

## ОГЛАВЛЕНИЕ

<b>Предисловие .....</b>	<b>9</b>
<b>Основные обозначения и константы.....</b>	<b>10</b>
<b>ЛЕКЦИЯ 1. Введение.....</b>	<b>11</b>
Задание 1 .....	20
Список литературы.....	20
<hr/> <b>ЧАСТЬ 1. ВВЕДЕНИЕ В ФИЗИКУ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ</b> <hr/>	
<b>ЛЕКЦИЯ 2. Основные понятия.....</b>	<b>21</b>
2.1. Активность радионуклида .....	21
2.2. Поточковые и токовые характеристики поля излучения .....	23
2.3. Дозиметрические характеристики поля излучения .....	26
Задание 2 .....	31
Список литературы.....	32
<b>ЛЕКЦИЯ 3. Классификация источников излучения и защит .....</b>	<b>34</b>
3.1. Классификация источников излучения .....	34
3.2. Классификация защит .....	36
3.3. Особенности ослабления пучков излучения.....	38
Задание 3 .....	42
Список литературы.....	43
<b>ЛЕКЦИЯ 4. Гамма-излучение радионуклидов.....</b>	<b>44</b>
4.1. Гамма-постоянная и керма-постоянная радионуклидного источника.....	44
4.2. Радиевый гамма-эквивалент.....	46
4.3. Керма-эквивалент.....	47
Задание 4 .....	48
Список литературы.....	50
<b>ЛЕКЦИЯ 5. Фоновое облучение. Нормы радиационной безопасности .....</b>	<b>51</b>
5.1. Уровни фонового облучения человека.....	51
5.1.1. Доза от внешнего космического излучения.....	52
5.1.2. Доза от внешнего фотонного излучения почвы .....	52
5.1.3. Доза от внешнего фотонного излучения воздуха .....	53
5.1.4. Доза внутреннего облучения от космогенных радионуклидов.....	53
5.1.5. Доза внутреннего облучения от радионуклидов земного происхождения .....	54
5.1.6. Техногенный радиационный фон .....	54
5.1.7. Радиационный фон от искусственных источников .....	54
5.2. Нормы радиационной безопасности.....	55
5.2.1. Основные определения.....	55
5.2.2. Основные категории облучаемых лиц. Основные пределы доз. Допустимые уровни .....	58
5.2.3. Современные принципы нормирования облучения человека.....	61
5.3. Поле излучения точечного радионуклида .....	63
5.4. Базисные и фантомные дозиметрические величины .....	64
Задание 5 .....	68
Список литературы.....	70

## ЧАСТЬ 2. ЗАЩИТА ОТ ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

<b>ЛЕКЦИЯ 6. Взаимодействие фотонов с веществом .....</b>	<b>72</b>
6.1. Фотоэффект .....	73
6.2. Эффект Комптона .....	77
6.3. Эффект образования электрон-позитронных пар .....	82
6.4. Фотоядерные реакции .....	85
6.5. Полное сечение взаимодействия фотонов .....	87
Задание 6 .....	91
Список литературы.....	92
<b>ЛЕКЦИЯ 7. Факторы накопления фотонного излучения.....</b>	<b>94</b>
7.1. Факторы накопления однородных сред.....	94
7.2. Факторы накопления гетерогенных сред .....	102
Задание 7 .....	104
Список литературы.....	106
<b>ЛЕКЦИЯ 8. Инженерные методы расчета защиты от первичного гамма-излучения радионуклидов.....</b>	<b>107</b>
8.1. Характеристики некоторых радионуклидов как гамма-источателей.....	109
8.2. Защита временем, количеством, расстоянием .....	112
8.3. Расчет защиты с помощью универсальных таблиц .....	113
8.4. Расчет защиты с помощью номограмм .....	115
8.5. Расчет защиты от плоских и точечных изотропных источников по слоям ослабления .....	121
8.6. Метод конкурирующих линий .....	126
Задание 8 .....	128
Список литературы.....	131
<b>ЛЕКЦИЯ 9. Поле излучения радионуклидных источников различных геометрических форм .....</b>	<b>132</b>
9.1. Точечный источник .....	133
9.2. Линейный источник .....	135
9.3. Дисковый источник .....	143
9.4. Цилиндрический объемный источник.....	147
9.4.1. Цилиндрический источник без самопоглощения и рассеяния излучения в источнике.....	148
9.4.2. Цилиндрический источник с самопоглощением .....	149
9.4.3. Учет рассеянного в источнике излучения.....	149
9.5. Графический метод расчета защиты от гамма-излучения объемных источников .....	150
Задание 9 .....	153
Список литературы.....	158
<b>ЛЕКЦИЯ 10. Альbedo .....</b>	<b>159</b>
10.1. Основные понятия и определения .....	159
10.2. Альbedo фотонов .....	162
10.2.1. Энергетическое распределение отраженных фотонов.....	163
10.2.2. Зависимость альbedo от угла падения фотонов .....	164

10.2.3. Зависимость альбедо от угла отражения .....	164
10.2.4. Зависимость альбедо от энергии фотонов источника и атомного номера материала рассеивателя .....	164
10.2.5. Зависимость альбедо от толщины рассеивателя .....	165
10.2.6. Формы представления данных по альбедо .....	166
10.3. Скайшайн и квазискайшайн излучений .....	169
Задание 10 .....	171
Список литературы.....	173
<b>ЛЕКЦИЯ 11. Расчет защиты от первичного и рассеянного гамма-излучения радионуклидов.....</b>	<b>174</b>
11.1. Расчет защиты от первичного гамма-излучения .....	174
11.1.1. Расчет защиты с помощью универсальных таблиц и номограмм .....	175
11.1.2. Метод слоев ослабления .....	175
11.1.3. Метод ослабления широкого пучка (МОШП) .....	176
11.2. Расчет защиты от рассеянного гамма-излучения .....	179
11.2.1. Расчет защиты от рассеянного гамма-излучения с помощью универсальных таблиц .....	180
Задание 11 .....	183
Список литературы.....	185
<b>ЛЕКЦИЯ 12. Защита от рентгеновского излучения .....</b>	<b>186</b>
12.1. Характеристики рентгеновского излучения .....	186
12.2. Защита от первичного рентгеновского излучения .....	188
12.2.1. Расчет защиты по эффективной энергии спектра .....	188
12.2.2. Метод номограмм .....	189
12.3. Защита от рассеянного рентгеновского излучения.....	196
Задание 12 .....	202
Список литературы.....	203
<b>ЛЕКЦИЯ 13. Защита от тормозного излучения .....</b>	<b>204</b>
13.1. Защита от тормозного излучения $\beta$ -частиц .....	204
13.1.1. Формула Виарда.....	204
13.1.2. Гамма-постоянная .....	206
13.1.3. Метод конкурирующих линий.....	206
13.2. Расчет защиты от тормозного излучения электронных ускорителей .....	206
13.2.1. Защита от тормозного излучения электронов с энергиями 0,2...3,0 МэВ.....	206
13.2.2. Метод слоев ослабления .....	207
13.2.3. Номограммы Машковича.....	211
13.2.4. Новые номограммы для расчета защиты от первичного тормозного излучения .....	213
13.3. Защита от рассеянного тормозного излучения.....	224
13.3.1. Расчет защиты с помощью универсальных таблиц.....	224
13.3.2. Номограммы для расчета защиты от рассеянного тормозного излучения .....	226
Задание 13 .....	230
Список литературы.....	231

<b>ЛЕКЦИЯ 14. Расчет лабиринтов.....</b>	<b>232</b>
14.1. Прохождение излучения через неоднородности в защите .....	232
14.2. Общая схема расчета лабиринта .....	234
14.3. Приближенный расчет прямоугольного лабиринта.....	238
Задание 14 .....	239
Список литературы.....	241
<b>ЛЕКЦИЯ 15. Защита от радиоактивных веществ, образующихся в воздухе под действием тормозного излучения .....</b>	<b>242</b>
15.1. Наведенная активность воздуха.....	242
15.2. Активация воздуха тормозным излучением .....	245
Задание 15 .....	250
Список литературы.....	251
<b>ЛЕКЦИЯ 16. Защита от вредных веществ, образующихся в воздухе под действием ионизирующего излучения .....</b>	<b>252</b>
16.1. Радиоллиз .....	252
16.2. Радиоллиз воздуха.....	254
Задание 16 .....	263
Список литературы.....	265
<b>ЛЕКЦИЯ 17. Защитные материалы от фотонного излучения .....</b>	<b>266</b>
Задание 17 .....	270
Список литературы.....	271
<b>ЧАСТЬ 3. ЗАЩИТА ОТ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ</b>	
<b>ЛЕКЦИЯ 18. Защита от электронного излучения .....</b>	<b>272</b>
18.1. Процессы взаимодействия электронов и позитронов с веществом .....	272
18.1.1. Упругое рассеяние.....	272
18.1.2. Многократное рассеяние .....	274
18.1.3. Неупругое рассеяние электронов и позитронов на атомах.....	277
18.1.4. Потери энергии на ионизацию и возбуждение атомов .....	278
18.1.5. Тормозное излучение .....	283
18.1.6. Потери энергии на тормозное излучение. Полные потери энергии электронов и позитронов .....	286
18.1.7. Аннигиляционное излучение .....	287
18.2. Коэффициенты пропускания, пробеги электронов и позитронов .....	288
18.3. Альbedo электронов .....	292
18.4. Защита от электронов и бета-частиц .....	293
Задание 18 .....	298
Список литературы.....	300
<b>ЛЕКЦИЯ 19. Защита от альфа-частиц и протонов небольших энергий.....</b>	<b>302</b>
19.1. Процессы взаимодействия альфа-частиц и протонов с веществом .....	302
19.1.1. Упругое кулоновское рассеяние .....	303
19.1.2. Потери энергии на ионизацию и возбуждение атомов .....	304
19.1.3. Ядерные взаимодействия протонов и альфа-частиц.....	307
19.2. Пробеги протонов и альфа-частиц. Защита от протонов и альфа-частиц .....	311
Задание 19 .....	314
Список литературы.....	315

<b>ЛЕКЦИЯ 20. Основы защиты ускорителей заряженных частиц .....</b>	<b>317</b>
20.1. Применение ускорителей заряженных частиц .....	317
20.2. Ионизирующее излучение ускорителей .....	322
20.3. Особенности защиты протонных ускорителей на большие энергии .....	324
20.3.1. <i>Пространственные размеры источника. Основные требования, предъявляемые к защите</i> .....	324
20.3.2. <i>Ослабление адронов</i> .....	326
20.3.3. <i>Электрон-фотонные ливни</i> .....	331
20.3.4. <i>Некоторые характеристики ядерно-электромагнитных каскадов</i> .....	333
20.3.5. <i>Особенности защиты от мюонов</i> .....	337
20.3.6. <i>Основные задачи, решаемые радиационной защитой на ускорителях высокой энергии</i> .....	346
20.4. Основные факторы вредного воздействия ускорителей .....	346
20.4.1. <i>Импульсное мгновенное излучение. Скайшайн</i> .....	347
20.4.2. <i>Наведенная радиоактивность материалов</i> .....	348
20.4.3. <i>Наведенная радиоактивность воздуха</i> .....	355
20.5. Особенности защиты ускорителей электронов .....	359
20.6. Примеры расчетов радиационных условий на ускорителях заряженных частиц .....	364
Задание 20 .....	375
Список литературы.....	379
<b>ЛЕКЦИЯ 21. Основы радиационной безопасности при космических полетах .</b>	<b>382</b>
21.1. Радиационные условия в космическом пространстве .....	382
21.1.1. <i>Галактические космические лучи</i> .....	382
21.1.2. <i>Солнечные космические лучи</i> .....	384
21.1.3. <i>Радиационные пояса Земли</i> .....	385
21.2. Особенности радиационной защиты в космосе .....	390
21.3. Стандарты радиационной безопасности космических полетов .....	394
21.3.1. <i>Нормы радиационной безопасности космических полетов на основе концепции радиационного риска</i> .....	394
21.4. Обеспечение радиационной безопасности космических полетов .....	397
Задание 21 .....	401
Список литературы.....	403

#### **ЧАСТЬ 4. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

<b>ЛЕКЦИЯ 22. Основы радиационной безопасности .....</b>	<b>404</b>
22.1. Классификация лучевых поражений организма человека.....	404
22.2. Организация работ с источниками ионизирующих излучений .....	406
22.2.1. <i>Общие положения</i> .....	406
22.2.2. <i>Работа с закрытыми источниками излучения и устройствами, генерирующими ионизирующее излучение</i> .....	409
22.2.3. <i>Работа с открытыми источниками излучения (радиоактивными веществами)</i> .....	411
22.2.4. <i>Основные правила обращения с радиоактивными отходами</i> .....	416
22.2.5. <i>Методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены</i> .....	419
22.2.6. <i>Радиационный контроль при работе с техногенными источниками излучения</i> .....	420

