10	2,0+6	2,7+2	#2	4,1-10	2,4+6
Np-236	1,15+5 лет	#6	3,2-6	3,1+2	3,9-2	#5	1,8-8	5,6+4
Np-237	2,14+6 лет	#6	2,3-5	4,3+1	5,4-3	#2	2,1-7	4,8+3
Np-238	2,12 сут	#6	2,1-9	4,8+5	5,9+1	#2	6,2-9	1,6+5
Np-239	2,36 сут	#5	1,2-9	8,3+5	1,1+2	#2	5,7-9	1,8+5
Pu-236	2,85 лет	#6	2,0-5	5,0+1	6,2-3	#2	2,2-7	4,5+3
Pu-237	45,3 сут	#5	4,3-10	2,3+6	3,2+2	#2	6,9-10	1,4+6
Pu-238	87,7 лет	#6	4,6-5	2,2+1	2,7-3	#2	4,0-7	2,5+3
Pu-239	2,41+4 лет	#6	5,0-5	2,0+1	2,5-3	#2	4,2-7	2,4+3
Pu-240	6,54+3 лет	#6	5,0-5	2,0+1	2,5-3	#2	4,2-7	2,4+3
Pu-241	14,4 лет	#6	9,0-7	1,1+3	1,4-1	#6	4,8-9	2,1+5
Pu-242	3,76+5 лет	#6	4,8-5	2,1+1	2,6-3	#2	4,0-7	2,5+3
Pu-244	8,26+7 лет	#6	4,7-5	2,1+1	2,6-3	#2	4,1-7	2,4+3
Pu-246	10,9 сут	#5	9,1-9	1,1+5	1,5+1	#2	2,3-8	4,3+4
Am-240	2,12 сут	#2	2,2-9	4,5+5	2,4+2	#2	3,3-9	3,0+5
Am-241	4,32+2 лет	#6	4,2-5	2,4+1	2,9-3	#2	3,7-7	2,7+3
Am-242m	1,52+2 лет	#6	3,7-5	2,7+1	3,3-3	#2	3,0-7	3,3+3
Am-243	7,38+3 лет	#6	4,1-5	2,4+1	3,0-3	#2	3,7-7	2,7+3
Cm-240	27,0 сут	#5	3,8-6	2,6+2	3,6-2	#2	4,8-8	2,1+4
Cm-241	32,8 сут	#5	4,4-8	2,3+4	3,1	#2	5,7-9	1,8+5
Cm-242	163 сут	#5	6,4-6	1,6+2	2,1-2	#2	7,6-8	1,3+4
Cm-243	28,5 лет	#6	3,1-5	3,2+1	4,0-3	#2	3,3-7	3,0+3
Cm-244	18,1 лет	#6	2,7-5	3,7+1	4,6-3	#2	2,9-7	3,4+3
Cm-245	8,50+3 лет	#6	4,2-5	2,4+1	2,9-3	#2	3,7-7	2,7+3
Cm-246	4,73+3 лет	#6	4,2-5	2,4+1	2,9-3	#2	3,7-7	2,7+3
Cm-247	1,56+7 лет	#6	3,9-5	2,6+1	3,2-3	#2	3,5-7	2,9+3
Cm-248	3,39+5 лет	#6	1,5-4	6,7	8,2-4	#2	1,4-6	7,1+2
Cm-250	6,90+3 лет	#6	8,4-4	1,2	1,5-4	#2	8,2-6	1,2+2
Bk-245	4,94 сут	#5	2,6-9	3,8+5	5,3+1	#2	3,9-9	2,6+5
Bk-246	1,83 сут	#2	1,7-9	5,9+5	3,1+2	#2	2,6-9	3,8+5
Bk-247	1,38+3 лет	#6	6,9-5	1,4+1	1,8-3	#2	8,6-7	1,2+3
Bk-249	320 сут	#6	1,6-7	6,3+3	7,7-1	#2	2,9-9	3,4+5
Cf-246	1,49 сут	#5	5,7-7	1,8+3	2,4-1	#2	2,4-8	4,2+4

Cf-248	334 сут		#5	1,0-5	1,0+2	1,4-2		#2	1,6-7	6,3+3
Cf-249	3,50+2 лет		#6	7,0-5	1,4+1	1,8-3		#2	8,7-7	1,1+3
Cf-250	13,1 лет		#6	3,4-5	2,9+1	3,6-3		#2	5,5-7	1,8+3
Cf-251	8,98+2 лет		#6	7,1-5	1,4+1	1,7-3		#2	8,8-7	1,1+3
Cf-252	2,64 лет		#3	5,6-5	1,8+1	5,6-3		#2	5,1-7	2,0+3
Cf-253	17,8 сут		#5	1,7-6	5,9+2	8,1-2		#2	1,1-8	9,1+4
Cf-254	60,5 сут		#4	7,0-5	1,4+1	2,7-3		#2	2,6-6	3,8+2
Es-251	1,38 сут		#5	2,6-9	3,8+5	5,3+1		#2	1,2-9	8,3+5
Es-253	20,5 сут		#5	3,4-6	2,9+2	4,0-2		#2	4,5-8	2,2+4
Es-254	276 сут		#5	1,0-5	1,0+2	1,4-2		#2	1,6-7	6,3+3
Es-254m	1,64 сут		#5	5,9-7	1,7+3	2,3-1		#2	3,0-8	3,3+4
Fm-253	3,00 сут		#5	5,0-7	2,0+3	2,7-1		#2	6,7-9	1,5+5
Fm-257	101 сут		#5	8,8-6	1,1+2	1,6-2		#2	1,1-7	9,1+3
Md-258	55,0 сут		#5	7,3-6	1,4+2	1,9-2		#2	8,9-8	1,1+4

<sup>1</sup> Регламентированные значения относятся ко всем возможным соединениям радионуклидов, поступающим в организм с воздухом, водой и пищей.

<sup>2</sup> Неорганические соединения трития.

<sup>3</sup> Органические соединения трития.

<sup>4</sup> Неорганические соединения серы.

<sup>5</sup> Органические соединения серы.

<sup>6</sup> При поступлении изотопа <sup>40</sup>K дополнительно к природной смеси изотопов калия.

<sup>7</sup> Органические соединения ртути.

<sup>8</sup> Неорганические соединения ртути.

<sup>9</sup> Органические соединения ртути.

<sup>10</sup> Неорганические соединения ртути.

<sup>11</sup> Соответствует годовому пределу поступления урана, равного 500 мг в год и величина которого определяется химической токсичностью соединений урана.

## Литература

1. Н83. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. СП-2.6.1.758-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России. 1999. 116 с.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99. М.: Минздрав России, 2000.
3. National nuclear data center Brookhaven National Laboratory Upton, Long Island, New York. 1973. <http://www.nndc.bnl.gov>, ENSDF updated on March 17. 2004.