22.2.7. Задачи службы радиационной безопасности .....	422
22.3. Требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии. Уровни вмешательства .....	423
22.4. Основы безопасной перевозки радиоактивных веществ .....	427
Задание 22 .....	434
Список литературы.....	435
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ 1. Программа «Компьютерная лаборатория» .....</b>	<b>437</b>
Введение.....	437
1. Основные характеристики пакета программ ЕРНСА .....	437
2. Режимы работы программы КЛ .....	439
2.1. Режим «Демонстрация» (DEMO) .....	439
2.2. Режим «Альбедо» (ALBEDO) .....	442
2.3. Режим «Факторы накопления» (BF) .....	443
2.4. Режим «Расчет констант» (CONST).....	444
2.5. Режим «Расчет защиты» (PROTECT).....	444
2.6. Режим «Барьер» (BARRIER) .....	445
2.7. Режим «Фантом» (PHANTOM).....	446
2.8. Режим «Тормозное излучение» (BREMSSTRAHLUNG) .....	446
Список литературы.....	447
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ 2. ТАБЛИЦЫ, ГРАФИКИ .....</b>	<b>449</b>
<b>ПРЕДМЕТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ .....</b>	<b>505</b>

## Основные обозначения и константы

- $Z_1$  – величина заряда налетающей частицы.  
 $Z_2$  – величина заряда ядер атомов вещества.  
 $A$  – масса атомов вещества; масса 1 моля при определении  $n_0$ .  
 $e$  – элементарный заряд;  $e = 1,602 \cdot 10^{-19}$  Кл.  
 $N_A$  – число Авогадро;  $N_A = 6,022 \cdot 10^{23}$  1/моль.  
 $\rho$  – плотность вещества, г/см<sup>3</sup>.  
 $n_0$  – число атомов в 1 см<sup>3</sup> (плотность атомов);  $n_0 = (N_A/A) \cdot \rho$ .  
 $m_e$  – масса покоя электрона;  $m_e = 9,1085 \cdot 10^{-28}$  г.  
 $\hbar$  – постоянная Планка, деленная на  $2\pi$ ;  $\hbar = 1,0546 \cdot 10^{-34}$  Дж·с.  
 $r_e$  – классический радиус электрона;  $r_e = e^2/m_e c^2 = 2,818 \cdot 10^{-13}$  см.  
 $\beta$  – скорость частицы в единицах скорости света в вакууме –  $c$   
 $c = 2,9979 \cdot 10^{10}$  см/с.  
 $m_e c^2$  – энергия покоя электрона;  $m_e c^2 = 0,511$  МэВ.  
 $\mathcal{A}$  – активность радионуклида.  
 $\Gamma$  – гамма-постоянная радионуклида.  
 $\sigma$  – микроскопическое сечение взаимодействия, см<sup>2</sup>.  
 $\Sigma$  – линейный коэффициент ослабления, 1/см.  
 $\mu$  – массовый коэффициент ослабления, см<sup>2</sup>/г.  
 $R_0$  – средний пробег заряженной частицы в приближении непрерывного замедления.  
 $a_0$  – радиус первой боровской орбиты (боровский радиус атома водорода);  
 $a_0 = \hbar^2/m_e e^2 = 5,29 \cdot 10^{-9}$  см.  
 $\alpha$  – постоянная тонкой структуры;  $\alpha = e^2/\hbar c = 1/137,036$ .  
 $X_0$  – радиационная единица длины.  
 $\lambda_c$  – комптоновская длина волны электрона  $= \hbar/m_e c = 3,86 \cdot 10^{-11}$  см.  
а. е. м. – атомная единица массы  $= 1,66 \cdot 10^{-24}$  г, 1 а. е. м.  $\times c^2 = 931,494$  МэВ.  
 $D, \dot{D}$  – поглощенная доза, мощность поглощенной дозы.  
 $H, \dot{H}$  – эквивалентная доза, мощность эквивалентной дозы.  
 $E, \dot{E}$  – эффективная доза, мощность эффективной дозы.  
 $K, \dot{K}$  – керма, мощность кермы.  
 $X, \dot{X}$  – экспозиционная доза, мощность экспозиционной дозы.

# ЛЕКЦИЯ 1

## ВВЕДЕНИЕ

Человек и все живые организмы на Земле постоянно подвергаются воздействию ионизирующего излучения естественного фона космического и земного происхождения. Ионизирующее излучение сопровождало Большой взрыв, с которого примерно 14 миллиардов лет назад началось существование нашей Вселенной, и с этого времени радиация постоянно наполняет космическое пространство, а в состав Земли с самого ее рождения вошли радиоактивные материалы. Даже человек слегка радиоактивен, так как радиоактивные вещества присутствуют во всякой живой ткани.

На поверхности Земли дозы от космического излучения невелики, так как нас защищает слой воздуха (атмосфера) толщиной примерно  $1 \text{ кг/см}^2$ , что эквивалентно около 130 см железа. При межзвездных перелетах для создания радиационных условий, аналогичных на Земле, необходима такая мощная радиационная защита космического корабля.

С увеличением высоты над уровнем моря уровень облучения повышается. Например, на высоте 20 км он примерно в 400 раз больше по сравнению с уровнем моря. В ближнем космосе вокруг Земли существует радиационный пояс, где уровень облучения повышается еще в десятки и сотни раз.

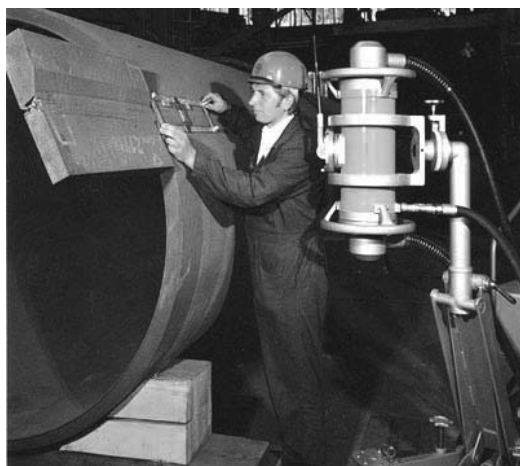
Но и на самой Земле не все безопасно. На поверхности Земли имеются источники повышенной естественной радиоактивности, где средний уровень излучения превышает в десятки и даже сотни раз. Например, в Бразилии в городе Гуарапары есть пляж на побережье, где естественная радиоактивность почти в двести раз выше среднего уровня фона, в Индии в штате Керала высокое содержание тория и его дочерних продуктов (до 0,1 %).

Развитие ядерной энергетики и широкое внедрение источников ионизирующего излучения практически во все сферы человеческой деятельности наряду с несомненной практической пользой создают потенциальную угрозу радиационной опасности. Приведем некоторые примеры применения источников ионизирующего излучения в жизни общества:

- радиоактивные индикаторы применяются в металлургии, с их помощью регулируют процесс затвердевания чугуна и стали, контролируют износ внутренней поверхности доменных печей, измеряют толщину листа при прокатке;
- в химической промышленности ионизирующее излучение применяется для измерения и контроля уровня жидких и сыпучих материалов, для измерения плотности растворов, для определения содержания компонентов в продукте, измерения толщины стенок технологического оборудования, работающего под большим давлением, для стерилизации продукции на химико-фармацевтических заводах;



- большое развитие получила радиационная химия, в которой с помощью ионизирующих излучений получают новые материалы с необходимыми свойствами (в том числе и для атомной техники), стимулируют и инициируют различные химические реакции (например, радиационное сшивание полимерных материалов), изучают воздействие ионизирующих излучений на химические вещества и процессы;
- радиоактивные методы анализа чистоты материалов позволяют определить содержание примесей в количествах ( $10^{-6} - 10^{-8}$ ) %;
- радиоизотопные источники энергии малой мощности (атомные батареи) широко применяются для получения электрической энергии в космосе, а также для различных автономных систем в отдаленных, труднодоступных местах (например, навигационное оборудование), где использование других источников энергии либо невозможно, либо нерентабельно;
- в медицине атомные батареи применяются для снабжения энергией сердечных регуляторов;
- в промышленности используются радиоизотопные нейтрализаторы статического электричества – текстильная промышленность, взрывоопасные производства;



*Рис. 1.1. Контроль сварных соединений труб с помощью рентгеновского излучения*

- очень важный путь применения ионизирующего излучения – радиационная дефектоскопия (рис. 1.1), и томография различных изделий промышленных производств. Например, различных трубопроводов, турбин, емкостей, работающих под большим давлением и т. п. В различных странах создаются таможенные комплексы с применением источников излучений для элементного анализа перевозимых грузов, формы и плотности предметов, перевозимых в контейнере или в

багаже авиапассажира. Для этих целей наряду с рентгеновским излучением используют и тормозное излучение электронных ускорителей. (Компактные малогабаритные ускорители – бетатроны – разработаны и изготавливаются в НИИ интроскопии Томского политехнического университета. Они широко используются в различных странах для контроля крупногабаритных объектов, например, содержимого больших контейнеров без их вскрытия);



*Рис. 1.2. Рентгеновский снимок руки супруги Рентгена (1896 г.)*

- хорошо знакомый всем путь применения излучений в медицине – рентгеновская диагностика. Уже через несколько недель после открытия Рентгеном X-лучей (8 ноября 1895 г.), названных впоследствии его именем, стала очевидной возможность их практического применения для целей медицинской диагностики (рис. 1.2). В настоящее время для рентгеновской диагностики используются сложные комплексы (рис. 1.3), которые позволяют быстро и с высоким качеством получать рентгеновские снимки и проводить их анализ;



*Рис. 1.3. Современный рентгеновский комплекс для медицины*

- применяются различные источники ионизирующих частиц в медицине также для терапевтических целей. Одно из быстро развивающихся направлений – это радиационная терапия новообразований различными типами излучений. И если для этих целей сначала приспособляли физические установки, на которых велись научные исследования, то теперь в различных странах создаются специализированные медицинские ускорители (рис. 1.4);



*Рис. 1.4. Линейный медицинский ускоритель PRIMUS фирмы Сименс*

- различные типы ускорителей используются в научных исследованиях. Среди них и самые большие ускорители, которые занимают площади в десятки и сотни гектаров (рис. 1.5);



*Рис. 1.5. Небольшая часть протонного синхротрона У-70 ИФВЭ*

- применяются ионизирующие излучения и в сельском хозяйстве. Здесь в качестве примера можно отметить работы по мутационной селекции, с помощью которой при использовании радиационных технологий выведено более 2 тыс. новых сортов сельскохозяйственных культур;



*Рис. 1.6. Первый в мире атомный ледокол «Ленин»*

- изотопная гидрология используется для составления схем залегания подземных водоносных слоев, для управления запасами грунтовых и поверхностных вод, для обнаружения и борьбы с различными загрязнениями;
- наконец, самые мощные источники ионизирующего излучения – ядерные реакторы, дающие электроэнергию, тепло, а также возможность плавать

многие месяцы без захода в порты (рис. 1.6, 1.7).



*Рис. 1.7. Фото АЭС [3]*

И это далеко не полный перечень путей использования ионизирующих излучений.

Развитие ядерной энергетики и широкое внедрение источников ионизирующего излучения практически во все сферы человеческой деятельности создают потенциальную угрозу радиационной опасности. Опасность исходит не только от работающих установок. По данным МАГАТЭ на февраль 2009 г., в мире работало 436 и строилось 44 энергетических ядерных реактора. Атомные электростанции производят почти 16 % мировой электроэнергии. Блоки АЭС, которые отработали свой ресурс, необходимо демонтировать и хранить под надежной защитой, так как в их материалах большая наведенная активность. Отработанное горючее АЭС также представляет большую радиационную опасность и подлежит специальному захоронению.

Со времени открытия рентгеновских лучей в 1895 г. и радиоактивности в 1896 г. ионизирующие излучения играют огромную роль как в развитии современной физики, так и в смежных с ней областях науки. Этот гибкий инструмент обладает рядом характерных свойств, одним из которых является проникающая способность: излучение может проходить через вещество, причем некоторые виды излучения при малой потере энергии могут проникать на значительные расстояния.

Взаимодействие излучения с веществом зависит от его природы – корпускулярной или электромагнитной, от энергии, массы и электрического заряда. Например, нейтроны высокой энергии, не имеющие электрического заряда, практически не испытывают электромагнитных взаимодействий с атомами и поэтому имеют большую глубину проникновения. Они передают свою первоначальную кинетическую энергию тем ядрам, с которыми они сталкиваются непосредственно. Фотоны также не имеют заряда и обладают большой проникающей способностью. В результате различных процессов их энергия превращается в кинетическую энергию одного или нескольких электронов, отрываемых от атомов и молекул поглощающей среды.

С электрически заряженными частицами связано преобладающее число актов взаимодействия, в которых совершается передача энергии ионизирующим излучением. Например, если взять радий, который испускает альфа-, бета- и гамма-излучение, то обычный лист бумаги поглощает альфа-частицы, для поглощения бета-частиц (электронов) требуется стекло толщиной примерно 7 мм, а гамма-излучение можно обнаружить и за свинцом толщиной 10 см.

Большое влияние ионизирующего излучения на жизненные процессы обусловлено возбуждением и ионизацией биологических молекул заряженными (первичными и вторичными) частицами. В результате эти молекулы становятся химически очень активными. Если бы энергия, которую получают молекулы от ионизирующих частиц, просто переходила в тепло, а не увеличивала энергию их электронов, то ионизирующее излучение играло бы незначительную роль вне чистой физики. Но активированная излучением молекула может инициировать процесс химических взаимодействий с участием многих молекул. Рассмотрим в самом общем виде эволюцию действия излучения на молекулу живой материи.

На первой, *физической*, стадии первичное излучение и вторичные частицы передают энергию большому числу молекул, в результате образуются свободные электроны и возбужденные или ионизованные молекулы и атомы. Эти первичные продукты радиолитического распада распределены в пространстве не равномерно, а локализованы вблизи траекторий первичных частиц. Время протекания этой стадии примерно  $10^{-16}$  с.

Вторая стадия процесса – *физико-химическая*. За время протекания этой стадии порядка  $10^{-11}$  с образовавшиеся первичные продукты испытывают вторичные реакции: ионы сталкиваются и реагируют с нормальными молекулами, а возбужденные молекулы самопроизвольно диссоциируют (распадаются). Образующиеся при этом химически нестабильные осколки молекул, имеющие неспаренный электрон на внешней орбите, называются *свободными радикалами*.

В конце этой стадии получается комбинация из химически стабильных молекул и их нестабильных осколков. При этом некоторые (или даже все) стабильные молекулы могут отличаться от первичных молекул.

Затем наступает третья, или *химическая* стадия. Свободные радикалы реагируют с молекулами и друг с другом, завершая образование конечных химических продуктов. Время этой стадии в воде не более  $10^{-6}$  с.

В биологических системах наступает и четвертая стадия – организм вследствие упорядоченности его организационных уровней реагирует на инородные химические вещества, которые получаются в результате химической стадии. Биологическая стадия может продолжаться в течение дней, и даже лет.

Многие явления, вызванные ионизирующим излучением в веществе, встречаются и при других формах активации. Например, свободные радикалы получаются во многих обычных химических реакциях без ионизирующего излучения. Однако действие ионизирующего излучения имеет характерные особенности:

- энергия возбуждения первичных продуктов необычайно велика, свободные ионизованные молекулы известны в химии и биологии лишь как первичные продукты ионизирующего излучения;
- ионизирующие частицы сосредотачивают активированные молекулы в узком пространстве вдоль своих траекторий. И здесь практически мгновенно в результате актов ионизации выделяются электрические заряды;
- поскольку передача энергии от ионизирующего излучения веществу является случайным событием, то даже при очень низких дозах в критическом объеме клетки может быть поглощена энергия, достаточная для повреждения или гибели клетки.

Почти для всех неорганических и для большинства органических молекул наиболее вероятное следствие возбуждения – это диссоциация на свободные радикалы. На химической стадии свободные радикалы являются главными действующими лицами. Эти молекулярные осколки химически очень активны и диффундируют из зоны, где они образовались, и затем вступают в реакцию либо друг с другом, либо со стабильными молекулами. Молекулярные осколки живут значительно дольше, чем возбужденные молекулы, поэтому *свободные радикалы являются переносчиками эффекта первичной ионизации и возбуждения молекул во времени и пространстве*. Часто они могут воздействовать на вещество, которого настолько мало, что в нем самом не может наступить физическая или физико-химическая стадия, так как мала вероятность взаимодействия первичной частицы.

Такое *косвенное действие ионизирующего излучения* через свободные радикалы является общим явлением, и в живых организмах этот эффект представляет важный путь, который может приводить к серьезным биологическим последствиям. *Индукированные свободными радикалами химические реакции могут вовлекать в процесс химических изменений многие сотни и тысячи молекул, не затронутых излучением*. В этом и состоит специфика действия ионизирующего излучения на биологические объекты.

Если бы биологическое действие ионизирующего излучения определялось в основном прямым действием, когда молекула испытывает изменения в

виде ионизации и возбуждения непосредственно при взаимодействии с ионизирующей частицей, то оно не представляло бы такой большой опасности для биологических организмов. Здесь можно отметить, что при смертельной дозе на человека (6 Гр на все тело) прямая ионизация дает лишь одну ионизованную молекулу воды из 10 млн молекул.

Никакой другой вид энергии (тепловой, электрической, механической), поглощенной биологическим объектом в том же количестве, не приводит к таким изменениям в нем, какие вызывает ионизирующее излучение. Например, смертельная доза ионизирующего излучения для млекопитающих ~ 10 Гр (10 Дж/кг). Если эту энергию подвести в виде тепла, то она нагрела бы тело человека примерно на 0,001 °С (меньше, чем от стакана выпитого горячего чая). Пуля с массой 10 г и скоростью 1 км/с обладает кинетической энергией около 5000 Дж. Но, попав в человека, она далеко не всегда вызывает смертельный исход. Отсюда следует:

- даже небольшое количество ионизирующего излучения, попав в организм, может привести к катастрофическим последствиям для его жизнедеятельности;
- организм должен быть надежно защищен от попадания в него ионизирующего излучения.

Здесь у нас два пути:

- 1) изготовить специальные скафандры и работать в них. Но так как проникающая способность у многих видов излучений очень велика, то человек не в состоянии передвигаться в таком скафандре. Этот путь неэффективен. Но такой подход неприемлем и по той причине, что человек существует в неразрывной связи с природой, ее животным и растительным миром. Следовательно, *защищать от излучения необходимо всю среду обитания человека*. Следует отметить, что этот способ защиты от излучений мы вынуждены использовать при космических полетах;
- 2) второй путь – надежная защита от излучения естественных и искусственных источников радиации с помощью специальных защитных сооружений вокруг них.

Этот путь не является легким и требует больших затрат, так как мощности многих ядерно-технических установок, созданных человеком, очень велики, например ядерных реакторов, ускорители заряженных частиц, и требуются очень большие кратности ослабления излучения. Увеличение кратности ослабления требует, в свою очередь, увеличение толщины защиты. Увеличение толщины защиты повышают ее стоимость и затраты на сооружение всей установки. Например, в настоящее время затраты на безопасность АЭС составляют до 50 % от стоимости всей АЭС. Это заметно удорожает стоимость электроэнергии. Поэтому нельзя сооружать защиту без детального анализа поля излучения вокруг установки, а просто с многократным запасом.

Задача усложняется, если установка должна быть мобильной. В этом случае предъявляются дополнительные требования к весу защиты, она долж-

на обладать определенной массой и в то же время быть *эффективной*. Эффективной – это значит в первую очередь надежной, т. е. обеспечивать заданную кратность ослабления излучения, во-вторых, обладать минимальным весом и стоимостью.

Проблема защиты от ионизирующих излучений, а в более общем плане – проблема радиационной безопасности, превратилась в одну из социальных проблем современности, решением которой занимаются многие международные, национальные и региональные организации. Надежная защита должна окружать все работающие установки. При этом необходимо отметить, что вопросы защиты от излучений охватывают очень обширную область. Это защита реакторов, ускорителей, изотопных и медицинских установок, защита при захоронении отходов, защита летательных аппаратов, защита передвижных установок и т. д.

Данное учебное пособие посвящено вопросам защиты от фотонов и заряженных частиц. Цели, которые при этом преследуются, следующие:

- узнать особенности и проблемы, возникающие при защите от ионизирующих излучений различного вида;
- ознакомиться с основными положениями государственных документов, регламентирующих уровни облучения персонала и населения в Российской Федерации;
- научиться инженерным методам расчета защиты от фотонов и заряженных частиц;
- знать и свободно пользоваться специальной литературой и специальными программами при решении практических задач защиты от излучений.

Учебное пособие написано с учетом следующих нормативных актов в области радиационной безопасности, принятых в нашей стране:

- 1) НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ (НРБ-99/2009);
- 2) ОСНОВНЫЕ САНИТАРНЫЕ ПРАВИЛА ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ (ОСПОРБ-99/2010).

В пособие включены результаты исследований автора в области радиационной защиты, в том числе результаты, полученные им в соавторстве со студентами.

Изучение данной дисциплины опирается на знания, приобретенные при изучении курсов: «Высшая математика», «Атомная физика», «Теоретическая физика», «Ядерная физика» и обязательно «Взаимодействие ионизирующих излучений с веществом». В конце каждой лекции приводится список литературы, контрольные вопросы – для закрепления теоретической части материала и задачи, которые можно решать на практических занятиях, а также предлагать студентам для самостоятельной работы. Заключительным этапом обучения является выполнение курсового проекта.

Очень полезна при изучении теоретического материала и проведении расчетов защиты разработанная автором программа «Компьютерная лаборатория», описание которой приведено в приложении 1.



## **Задание 1**

### **Контрольные вопросы**

1. В каких областях человеческой деятельности используются ионизирующие излучения в настоящее время?
2. Почему ионизирующее излучение опасно для живых организмов?
3. На какие стадии можно разделить действие излучения на биологическую молекулу? В чем заключаются их основные особенности?
4. Что называют прямым и косвенным действием излучения на биологический объект?
5. Каков вклад косвенного действия излучения в радиационное поражение биологической ткани?

### **Список литературы**

1. Бойко В.И., Кошелев Ф.П. Ядерные технологии в различных сферах человеческой деятельности: учебное пособие. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2006. – 342 с.
2. Радиация. Дозы, эффекты, риск: пер. с англ. – М.: Мир, 1988. – 79 с.
3. Бекман И.Н. Ядерная индустрия: курс лекций. [Электронный ресурс]. URL: // <http://profbeckman.narod.ru> (дата обращения: 17.09.2012).

## ЧАСТЬ 1

# ВВЕДЕНИЕ В ФИЗИКУ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

---

## ЛЕКЦИЯ 2

### ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ

Приведем определения основных терминов в области ионизирующих излучений и радиоактивности. Общепринято видимый свет и ультрафиолетовое излучение не включать в понятие ионизирующее излучение.

**Излучение** – перенос энергии в пространстве и веществе.

**Ионизирующее излучение** – излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию ионов и свободных электронов.

**Ионизирующая частица** – частица корпускулярного ионизирующего излучения или фотон, энергия которой достаточна для ионизации атомов, молекул вещества.

**Корпускулярное излучение** – ионизирующее излучение, состоящее из частиц с массой покоя, отличной от нуля (нейтрино относят к корпускулярному излучению).

**Непосредственно ионизирующее излучение** – ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении с атомом (например, электроны, протоны, альфа-частицы).

**Косвенно ионизирующее излучение** – ионизирующее излучение, состоящее из незаряженных частиц, которые могут создать непосредственно ионизирующее излучение и вызвать ядерные превращения (например, нейтроны, фотоны).

**Нуклид** – вид атомов с данным числом протонов и нейтронов в ядре.

**Изотоп** – нуклид с числом протонов в ядре, свойственным данному элементу (изотопы одного элемента отличаются числом нейтронов).

**Радиоактивность** – самопроизвольное превращение неустойчивого нуклида в другой нуклид, сопровождающееся испусканием ионизирующего излучения.

**Радионуклид** – нуклид, обладающий радиоактивностью.

### 2.1. Активность радионуклида

Не все ядра радионуклида распадаются одновременно. В каждую секунду распадается лишь некоторая часть ядер радиоактивного элемента. Обозначим через  $N(t)$  число нераспавшихся ядер радионуклида в момент времени  $t$ . Изменение числа радиоактивных ядер за время  $\Delta t$  описывает следующее уравнение баланса:

$$N(t + \Delta t) = N(t) - \lambda N(t) \Delta t, \quad (2.1)$$

где константа  $\lambda$  определяет вероятность распада на одно ядро в единицу времени и называется **постоянной распада**. Она не зависит ни от химических,

ни от физических условий, всегда имеет одно и то же значение для данного радионуклида и является мерой неустойчивости его ядер к распаду. Разделив (2.1) на  $\Delta t$  и переходя к пределу  $\Delta t \rightarrow 0$ , получим следующее дифференциальное уравнение

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N(t). \quad (2.2)$$

Интегрируя уравнение (2.2) с начальным условием  $N(t=0) = N_0$ , получим экспоненциальный **закон радиоактивного распада**:

$$N(t) = N_0 \exp(-\lambda t). \quad (2.3)$$

Из выражения (2.2) можно получить также количество радиоактивных распадов в единицу времени, которое называется **активностью** радионуклида –  $\mathcal{A}$

$$\mathcal{A} = \left| \frac{dN(t)}{dt} \right| = \lambda N(t). \quad (2.4)$$

Единица активности в СИ – 1 распад/сек, называется *беккерелем* (Бк). Внесистемная единица активности – *кюри* (Ки) – это такая активность, при которой происходит  $3,7 \cdot 10^{10}$  распадов в секунду, т. е.  $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$ .

Из равенства (2.4) следует, что активность радионуклида определяется количеством его ядер (массой) в данный момент времени, а так как количество радиоактивных ядер со временем уменьшается в соответствии с выражением (2.3), то и активность радионуклида изменяется со временем по закону радиоактивного распада

$$\mathcal{A}(t) = \mathcal{A}_0 \exp(-\lambda t), \quad (2.5)$$

где  $\mathcal{A}_0 = \mathcal{A}(t=0) = N_0 \lambda$ .

Отношение активности радионуклида в радиоактивном образце к массе (объему, площади поверхности) называется удельной (объемной, поверхностной) активностью радионуклида.

Количество радиоактивного вещества принято выражать не массой, а активностью по следующим причинам:

- обычно количество используемого радиоактивного вещества столь мало, что трудно измерить его массу;
- радиоактивное вещество, как правило, находится в запаянных ампулах;
- часто радиоактивное вещество находится в смеси с нерадиоактивным;
- активность со временем уменьшается.

Для характеристики скорости радиоактивного распада пользуются величиной **период полураспада**  $T_{1/2}$ . Он равен интервалу времени, в течение которого распадается половина первоначального количества ядер данного радионуклида. Если  $N(t) = N_0 / 2$ , то из (2.3) получим

$$N(t) / N_0 = 1/2 = \exp(-\lambda T_{1/2}),$$

откуда

$$\lambda = \ln 2 / T_{1/2} = 0,693 / T_{1/2} = 1,442 T_{1/2}^{-1}. \quad (2.6)$$

Распад ядер сопровождается выходом корпускулярных частиц и фотонов, но далеко не всегда число испущенных частиц и фотонов совпадает с числом ядерных превращений. Поэтому термины альфа-, бета- или гамма-активность не являются строгими, так как активность характеризует лишь число ядерных распадов.

Чтобы определить число частиц (фотонов), испущенных радиоактивным источником в единицу времени – **мощность источника** ( $q$ ), надо знать его активность и соответствующий **полный относительный выход** – число частиц (например, электронов –  $n_\beta$ , фотонов –  $n_\gamma$ ), испускаемых на один распад ядра. Величину  $n_\gamma$  называют также **квантовым выходом**.

$$q_\gamma \left( \frac{\text{фотонов}}{c} \right) = \mathcal{A} \left( \frac{\text{распадов}}{c} \right) \cdot n_\gamma \left( \frac{\text{фотонов}}{\text{распад}} \right). \quad (2.7)$$

Информацию об относительных выходах можно найти в специальных справочниках, например, [4, 10, 13, 14, 16].

Масса одного атома в граммах равна  $A/N_A$ , где  $A$  – масса одного моля в граммах,  $N_A$  – число Авогадро =  $6,022 \cdot 10^{23}$  моль<sup>-1</sup>. Поэтому полная масса радионуклида  $m$  (г), соответствующая активности  $\mathcal{A}$  (Бк), равна:

$$m = N \frac{A}{N_A} = \frac{\mathcal{A}}{\lambda} \frac{A}{N_A} = \frac{\mathcal{A}}{\ln 2} \frac{AT_{1/2}}{N_A} = 2,4 \cdot 10^{-24} \mathcal{A} AT_{1/2}. \quad (2.8)$$

Если активность задается в кюри, то в выражении (2.8) надо использовать коэффициент  $8,86 \cdot 10^{-14}$ . Активность в Бк массы  $m$  (г) радионуклида можно рассчитать по формуле

$$\mathcal{A} = 4,17 \cdot 10^{23} \frac{m}{AT_{1/2}}. \quad (2.9)$$

## 2.2. Потокосые и токовые характеристики поля излучения

**Поле ионизирующего излучения** характеризуется пространственным, энергетическим, угловым и временным распределением ионизирующего излучения в рассматриваемой среде. Для полного представления о поле излучения необходимо указать, сколько частиц, с какой энергией и в каком направлении приходит в любую точку среды в каждый момент времени.

Наиболее подробная информация о поле излучения задается дифференциальной по углам и энергии плотностью потока частиц в данной точке в момент  $t$  –  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ :

$$\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \lim_{\Delta \rightarrow 0} \frac{\text{число частиц } N \text{ с } (\vec{\Omega} \in \Delta\Omega, E \in \Delta E, \text{ на } \Delta S, \text{ за } \Delta t)}{\Delta\Omega \Delta E \Delta t \Delta S}.$$

Дифференциальная плотность потока частиц равна числу частиц с энергией  $E$  из единичного интервала энергий и направлением  $\vec{\Omega}$  из единичного телесного угла, пересекающих (падающих) за единицу времени в момент времени  $t$

единичную площадку с центром в точке  $\vec{r}$ , перпендикулярную  $\vec{\Omega}$  (рис. 2.1) – *первый физический смысл дифференциальной плотности потока*. Все используемые на практике характеристики поля излучения могут быть выражены через дифференциальную плотность потока. Размерность  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  в СИ –  $1/(\text{м}^2 \cdot \text{с} \cdot \text{Дж} \cdot \text{ср})$ , чаще используют размерность –  $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с} \cdot \text{МэВ} \cdot \text{ср})$ .

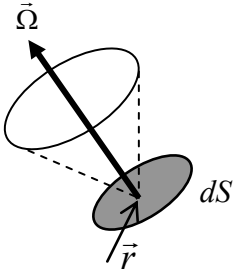


Рис. 2.1. К определению дифференциальной плотности потока частиц

Так как  $\phi = n v$ , где  $n$  – дифференциальная плотность частиц, а  $v$  – их скорость, то получим *второй физический смысл дифференциальной плотности потока*:  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  – это путь в единицу времени всех частиц из единичного объема фазового пространства, т. е. из единицы объема, единичного энергетического интервала, единицы телесного угла.

Величина  $I(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = E \cdot \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  называется дифференциальной плотностью потока энергии частиц в момент времени  $t$  в точке  $\vec{r}$ . Ее размерность в СИ –  $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{Дж} \cdot \text{ср})$ , чаще используют –  $\text{МэВ}/(\text{см}^2 \cdot \text{МэВ} \cdot \text{с} \cdot \text{ср})$ .

В самом общем виде  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  и  $I(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  зависят от семи переменных  $(x, y, z, \vartheta, \varphi, E, t)$ . Но если, например, излучение источника и свойства среды не меняются во времени, то и  $\phi$  не зависит от  $t$ , тогда  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$  – энергетически угловая (дифференциальная) плотность потока частиц в точке  $\vec{r}$ .

Если проинтегрировать дифференциальную плотность потока по всем направлениям, то получим

$$\int_{4\pi} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) d\Omega = \phi(\vec{r}, E) \quad (2.10)$$

– энергетическое распределение плотности потока (*спектр частиц*) в точке  $\vec{r}$ , а интегрированием по всем значениям энергии получаем

$$\int_0^\infty \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) dE = \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \quad (2.11)$$

– угловое распределение плотности потока в точке  $\vec{r}$ . Интегрирование дифференциальной плотности потока по переменным  $E$  и  $\vec{\Omega}$  дает

$$\int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) dE = \phi(\vec{r}) \quad (2.12)$$

– плотность потока частиц в точке  $\vec{r}$  или

$$\int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty E \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) dE = \int_{4\pi} d\Omega \int_0^\infty I(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) dE = I(\vec{r}) \quad (2.13)$$

– плотность потока энергии частиц (*интенсивность излучения*) в точке  $\vec{r}$ .

Определим еще одну величину – **флюенс** (перенос) частиц

$$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_{\Delta t} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) dt \quad (2.14)$$

– это число частиц с энергией  $E$  и направлением  $\vec{\Omega}$ , пересекающих единичную площадку, перпендикулярную  $\vec{\Omega}$ , с центром в точке  $\vec{r}$  за время  $\Delta t$ . Через соответствующие интегралы (см. выше) можно определить энергетическое

$\Phi(\vec{r}, E)$ , угловое  $\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$  распределение флюенса и флюенс частиц –  $\Phi(\vec{r})$  в точке  $\vec{r}$ .

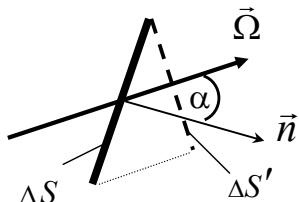


Рис. 2.2. К определению тока частиц

Характеристики поля излучения, аргументами которых являются  $E$  и  $\vec{\Omega}$ , называются *дифференциальными*, интегрируя по этим переменным, получаем *интегральные* характеристики поля излучения.

Рассмотрим теперь перенос частиц через площадку  $\Delta S$ , расположенную под некоторым углом  $\alpha$  к направлению  $\vec{\Omega}$ . Из рис. 2.2 видно, что число частиц, пересекающих эту площадку можно найти по формуле:

$$N_{\Delta S} = \phi \Delta S \cos \alpha = \Delta S \phi \times (\vec{\Omega} \vec{n}) = \vec{\Omega} \phi \vec{n} \Delta S = \vec{J} \vec{n} \Delta S.$$

Величина

$$\vec{J}(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \vec{\Omega} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad (2.15)$$

называется *дифференциальной плотностью тока частиц* в момент  $t$  в точке  $\vec{r}$ , ее размерность в СИ –  $1/(\text{м}^2 \cdot \text{Дж} \cdot \text{с} \cdot \text{ср})$ . Если площадка  $\Delta S$  единичная, то число частиц через нее равно проекции вектора тока частиц на нормаль к площадке. Величина  $\vec{J}_E = E \vec{J}$  называется *дифференциальной плотностью тока энергии частиц* в момент времени  $t$  в точке  $\vec{r}$ , ее размерность в СИ –  $\text{Дж}/(\text{м}^2 \cdot \text{Дж} \cdot \text{с} \cdot \text{ср})$  или –  $\text{Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{Дж} \cdot \text{ср})$ . Величины  $\vec{J}$  и  $\vec{J}_E$  – векторные, т. е. характеризуются не только величиной, но и направлением в пространстве, и в отличие от плотности потока содержат информацию о направлении распространения излучения. Интегрированием по энергии и направлениям можно по аналогии с потоковыми характеристиками получить токовый спектр частиц, токовое угловое распределение, плотность тока частиц. Отметим следующее:

- вдоль направления распространения излучения  $\vec{\Omega}$  векторная токовая величина равна по абсолютному значению скалярной потоковой величине;
- если поле излучения симметрично относительно некоторой оси, то результирующий вектор тока всегда направлен по этой оси;
- если вычисляется результирующее значение плотности потока в некоторой точке, то в соответствии с принципом суперпозиции для поля излучения  $\phi = \phi_1 + \phi_2$  – это арифметическая сумма, а результирующий ток в этой точке  $\vec{J} = \vec{J}_1 + \vec{J}_2$  – это геометрическая сумма векторов. Поэтому,

если плотность потока  $\phi$  не равна 0, то результирующий ток может быть равен нулю, если  $\vec{J}_1$  и  $\vec{J}_2$  равны по абсолютной величине и направлены в противоположные стороны.

В заключение рассмотрим физический смысл понятия **плотность потока частиц** в точке  $\vec{r} - \phi(\vec{r})$ . Показание детектора, регистрирующего число падающих на него частиц, дается выражением

$$Q = \int dt \int d\Omega \int dE \int_{(\vec{\Omega} \vec{n}) < 0} |\vec{\Omega} \vec{n}| \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) dS. \quad (2.16)$$

Если детектор мал и плотность потока для всех точек его поверхности одинакова, то в выражении (2.16)  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  можно вынести из последнего интеграла. Величина  $|\vec{\Omega} \vec{n}| dS$  – это проекция  $dS$  на плоскость, перпендикулярную направлению  $\vec{\Omega}$  (рис.2.2), поэтому

$$\int_{(\vec{\Omega} \vec{n}) < 0} |\vec{\Omega} \vec{n}| dS = \Delta S(\vec{\Omega})$$

– проекция всего детектора на плоскость, перпендикулярную  $\vec{\Omega}$ . Если детектор сферический, то  $\Delta S$  не зависит от  $\vec{\Omega}$  и для маленького сферического детектора

$$Q = \Delta S \int dt \int d\Omega \int \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) dE = \Delta S \phi(\vec{r}).$$

При  $\Delta S = 1$ ,  $Q = \phi(\vec{r})$  и физический смысл плотности потока – это число частиц, падающих на сферический детектор с единичной площадью поперечного сечения и с центром в точке  $\vec{r}$ .

В справочниках [6, 10] приведены таблицы с формулами, которые связывают дифференциальные и интегральные характеристики поля излучения с дифференциальной плотностью потока и тока частиц.

### 2.3. Дозиметрические характеристики поля излучения

При взаимодействии ионизирующего излучения с веществом последнему передается энергия. Эта передача энергии лежит в основе физических, химических и биологических воздействий излучения на вещество.

**Поглощенная доза** ( $D$ ). Основной физической величиной, определяющей степень радиационного воздействия, является поглощенная доза ионизирующего излучения. Поглощенная доза – это локальная (точечная) характеристика и равна отношению средней энергии  $d\bar{W}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементе объема  $dV$ , к массе вещества  $dm$  в этом объеме

$$D = \frac{d\bar{W}}{dm}. \quad (2.17)$$

Вместо термина **поглощенная доза излучения** допускается использовать краткую форму **доза излучения**. Единица измерения поглощенной дозы в СИ – **грей** (Гр). Один грей равен поглощенной дозе, при которой веществу массой 1 кг передается от ионизирующего излучения энергия, равная 1 Дж. Вне-системная единица измерения поглощенной дозы – **рад**, при этом веществу

массой 1 г передается от ионизирующего излучения энергия, равная 100 эрг. 1 грей = 100 рад.

Поглощенная доза – это величина нестохастическая и определяется как среднее значение связанной с ней стохастической величины – переданной энергии от ионизирующего излучения веществу, которая подвержена статистическим флуктуациям.

**Эквивалентная доза ( $H$ ).** Для оценки биологического воздействия ионизирующего излучения в задачах радиационной безопасности при хроническом облучении человека малыми дозами (не превышающими пяти пределов годовой дозы при облучении всего тела человека) основной величиной является эквивалентная доза. Эквивалентная доза – это произведение поглощенной дозы в биологической ткани на соответствующий *взвешивающий коэффициент для данного вида излучения* ( $\bar{w}$ )

$$H = \bar{w} \cdot D. \quad (2.18)$$

Выражение (2.18) соответствует одному виду излучения, а в поле смешанного излучения имеем

$$H = \sum_i \bar{w}_i D_i, \quad (2.19)$$

где  $\bar{w}_i$  – взвешивающий коэффициент для излучения  $i$ -типа,  $D_i$  – поглощенная доза от этого типа излучения. Взвешивающий коэффициент излучения учитывает характер распределения энергии, переданной веществу, вдоль траектории частицы. Выражения (2.18) и (2.19) указывают на то, что при одной и той же поглощенной дозе эквивалентная доза (следовательно, и величина биологического воздействия) у различных видов излучения может быть разной.

Единица эквивалентной дозы в СИ – **зиверт** (Зв). 1 Зв равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани на взвешивающий коэффициент излучения равно 1 Дж/кг. Внесистемная единица измерения эквивалентной дозы – **бэр** (биологический эквивалент рада). 1 Зв = 100 бэр. Взвешивающий коэффициент излучения  $\bar{w}$  – безразмерная величина, но надо помнить, что при умножении на эту величину мы переходим от поглощенной дозы (Гр, рад) к эквивалентной дозе (Зв, бэр).

Зиверт – единица измерения эквивалентной дозы любого вида излучения в биологии ткани, которое создает такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр образцового рентгеновского излучения. **Образцовое рентгеновское излучение** – это рентгеновское излучение с напряжением генерации 180–250 кВ и со средней ЛПЭ для воды, равной 3 кэВ/мкм. Единица зиверт имеет одинаковую размерность с единицей грей ( $L^2 T^{-2}$ ), но это единицы разных физических величин. 1 Дж/кг = 1 Гр лишь применительно к поглощенной дозе (или керме), а 1 Дж/кг = 1 Зв, когда определяется величина эквивалентной дозы.

Рассмотрим теперь, что понимают под взвешивающим коэффициентом излучения. Мерой отличия воздействия разных видов излучения на биологический объект при одной и той же поглощенной дозе служит **коэффициент относительной биологической эффективности** (ОБЭ). Под ОБЭ излучения понима-



ют отношение поглощенной дозы образцового рентгеновского излучения к поглощенной дозе данного вида излучения, вызывающего такой же биологический эффект. ОБЭ зависит от вида и энергии излучения, а его значения определяются в специальных экспериментах. Эти значения являются основой для установления предельно допустимых уровней облучения и норм радиационной безопасности. Величина ОБЭ зависит не только от вида ионизирующего излучения, но и от ряда других факторов, например, от вида облучаемого животного, от критерия, используемого для оценки биологического эффекта, возникающего вслед за облучением. Международная комиссия по радиологическим единицам и измерениям (МКРЕ) предложила термин ОБЭ использовать только для сравнительной оценки действия различных видов излучений в радиобиологии.

Для целей радиационной безопасности используют не ОБЭ, а **взвешивающий (средний) коэффициент для данного вида излучения (средний коэффициент качества – старое название)  $\bar{w}$**  – регламентированная (усредненная) величина ОБЭ в условиях хронического облучения в диапазоне малых доз, которая устанавливается специальной комиссией на основе всех данных по определению ОБЭ. Из курса дозиметрии известно, что ОБЭ (следовательно, и взвешивающий коэффициент излучения) зависит от **линейной передачи энергии (ЛПЭ)** ионизирующих частиц и, по существу, связывает зависимость неблагоприятных биологических последствий облучения человека с ЛПЭ излучения. ЛПЭ определяется как энергия, переданная ионизирующей частицей веществу на единице пути в заданной окрестности ее траектории. При этом учитываются только такие потери энергии, в которых вторичные электроны приобретают энергию меньше некоторого порога. ЛПЭ отличается от **тормозной способности вещества**, которая учитывает любые потери энергии без условия их локализации вблизи траектории частицы.

Отметим, что ЛПЭ определяется только для заряженных частиц, но взвешивающий коэффициент излучения определен для всех частиц (в том числе и для нейтронов, и для фотонов). Поэтому, когда говорят о величине  $\bar{w}$  для косвенно ионизирующего излучения, то в этом случае ЛПЭ определяется всеми заряженными частицами, образованными этим излучением на единице пути.

Таблица 2.1

*Значения взвешивающих коэффициентов излучения*

Тип излучения	$\bar{w}$
фотоны любых энергий	1
электроны и мюоны любых энергий	1
нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
протоны с энергией более 2 МэВ (кроме протонов отдачи)	5
альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Значения взвешивающего коэффициента излучения определяют зависимость биологического эффекта, усредненного по различным органам и тканям организма, от вида и энергии излучения [12]. Они являются функцией ЛПЭ данного вида излучения в воде. Для ЛПЭ менее 10 кэВ/мкм  $\bar{w} = 1$ . Значения  $\bar{w}$  по НРБ-99/2009 для различных видов излучения приведены в табл. 2.1.

Зависимость ОБЭ и взвешивающего коэффициента излучения от ЛПЭ позволяет интерполировать значения  $\bar{w}$  для других энергий, для которых нет экспериментальных данных по ОБЭ.

**Эффективная доза (E).** Разные биологические органы и ткани имеют различную чувствительность к излучению, поэтому для случаев неравномерного облучения разных органов или тканей тела человека (например, при попадании радионуклидов внутрь организма) введено понятие эффективной эквивалентной дозы (или просто эффективной дозы). Эффективная доза – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она равна произведению эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие **взвешивающие коэффициенты для биологических тканей и органов** ( $w_T$ ).

$$E = \sum_T w_T H_T, \quad (2.20)$$

где  $H_T$  – эквивалентная доза в органе или ткани,  $w_T$  – *взвешивающий коэффициент* соответствующего органа или ткани. Он определяет весовой вклад данного органа или ткани в риск неблагоприятных последствий для организма при равномерном облучении:

$$\sum_T w_T = 1. \quad (2.21)$$

Таблица 2.2

*Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов*

Тип органа, ткани	$w_T$
Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	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

При равномерном облучении всего организма эквивалентная доза в каждом органе одна и та же, поэтому в соответствии с выражениями (2.20) и (2.21)  $E = H$ . Единицы измерения эффективной дозы совпадают с единицами эквивалентной дозы. Отметим, что эффективная доза при неравномерном облучении по органам равна такой эквивалентной дозе при равномерном облучении всего организма, при которой риск неблагоприятных последствий равен риску при данном неравномерном облучении.

Взвешивающие коэффициенты  $w_T$  для тканей и органов при расчете эффективной дозы (по НРБ-99/2009) приведены в табл. 2.2.

**Керма ( $K$ ).** Для оценки воздействия на среду косвенно ионизирующего излучения используют понятие «керма». Керма – отношение суммы начальных кинетических энергий  $dW_K$  всех заряженных частиц, появившихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе  $dm$  вещества в этом объеме

$$K = \frac{dW_K}{dm} . \quad (2.22)$$

Единицы измерения кермы совпадают с единицами измерения поглощенной дозы (грей, рад). Керма применяется и для фотонов, и для нейтронов в любом диапазоне энергий. Керма широко используется при работе с нейтронными источниками, для которых она была первоначально введена.

**Экспозиционная доза ( $X$ ).** Для оценки поля фотонного излучения в воздухе одним из первых было введено понятие экспозиционной дозы. Воздух, вследствие близости эффективных атомных номеров воздуха и биологической ткани, является для фотонного излучения тканеэквивалентной средой. Экспозиционная доза представляет собой отношение суммарного заряда  $dQ$  всех ионов одного знака, созданных в воздухе, когда все электроны и позитроны, образованные фотонами в элементарном объеме воздуха с массой  $dm$ , полностью остановились в воздухе, к массе воздуха в этом объеме

$$X = \frac{dQ}{dm} . \quad (2.23)$$

Единица измерения экспозиционной дозы в СИ – **кулон на килограмм** (Кл/кг). Внесистемная единица измерения экспозиционной дозы – **рентген** (Р).  $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$ . Одному рентгену соответствует поглощенная доза 0,873 рад в воздухе или 0,95 рад в биологической ткани, поэтому с погрешностью в 5 % экспозиционную дозу в 1 Р и поглощенную дозу в биологической ткани в 1 рад можно считать совпадающими.

С 1 января 1990 года использовать понятие «экспозиционная доза» не рекомендуется. Причины этого следующие:

- экспозиционная доза была введена только для фотонного излучения и ее нельзя использовать в полях смешанного излучения различного вида;

- даже для фотонного излучения область ее использования ограничена энергиями менее 3 МэВ, так как при больших энергиях в воздухе нарушается условие равновесия вторичных частиц [5].

Но и в настоящее время еще используется много старых детекторов, дающих показания в рентгенах.

В табл. 2.3 приведены основные соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами в области ионизирующих излучений.

Таблица 2.3

*Соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами в области ионизирующих излучений*

Величина и ее обозначение	Названия и обозначения единиц		Связь с единицей СИ
	Единица СИ	Внесистемная единица	
Активность $A$	Беккерель (Бк; Bq)	Кюри (Ки; Ci)	1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Поглощенная доза $D$ , керма $K$	Грей (Гр; Gy)	Рад (рад; rad)	1 рад = 0,01 Гр
Мощность поглощенной дозы $\dot{D}$ , мощность кермы $\dot{K}$	Грей в секунду (Гр/с)	Рад в секунду (рад/с)	1 рад/с = 0,01 Гр/с
Эквивалентная доза $H$	Зиверт (Зв; Sv)	Бэр (бэр; rem)	1 бэр = 0,01 Зв
Мощность эквивалентной дозы $\dot{H}$	Зиверт в секунду (Зв/с)	Бэр в секунду (бэр/с)	1 бэр/с = 0,01 Зв/с
Экспозиционная доза $X$	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р; R)	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Мощность экспозиционной дозы $\dot{X}$	Ампер на килограмм (А/кг)	Рентген в секунду (Р/с)	1 Р/с = $2,58 \cdot 10^{-4}$ А/кг

## Задание 2

### Контрольные вопросы

1. Что такое активность радионуклида и в чем она измеряется? Что называют постоянной распада радионуклида?
2. Напишите закон радиоактивного распада. Получите связь массы радионуклида с его активностью.
3. Что называют дифференциальной плотностью потока частиц, плотностью потока частиц, флюенсом частиц? Укажите их размерности. Что такое интенсивность излучения?
4. Что называют линейной передачей энергии? В чем ее отличие от тормозной способности вещества?
5. Что такое относительная биологическая эффективность излучения?
6. Где используется взвешивающий коэффициент излучения и как он связан с ОБЭ?

7. Дайте определения поглощенной, эквивалентной, эффективной дозы, кермы и укажите их размерности.

### Задачи

1. В 1931 г. экспериментально определили, что в 1 г радия происходит  $3,70 \cdot 10^{10}$  расп/с. В настоящее время установлено, что в 1 г радия происходит  $3,62 \cdot 10^{10}$  расп/с. Определить активность 1 г радия в Бк и Ки.
2. Какова масса изотопа  $^{238}_{92}\text{U}$  активностью 1 Ки?
3. Чему равна плотность тока частиц направленного моноэнергетического излучения с энергией 2,5 МэВ, пересекающего площадку, нормаль к которой имеет угол  $30^\circ$  с направлением излучения, если его интенсивность равна  $1,2 \text{ Вт/м}^2$ .
4. Оператор находится в реакторном зале в поле смешанного излучения. Мощность поглощенной дозы в биологической ткани, создаваемая быстрыми нейтронами, тепловыми нейтронами и гамма-излучением, соответственно равна 0,9; 1,3; 2,1 мрад за сутки. Определить эквивалентную дозу (в мбэр, мЗв), которую он получит за неделю работы.
5. Определить постоянную распада, период полураспада и среднее время жизни радиоактивных атомов  $^{32}_{15}\text{P}$ , если за 3 дня его активность уменьшилась на 13,5 %.
6. На сколько уменьшится за 3 часа число распадов в минуту  $^{24}_{11}\text{Na}$ , если начальная активность равна 0,3 Ки?
7. Активность  $^{60}_{27}\text{Co}$  с периодом полураспада 5,27 года составляет 1 ГБк. Рассчитать активность и число радиоактивных атомов этого препарата через 5 лет.
8. Определить объемную активность  $^{40}_{19}\text{K}$  в коровьем молоке, если на 1 л молока приходится 1,4 г естественного калия, в котором содержится по массе 0,0119 % радиоактивного  $^{40}\text{K}$ .
9. Определить в процентах массу радиоактивных атомов  $^{60}_{27}\text{Co}$  в металлическом кобальте активностью 74 ГБк и массой 10 г.
10. Определить флюенс фотонного излучения за время облучения 5 ч, если в начальный момент времени в точке детектирования плотность потока фотонов от источника  $^{24}_{11}\text{Na}$  с периодом полураспада 15 часов составляла  $2 \cdot 10^6 \text{ 1/см}^2\text{с}$ .
11. Найти плотности потока и тока частиц в точке  $\vec{r}$ , для которой угловое распределение плотности потока изотропное и равно  $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \text{ 1/(см}^2\text{·с·ср)}$ .

### Список литературы

1. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений: учебник для вузов. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 464 с.
2. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. В 2 т. Т. 1: Физические основы защиты от излучений: учеб. для вузов. – 3-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.

3. Иванов В.И., Климанов В.А., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 256 с.
4. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: справочник. – М.: Атомиздат, 1977. – 395 с.
5. Иванов В.И. Курс дозиметрии: учебник для вузов. – 4-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 400 с.
6. Иванов В.И., Машкович В.П., Центер Э.М. Международная система единиц (СИ) в атомной науке и технике: справочное руководство. – М.: Энергоиздат, 1981. – 200 с.
7. Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П. Радиационная безопасность и защита: справочник. – М.: Медицина, 1996. – 336 с.
8. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – 5-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 520 с.
9. Кольчужкин А.М., Учайкин В.В. Введение в теорию прохождения частиц через вещество. – М.: Атомиздат, 1978. – 256 с.
10. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.
11. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.
12. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ) / пер с англ.; под общей ред. М.Ф. Киселева и Н.К. Шандалы. – М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. – 343 с.
13. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Публикация 38 МКРЗ: В 2 ч. Ч. 1. В 2 кн. Кн 1: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 320 с.
14. ICRP38 // <http://ordose.ornl.gov/downloads.html>
15. LANDOLT-BÖRNSTEIN Numerical Data and Functional Relationships in Science and Technology. New Series, V 4, Radiological Protection // <http://www.springermaterials.com/navigation/>
16. Radionuclide Decay Data // <http://nps.org/publicinformation/radardecaydata.cfm>

## ЛЕКЦИЯ 3

### КЛАССИФИКАЦИЯ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ И ЗАЩИТ

#### 3.1. Классификация источников излучения

**Источник ионизирующего излучения** – объект, содержащий радиоактивный материал, или техническое устройство, испускающее ионизирующее излучение. Современные ядерно-технические установки представляют собой сложные источники излучения. Например, источниками излучения действующего ядерного реактора кроме активной зоны являются: система охлаждения, конструкционные материалы, оборудование, защита. Поле излучения реальных сложных источников обычно представляется как суперпозиция полей излучения отдельных элементарных источников. Для расчета защиты необходимо знать следующие характеристики источника:

- вид излучения: фотоны, нейтроны, электроны, протоны, альфа-частицы, бета-частицы и др.;
- геометрию источника, под которой понимаются его форма и размеры. По этому признаку источники делятся на **точечные** и **протяженные**, а протяженные в свою очередь делятся на **линейные**, **поверхностные** и **объемные**. Точечным можно считать источник, максимальные размеры которого много меньше расстояния от него до детектора и длины свободного пробега излучения в материале источника. Ослаблением излучения в таком источнике пренебрегают. Поперечные размеры линейных источников должны быть много меньше расстояния до детектора и длины свободного пробега частиц в материале источника. Поверхностные источники – это такие, которые имеют толщину много меньше, чем расстояние до детектора и длины свободного пробега частиц в материале источника;
- мощность источника и ее распределение по протяженному источнику;
- энергетическое распределение (*спектр*) источника: *моноэнергетический, дискретный, непрерывный*;
- угловое распределение излучения источника.

Наиболее подробная информация об источнике задается дифференциальной по углам и энергии плотностью распределения источника в момент  $t$  –  $S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \lim_{\Delta \rightarrow 0} \frac{N(\vec{\Omega} \in \Delta \Omega, E \in \Delta E, \vec{r} \in \Delta V, \text{ за } \Delta t)}{\Delta \Omega \Delta E \Delta V \Delta t},$$

где  $N(\dots)$  – число частиц, испущенных источником. Таким образом плотность источника  $S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$  представляет собой число частиц с энергией  $E$  из единичного энергетического интервала, двигающихся в направлении  $\vec{\Omega}$  в единичном телесном угле из единицы объема (длины, площади поверхности), расположенного в точке  $\vec{r}$  пространства в единицу времени.

Часто один или более фазовых параметров источника имеют определенное значение. В этом случае плотность распределения источника по этому параметру можно описать с помощью дельта-функции.

**Моноэнергетический источник**

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \delta(E - E_0) S_E(\vec{r}, \vec{\Omega}, t), \quad (3.1)$$

где  $S_E$  определяет пространственное, угловое и временное распределение источника.

**Мононаправленный источник**

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \delta(\vec{\Omega} - \vec{\Omega}_0) S_{\Omega}(\vec{r}, E, t), \quad (3.2)$$

здесь  $S_{\Omega}$  определяет пространственное, энергетическое и временное распределение источника.

**Точечный источник**

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \delta(\vec{r} - \vec{r}_0) S_r(\vec{\Omega}, E, t). \quad (3.3)$$

**Мгновенный источник**

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \delta(t - t_0) S_t(\vec{r}, \vec{\Omega}, E). \quad (3.4)$$

Интегрирование  $S_E$ ,  $S_{\Omega}$ ,  $S_r$  и  $S_t$  по соответствующим переменным дает число частиц, испущенных источником. Если все фазовые параметры источника имеют определенные значения, то тогда это **дельта-источник**

$$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) = \delta(t - t_0) \delta(\vec{r} - \vec{r}_0) \delta(\vec{\Omega} - \vec{\Omega}_0) \delta(E - E_0) S_0, \quad (3.5)$$

где  $S_0$  дает число частиц, испущенных источником.

На практике часто встречаются источники, плотности которых не зависят от координат в занятой ими области – **однородные источники**  $S(\vec{\Omega}, E, t)$ , направления – **изотропные источники**  $S(\vec{r}, E, t)$  или времени – **стационарные источники**  $S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ .

Если угловое распределение излучения источника имеет ось симметрии и не зависит от азимутального угла  $\varphi$  (равномерное по  $\varphi$ ), то угловая плотность источника задается обычно как зависимость от угла  $\vartheta$  между направлением движения частиц из источника и осью симметрии

$$S(\vartheta) = S_0 f(\vartheta), \quad (3.6)$$

где  $S(\vartheta)$  – число частиц, испускаемых источником в единицу времени в единичный телесный угол под углом  $\vartheta$  относительно оси с единицы объема (длины, поверхности);  $f(\vartheta)$  – плотность распределения,  $S_0$  – нормировочная константа (число испущенных частиц)

$$\int_0^{2\pi} d\varphi \int_0^{\pi/2} f(\vartheta) \sin \vartheta d\vartheta = 1; \quad \int_0^{2\pi} d\varphi \int_0^{\pi/2} S(\vartheta) \sin \vartheta d\vartheta = S_0.$$



Наиболее часто рассматриваются следующие угловые распределения источников:

*мононаправленное* 
$$S(\vartheta) = S_0 \frac{1}{2\pi} \delta(\cos \vartheta - 1);$$

*изотропное во все пространство* 
$$S(\vartheta) = S_0 / 4\pi;$$

*изотропное в полупространство* 
$$S(\vartheta) = S_0 / 2\pi \quad (\text{например, отраженное от поглотителя излучение});$$

*косинусоидальное* 
$$S(\vartheta) = S_0 \cos \vartheta / \pi.$$

На практике встречается большое множество других видов угловых распределений и часто их можно представить в виде комбинаций изотропных и косинусоидальных угловых распределений.

Таким образом, для правильного задания источника необходимо указывать все его характеристики. Например, для линейного источника должно быть задано: линейный, длиной  $L$  (м), равномерный (по  $L$ ), изотропный (по  $\vec{\Omega}$ ), моноэнергетический источник фотонного излучения (вид излучения) с энергией  $E_0$  (МэВ) и с выходом  $S_L$  (1/м·с) частиц с единицы длины в единицу времени.

### 3.2. Классификация защит

**Защитой** являются те материалы, которые располагаются между источником излучения и зоной размещения персонала или оборудования для ослабления потока ионизирующего излучения. Защита от ионизирующего излучения должна обеспечивать:

- 1) допустимый уровень облучения обслуживающего персонала. Такую защиту называют **биологической** и она должна сопровождать все излучающие установки, поле излучения которых превышает допустимые уровни;
- 2) допустимый уровень радиационных повреждений конструкционных материалов и оборудования. Превышение этого уровня может приводить, например, к изменению прочностных характеристик конструкционных материалов, разрушению органических соединений, радиолизу воды и т. д. Такую защиту называют **радиационной**;
- 3) допустимый уровень радиационного энерговыделения и температурного распределения в конструкционных и защитных материалах. Такую защиту называют **тепловой**.

Радиационную и тепловую защиту конструкционно часто совмещают. Они необходимы только для мощных источников излучения, например, ядерные реакторы, сильноточные ускорители. При работе с изотопными источниками, ускорителями на небольшие токи, рентгеновскими аппаратами необходимости в радиационной и тепловой защите не возникает.

Защиты делятся на следующие типы:

- **Сплошная защита** – целиком окружает источник излучения.
- **Раздельная защита** – это такая защита, когда наиболее мощные источники излучения окружает первичная защита (например, защита активной зоны ядерного реактора), а между первичной и вторичной защитой также имеются источники излучения (например, система теплоносителя реактора).
- **Теневая защита** – такая защита устанавливается между источником излучения и защищаемой областью. Размеры защитной области ограничиваются «тенью, отбрасываемой защитой». Часто такая защита используется, когда есть ограничения на ее массу и размеры.
- **Частичная защита** – это ослабленная защита для областей ограниченного доступа персонала. Например, на судне с реактором в качестве энергетической установки частичная защита может осуществляться в направлении дна судна.

По компоновке защита подразделяется на *гомогенную* – состоит из одного вещества (слоя) и *гетерогенную* – состоит из различных веществ (слоев). По форме внешней поверхности все защиты можно разделить на *плоские*, *сферические* и *цилиндрические*.

Типы геометрии защиты:

**Бесконечная** – источник ( $S$ ) и детектор ( $D$ ) находятся в защитной среде (рис. 3.1).

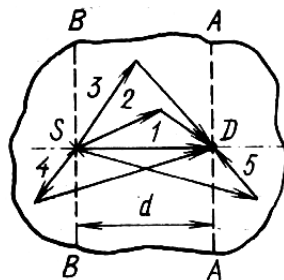


Рис. 3.1. Пример бесконечной защиты

**Полубесконечная** – здесь возможны два случая: источник в среде, а детектор на границе среды (рис. 3.2, а) или наоборот (рис. 3.2, б).

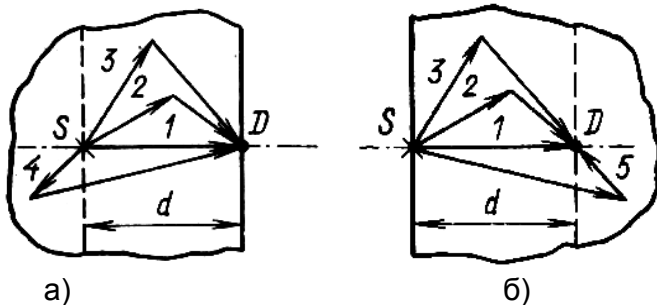
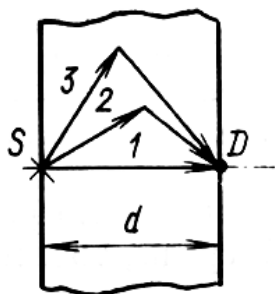
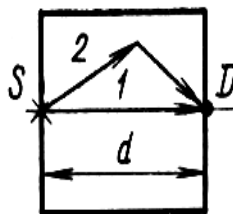


Рис. 3.2. Примеры полубесконечной геометрии защиты

*Барьерная* – рис. 3.3.



*Ограниченная* – рис. 3.4.



*Рис. 3.3. Пример барьерной защиты Рис. 3.4. Пример ограниченной защиты*

На рис. 3.1–3.4 стрелки и цифры указывают траектории нерассеянных (1) и рассеянных (2–5) в среде частиц.

Критерий бесконечности защиты можно сформулировать следующим образом: если любое окружение выделенной защитной среды любым дополнительным материалом не меняет показаний детектора, то такая среда является бесконечной. То есть практически равна нулю вероятность регистрации частиц, рассеянных за пределами выделенной среды.

Геометрия защиты при постоянном расстоянии ( $d$ ) между источником и детектором (и постоянной массе вещества между ними) влияет только на рассеянное излучение. Для бесконечной геометрии защиты регистрируется наибольшее количество рассеянного излучения. При переходе к другим геометриям регистрируется меньшее число рассеянных частиц: в полубесконечной геометрии не регистрируются траектории 4 или 5, в барьерной – траектории 4 и 5, в ограниченной – 3, 4 и 5. Таким образом, в ограниченной геометрии регистрируется минимальное количество рассеянного излучения.

*Расчет нерассеянного излучения не вызывает трудностей. Основная трудность решения задач физики защиты – расчет поля рассеянного излучения.*

### **3.3. Особенности ослабления пучков излучения**

Распространяясь в веществе, излучение взаимодействует с атомами среды. В этих взаимодействиях энергия излучения передается веществу. Заряженные частицы передают энергию в процессе многих столкновений с атомными электронами и основной процесс передачи энергии веществу от заряженных частиц – возбуждение и ионизация атомов. Чем больше энергия частицы и ее масса, тем меньше отклоняется она от своего первоначального направления. Чем больше масса заряженных частиц, тем до больших энергий основной процесс потерь энергии – возбуждение и ионизация атомов. При распространении частиц такой энергии в веществе их число с увеличением глубины уменьшается.

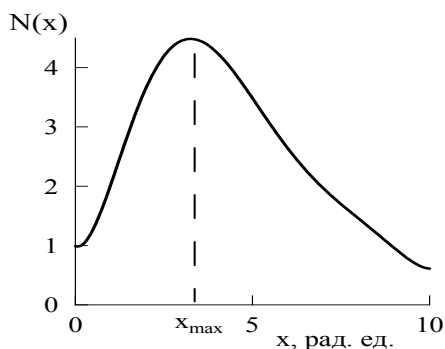


Рис. 3.5. Среднее число каскадных электронов с энергиями больше 10 МэВ в Pb от первичного электрона с энергией 1000 МэВ

В результате обоих этих процессов возникают электроны, которые опять рожают фотоны тормозного излучения и т. д. Таким образом, в веществе образуется *электрон-фотонный ливень (каскад)*. На рис. 3.5 приведена типичная кривая (*каскадная кривая*), соответствующая распространению электронов большой энергии в бесконечной геометрии. Происходит образование электрон-фотонного каскада. Когда энергия одной первичной частицы перераспределяется между десятками (сотнями) вторичных частиц и их число увеличивается, то это соответствует *развитию каскада* – расстояние до  $X_{\max}$  на рис. 3.5.

Но в силу закона сохранения энергии, средняя энергия частиц каскада постепенно уменьшается, и все большее число электронов попадает в область энергий меньше критической [1], где радиационные потери энергии меньше потерь на ионизацию и возбуждение атомов. Энергии фотонов также постепенно уменьшаются и становятся меньше  $2m_e c^2$ , прекращается процесс образования электрон-позитронных пар. Число частиц в каскаде начинает уменьшаться – *каскад затухает* (расстояния больше  $X_{\max}$  – на рис. 3.5).

На рис. 3.6 приведена типичная кривая, характеризующая прохождение через вещество электронов небольшой энергии – *коэффициент пропускания по числу частиц* [1] (соответствует распространению электронов в барьерной геометрии), электрон-фотонный каскад не образуется.

На рис. 3.5 толщина поглопителя выражена в *радиационных единицах длины*  $X_0$

Заряженные частицы с большой энергией и небольшой массой (электроны и позитроны) значительную часть своей энергии теряют на излучение. Поэтому при взаимодействии электронов большой (ультрарелятивистской) энергии с веществом только малая доля их энергии поглощается, а основная превращается в фотоны большой энергии. Вторичные фотоны, в свою очередь, либо образуют электронно-позитронные пары, либо претерпевают комптоновское рассеяние.

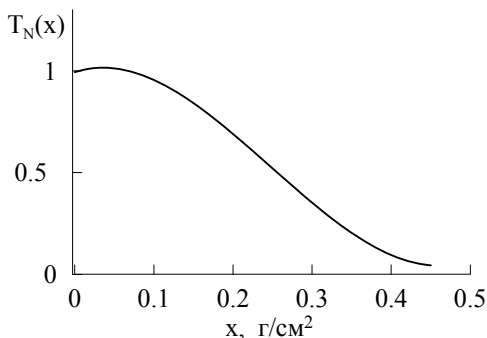


Рис. 3.6. Коэффициент пропускания электронов с начальной энергией 1 МэВ для Al

$$X_0 \approx \frac{716A}{Z(Z+1)\ln(287/\sqrt{Z})} \left( \frac{\text{г}}{\text{см}^2} \right), \quad (3.7)$$

где  $Z$  – заряд ядер атомов вещества. На одной радиационной единице длины энергия высокоэнергетического электрона за счет радиационных потерь энергии уменьшается примерно в  $e$  раз.

При столкновениях заряженных частиц с атомами энергия передается преимущественно очень маленькими порциями (дифференциальное по энергии сечение  $\sim 1/Q^2$ , где  $Q$  – переданная энергия в столкновении) и частицы отклоняются от первоначального направления в основном на очень маленький угол (дифференциальное по углу сечение упругого рассеяния  $\sim 1/\sin^4 \vartheta/2$ , где  $\vartheta$  – угол рассеяния [1]). Поэтому потерянная энергия локализована главным образом вблизи траектории первичной частицы.

Для фотонов и нейтронов имеет место другая ситуация. При их столкновениях с атомами (ядрами) в среднем происходят гораздо большие потери энергии и изменения направления движения, чем у заряженных частиц, причем число столкновений на единице пути много меньше. Поэтому для фотонов и нейтронов потерянная энергия распределяется в гораздо большем объеме, по сравнению с заряженными частицами.

Число фотонов и нейтронов в моноэнергетическом, мононаправленном пучке уменьшается с толщиной поглотителя  $x$  по экспоненциальному закону (**закон ослабления нерассеянного излучения**)

$$N(x) = N_0 e^{-\Sigma x}, \quad (3.8)$$

где  $\Sigma$  – **полное макроскопическое сечение (линейный коэффициент ослабления** – для фотонов). Размерность  $\Sigma$  в СИ –  $1/\text{м}$ , но чаще используется размерность –  $1/\text{см}$ . Наряду с линейным коэффициентом ослабления  $\Sigma$  часто используют **массовый коэффициент ослабления**  $\mu$  ( $\text{см}^2/\text{г}$ )

$$\mu = \Sigma/\rho.$$

Величина  $1/\Sigma$  ( $1/\mu$ ) имеет размерность длины –  $\text{см}$  ( $\text{г}/\text{см}^2$ ) и называется **длиной свободного пробега** – это средний путь, который частица с данной энергией проходит между взаимодействиями. На расстоянии одной длины свободного пробега число частиц **нерассеянного (коллимированного)** пучка фотонов (нейтронов) уменьшается в  $e$  раз.

Макроскопическое сечение  $\Sigma$  определяет среднее число столкновений частицы на единице длины пути. Оно связано с **полным микроскопическим сечением**  $\sigma$  соотношением

$$\Sigma = n_0 \sigma, \quad (3.9)$$

где  $n_0$  – концентрация атомов (ядер) вещества ( $1/\text{см}^3$ ). Единица измерения  $\sigma$  в СИ –  $\text{м}^2$ , внесистемная единица – барн (б),  $1 \text{ б} = 10^{-28} \text{ м}^2$  ( $10^{-24} \text{ см}^2$ ).

$$n_0 = \rho N_A / A, \quad (3.10)$$

где  $\rho$  – плотность вещества ( $\text{г/см}^3$ ),  $N_A$  – число Авогадро ( $6,022 \cdot 10^{23}$  моль $^{-1}$ ),  $A$  – атомный вес.

Полное микроскопическое сечение  $\sigma$  равняется сумме парциальных сечений, соответствующих различным процессам *упругого и неупругого* взаимодействия частицы. Часто все процессы взаимодействия делят на две группы – *рассеяние* ( $\sigma_s$ ) и *поглощение* ( $\sigma_a$ ), тогда  $\sigma = \sigma_s + \sigma_a$ . В свою очередь процессы рассеяния частицы можно разделить на упругие ( $\sigma_{el}$ ) и неупругие ( $\sigma_{in}$ ), т. е.  $\sigma_s = \sigma_{el} + \sigma_{in}$ .

Зависимость (3.8) предполагает, что при каждом взаимодействии в веществе частица выбывает из пучка, поэтому эта зависимость характеризует ослабление *узкого пучка* частиц (*коллимированного*, пучка с *хорошей геометрией*). В такой геометрии детектор регистрирует практически только нерассеянное излучение, имеющее ту же энергию, что и у источника.

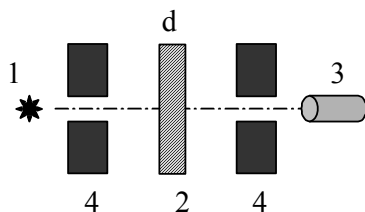


Рис. 3.7. Геометрия эксперимента по определению коэффициента ослабления

1 – источник, 2 – слой вещества, 3 – детектор, 4 – коллиматор

Геометрия, при которой детектор регистрирует нерассеянное и рассеянное излучение, называется геометрией *широкого пучка* (*плохой геометрией*). Спектральный состав и угловое распределение регистрируемого детектором излучения в этом случае могут существенно отличаться от спектра и углового распределения первичного пучка и зависят от взаимного расположения детектора, источника и поглотителя.

Величину полного сечения или рассчитывают, используя методы квантовой механики, или определяют экспериментально, используя коллимированный, моноэнергетический пучок частиц и коллимированный детектор. Схема геометрии такого эксперимента показана на рис. 3.7. Изменяя толщину вещества  $d$ , регистрируют число частиц, попавших в детектор, и затем из выражения (3.8) находят величину полного сечения.

При расчете сечения для сложных веществ используют правило аддитивности в соответствии с весовой долей каждого элемента, входящего в состав вещества

$$\mu = \sum_i w_i \mu_i, \quad (3.11)$$

где  $w_i$  – весовая доля  $i$ -го элемента в веществе с коэффициентом ослабления –  $\mu_i$ .

Для характеристики ослабления узкого пучка частиц иногда используют понятия: *слой половинного ослабления* и *слой десятикратного ослабления*, под которыми понимают такую толщину защиты, которая ослабляет узкий

пучок фотонов (нейтронов) в два (десять) раз. Будем использовать для этих слоев обозначения  $\Delta_{1/2}$  и  $\Delta_{1/10}$  соответственно

$$\Delta_{1/2} = \ln 2 / \Sigma, \quad \Delta_{1/10} = \ln 10 / \Sigma. \quad (3.12)$$

### **Задание 3**

#### **Контрольные вопросы**

1. Что такое источник ионизирующего излучения и чем он характеризуется?
2. На какие основные типы по геометрии можно разделить источники излучения?
3. Запишите плотности распределения моноэнергетического, мононаправленного, точечного и мгновенного источников.
4. Что такое защита? Какие функции выполняет защита? Перечислите типы и геометрии защит.
5. В чем заключаются особенности распространения высокоэнергетических и низкоэнергетических электронов и фотонов через вещество?
6. Каков физический смысл микроскопического ( $\sigma$ ) и макроскопического ( $\Sigma$ ) сечений взаимодействия? Как они связаны между собой?
7. Напишите закон ослабления узкого пучка фотонов. Что характеризует величина  $1/\Sigma$ ?

#### **Задачи**

1. Микроскопическое сечение взаимодействия фотонов с энергией 1 МэВ для свинца равно 23,4 б. Определить линейный и массовый коэффициенты ослабления фотонов, если плотность свинца равна 11,34 г/см<sup>3</sup>.
2. В бесконечной воздушной среде помещен точечный изотропный источник <sup>137</sup>Cs, испускающий 10<sup>9</sup> фотонов/с. Найти интенсивность излучения нерассеянных фотонов на расстоянии 100 м от источника.
3. Рассчитать линейный коэффициент ослабления для узкого моноэнергетического пучка фотонов в железе, если известно, что железная пластина толщиной 4 см ослабляет плотность потока нерассеянных фотонов в 10 раз. Определить радионуклид, который испускает это излучение.
4. Рассчитать слой половинного ослабления, массовый, атомный и электронный коэффициенты ослабления фотонов при прохождении через железо. Расчет провести для гамма-излучения <sup>60</sup>Co.
5. Экспериментальная зависимость  $\ln(I_0/I(d))$ , как функция толщины  $d$  защиты из железа для узкого пучка моноэнергетического источника фотонов, выражается прямой, наклоненной под углом 30° к оси абсцисс ( $d$ ). Какому изотопу можно приписать эту зависимость?
6. Узкий пучок фотонов, содержащий в одинаковом количестве фотоны с энергиями 0,4 и 0,6 МэВ, падает нормально на свинцовую пластину толщиной 1 см. Найти отношение интенсивностей обеих компонент пучка перед и за пластиной.

7. Для работы с гамма-излучением  $^{137}\text{Cs}$  используется экран из Pb толщиной 5 мм. Какой толщины экран из Al обеспечит ту же величину ослабления без учета рассеянного излучения?
8. При работе с низкофоновым детектором его помещают в подземную камеру, но при этом необходимо защититься от гамма-излучения радионуклидов в земных породах. Это излучение имеет широкий диапазон энергий, но наибольшую имеет гамма-излучение  $^{208}\text{Th}$  – 2,614 МэВ. Найти толщину воды (наиболее чистый и доступный поглотитель) для ослабления этого излучения в  $10^6$  раз.

### **Список литературы**

1. Беспалов В.И. Взаимодействие ионизирующих излучений с веществом: учебное пособие. – 4-е изд., исправ. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2008. – 369 с.
2. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. В 2 т. Т. 1: Физические основы защиты от излучений: учеб. для вузов. – 3-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
3. Иванов В.И., Климанов В.А., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 256 с.
4. Кольчужкин А.М., Учайкин В.В. Введение в теорию столкновений. – Томск: Изд-во Том. гос. ун-та, 1979. – 256 с.
5. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.
6. Росси Б. Частицы больших энергий. – М.: ГИТТЛ, 1955. – 636 с.



## ЛЕКЦИЯ 4

### ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ

#### 4.1. Гамма-постоянная и керма-постоянная радионуклидного источника

При решении задач физики защиты от гамма-излучения радионуклидов необходимо знать дозовые характеристики поля излучения. Эти характеристики, рассчитанные для точечного изотропного источника при стандартных условиях (единичная активность и единичное расстояние от источника), называют *гамма-постоянными* радионуклида. Гамма-постоянные можно задать по различным характеристикам поля излучения, но чаще используют по мощности поглощенной дозы, по мощности эквивалентной дозы, по мощности воздушной кермы (*керма-постоянная*), по мощности экспозиционной дозы (устаревшая характеристика).

**Гамма-постоянная** по мощности поглощенной дозы равна мощности поглощенной дозы, создаваемой в воздухе фотонами точечного изотропного источника из данного радионуклида на расстоянии  $r$  от источника, умноженной на квадрат этого расстояния и деленной на активность источника.

$$\Gamma_D = \frac{\dot{D} r^2}{\mathcal{A}} \left( \frac{\text{аГр}}{\text{с}} \frac{\text{м}^2}{\text{Бк}} \right), \quad (4.1)$$

здесь аГр – аттоГр (атто =  $10^{-18}$ ). По физическому смыслу  $\Gamma_D$  – это мощность поглощенной дозы в воздухе на расстоянии 1 м от источника с активностью 1 Бк. Гамма-постоянные для других характеристик поля излучения определяются аналогично.

Гамма-постоянная по мощности эквивалентной дозы

$$\Gamma_H = \frac{\dot{H} r^2}{\mathcal{A}} \left( \frac{\text{аЗв}}{\text{с}} \frac{\text{м}^2}{\text{Бк}} \right). \quad (4.2)$$

Гамма-постоянная по мощности воздушной кермы

$$\Gamma_K = \frac{\dot{K} r^2}{\mathcal{A}} \left( \frac{\text{аГр}}{\text{с}} \frac{\text{м}^2}{\text{Бк}} \right), \quad (4.3)$$

которую часто называют просто – **керма-постоянная**.

Гамма-постоянная по мощности экспозиционной дозы – это изымаемая из обращения характеристика поля излучения радионуклида. Она рассчитывается для следующих стандартных условий: активность – 1 мКи, расстояние от источника до детектора – 1 см

$$\Gamma_X = \frac{\dot{X} r^2}{\mathcal{A}} \left( \frac{\text{Р}}{\text{ч}} \frac{\text{см}^2}{\text{мКи}} \right). \quad (4.4)$$

Величины  $\Gamma_D$  и  $\Gamma_K$  отличаются друг от друга на долю энергии вторичных заряженных частиц, переходящей в воздухе в тормозное излучение. Эта величина очень мала, поэтому с хорошей точностью можно положить  $\Gamma_D \approx \Gamma_K$ .

В диапазоне энергий фотонов (0,04...15) МэВ отношение коэффициентов поглощения энергии фотонов в биологической ткани и в воздухе ( $\mu_{\text{пог}}^{\text{тк}}/\mu_{\text{пог}}^{\text{возд}}$ ) равно  $1,09 \pm 0,03$ , поэтому с хорошей точностью в этом диапазоне энергий можно записать

$$\Gamma_H \approx 1,09 \bar{w} \Gamma_K \approx 1,09 \bar{w} \Gamma_D, \quad (4.5)$$

где для фотонов  $\bar{w} = 1$  Зв/Гр.

Различают полную и дифференциальные гамма-постоянные. Гамма-постоянная, рассчитанная для определенной  $i$ -энергии ( $E_i$ ) гамма-квантов радионуклида, называется дифференциальной (например,  $\Gamma_{Di}$ ). Полная гамма-постоянная радионуклида равна сумме всех его дифференциальных гамма-постоянных, например,

$$\Gamma_D = \sum_{i=1}^m \Gamma_{Di}. \quad (4.6)$$

Для точечного изотропного источника полную гамма-постоянную по мощности поглощенной дозы можно вычислить по формуле

$$\Gamma_D = 1275 \sum_{i=1}^m E_i n_{\gamma i} \mu_{\text{пог}}^{\text{возд}}(E_i) \left( \frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}} \right), \quad (4.7)$$

где  $E_i$  – МэВ,  $\mu_{\text{пог}}^{\text{возд}}$  –  $\text{см}^2/\text{г}$ ,  $n_{\gamma i}$  – квантовый выход (число фотонов с энергией  $E_i$  на один распад ядра). Зная  $\Gamma_D$ , по соотношению (4.5) с достаточной для задач защиты точностью можно найти  $\Gamma_H$ .

Полная гамма-постоянная по мощности экспозиционной дозы точечного изотропного источника вычисляется по формуле

$$\Gamma_X = 194,5 \sum_{i=1}^m E_i n_{\gamma i} \mu_{\text{пог}}^{\text{возд}}(E_i) \left( \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{МКи}} \right), \quad (4.8)$$

где размерности величин те же, что и в выражении (4.7).

Между керма-постоянной и гамма-постоянной по мощности экспозиционной дозы существует связь

$$\Gamma_K = 6,55 \Gamma_X; \quad \Gamma_X = 0,152 \Gamma_K. \quad (4.9)$$

При этом следует помнить, что знак равенства в выражениях (4.9) поставлен условно, так как  $\Gamma_K$  и  $\Gamma_X$  – разные физические величины, имеющие разные размерности.

Гамма-постоянные рассчитаны для большого количества гамма-излучающих радионуклидов и приводятся в таблицах, например, [2, 5, 6] как одна из характеристик источников гамма-излучения. Точные значения гамма-постоянных лучше брать из этих таблиц, потому что не всегда ее величину с достаточной точностью можно определить по формулам (4.7) и (4.8). Причины этого следующие:

- в гамма-постоянной кроме ядерного гамма-излучения должно учитываться аннигиляционное гамма-излучение, возникающее при распаде с испусканием позитронов. При этом на один позитрон/распад образуют-

ся два гамма-кванта с энергиями  $\sim 0,511$  МэВ (предполагается, что позитроны аннигилируют в самом источнике) и значение  $\Gamma_D$  возрастает примерно на  $40 \left( \frac{a\Gamma_p}{c} \frac{m^2}{\text{Бк}} \right)$ , а значение  $\Gamma_X$  на  $6 \left( \frac{P}{\text{ч}} \frac{\text{см}^2}{\text{мКи}} \right)$ ;

- вклад в гамма-постоянную дает также характеристическое излучение, возникающее при квантовых переходах между электронными оболочками атома. Обычно учитывают только характеристическое излучение с К-оболочки;
- если продукты распада радионуклида также нестабильны, то при расчете гамма-постоянной необходимо учитывать гамма-излучение всех нестабильных дочерних продуктов.

Что дает использование гамма-постоянной? Зная гамма-постоянную радионуклида, можно быстро и точно определить дозовые характеристики поля излучения на расстоянии  $r$  от точечного изотропного источника с активностью  $A$ :

$$\dot{D}(r) = \frac{\Gamma_D A}{r^2} \left( \frac{a\Gamma_p}{c} \right), \quad (4.10)$$

где  $A$  – Бк,  $r$  – м;

$$\dot{X}(r) = \frac{\Gamma_X A}{r^2} \left( \frac{P}{\text{ч}} \right), \quad (4.11)$$

где  $A$  – мКи,  $r$  – см;

$$\dot{H} = \frac{\Gamma_H A}{r^2} = 1,09 \bar{w} \frac{A \Gamma_D}{r^2} \left( \frac{a3\text{в}}{c} \right). \quad (4.12)$$

## 4.2. Радиевый гамма-эквивалент

Радиоактивные источники обычно характеризуют активностью. Но для некоторых практических задач гамма-излучающие препараты удобно сравнивать по ионизационному эффекту, производимому в воздухе и измеряемому в одинаковых условиях. В 1910 г. на Брюссельском конгрессе было предложено результаты сравнения препаратов радия выражать в *миллиграмм-эквивалентах радия* (мг-экв. Ра). В дальнейшем это было распространено на все гамма-излучающие препараты и мг-экв. Ра (будем обозначать М) стал единицей *радиевого гамма-эквивалента* любого радиоактивного препарата.

**Миллиграмм-эквивалент радия** – это единица гамма-эквивалента радиоактивного препарата, гамма-излучение которого при данной фильтрации и тождественных условиях измерения создает такую же мощность экспозиционной дозы, как и гамма-излучение 1 мг Государственного эталона радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада при платиновом фильтре толщиной 0,5 мм. Таким образом, радиевый гамма-эквивалент предназначен для оценки поля гамма-излучения по экспозиционной дозе. Экспозиционная

доза изымается из обращения, поэтому и радиевый гамма-эквивалент, как нестандартная единица измерения, также изымается из обращения, но еще очень широко используется:  $1 \text{ мг Ra} \approx 3,7 \cdot 10^7 \text{ расп/с}$  или  $3,7 \cdot 10^7 \text{ Бк}$  (или  $1 \text{ мКи}$ ).

Гамма-постоянные  $\Gamma$  для стандартных условий (после платинового фильтра  $0,5 \text{ мм}$ )

$$\Gamma_K = 55 \frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}}; \Gamma_X = 8,4 \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}. \quad (4.13)$$

Если известна активность радионуклида  $\mathcal{A}$ , то гамма-эквивалент этого источника можно рассчитать

$$M = \mathcal{A} \Gamma_D / (3,7 \cdot 10^7 \cdot 55) \text{ (мг-экв. Ra)}, \quad (4.14)$$

где  $\mathcal{A}$  в Бк, или

$$M = \mathcal{A} \Gamma_X / 8,4 \text{ (мг-экв. Ra)}, \quad (4.15)$$

где  $\mathcal{A}$  в мКи.

Зная гамма-эквивалент источника, можно вычислить мощность поглощенной, эквивалентной или экспозиционной дозы в воздухе на расстоянии  $r$  от него

$$\dot{D} = M \cdot 3,7 \cdot 10^7 \cdot 55 / r^2 \text{ (аГр/с)}, \quad (4.16)$$

где  $r$  надо выражать в м;

$$\dot{X} = M \cdot 8,4 / r^2 \text{ (Р/ч)}, \quad (4.17)$$

здесь  $r$  надо подставлять в см.

### 4.3. Керма-эквивалент

В настоящее время все больше используется **керма-эквивалент** источника –  $k_e$ . Керма-эквивалент – это мощность воздушной кермы фотонного излучения с энергией больше  $30 \text{ кэВ}$  точечного изотропного источника, умноженная на квадрат расстояния от источника

$$k_e = \dot{K} \cdot r^2 \left( \frac{\text{Гр} \cdot \text{м}^2}{\text{с}} \right); \left( \frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с}} \right). \quad (4.18)$$

При этом не учитывается поглощение и рассеяние фотонов на всем расстоянии от источника до детектора. Если известен керма-эквивалент источника, то легко определить мощность воздушной кермы на расстоянии  $r$  от него

$$\dot{K} = k_e / r^2 \left( \frac{\text{Гр}}{\text{с}} \right); \left( \frac{\text{аГр}}{\text{с}} \right). \quad (4.19)$$

Керма-эквивалент связан с керма-постоянной и активностью источника соотношением

$$k_e = \Gamma_K \cdot \mathcal{A}. \quad (4.20)$$

В единицах  $\text{нГр} \cdot \text{м}^2/\text{с}$  его можно вычислить через гамма-эквивалент источника (мг-экв Ra) следующим образом

$$k_e = 2,04 \cdot M. \quad (4.21)$$

При этом необходимо помнить, что керма-эквивалент и гамма-эквивалент – это разные физические величины и равенство (4.21) следует понимать условно, т. е.  $k_e$  соответствует  $2,04 \cdot M$ .

В заключение отметим следующее:

- гамма-постоянная, гамма-эквивалент, керма-эквивалент – это характеристики гамма-излучающего радионуклида, удобные для определения мощности дозы от него на некотором расстоянии;
- чтобы найти мощность дозы на некотором расстоянии от точечного источника, надо знать:
  - а) расстояние до источника  $r$  ;
  - б) активность и гамма-постоянную источника, или его гамма-эквивалент.

Соответствующие выражения записаны выше.

## **Задание 4**

### **Контрольные вопросы**

1. Что такое гамма-постоянная и керма-постоянная радионуклида? Какие размерности имеют эти величины.
2. Как связаны дозовые характеристики поля излучения точечного источника с его гамма-постоянной?
3. Что называют радиевым гамма-эквивалентом? Как он связан с гамма-постоянной, мощностью поглощенной и экспозиционной дозы?
4. Что такое керма-эквивалент, как он связан с активностью и гамма-эквивалентом радионуклида?

### **Задачи**

1. Для точечного изотропного радионуклида  $^{175}_{72}\text{Hf}$  рассчитать: 1) постоянную распада (1/с), 2) среднее время жизни радиоактивных атомов, 3) активность (Бк) через время 1 год, если в начальный момент она равна 100 мКи, 4) дифференциальные и полную гамма-постоянные по мощности поглощенной дозы (аГр м<sup>2</sup>/с Бк), 5) мощность поглощенной дозы (мкГр/ч) на расстоянии 10 м через время 200 суток, 6) мощность экспозиционной дозы (Р/ч) в начальный момент времени на расстоянии 1 м.  $T_{1/2} = 70$  суток,  $E_{\gamma_i}$  : 0,433; 0,343; 0,089 МэВ,  $n_{\gamma_i}$  : 3,2; 86,9; 2,4 %.
2. При определении гамма-эквивалента Ра измеренная мощность экспозиционной дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от источника равна 55 мкР/с. Определить гамма-эквивалент источника. Ослаблением излучения в воздухе пренебречь.
3. Имеется 2 источника  $^{24}_{11}\text{Na}$  активностью 1 ГБк и  $^{203}_{80}\text{Hg}$  – 10 ГБк. Найти, какой из них при одинаковых условиях измерения создает большую мощность воздушной кермы?

4. Определить суммарную активность трех источников  $^{60}_{27}\text{Co}$ ,  $^{137}_{55}\text{Cs}$ ,  $^{137}_{55}\text{Cs} + ^{137}_{56}\text{Ba}$  с керма-эквивалентами 4, 6, 2 мГр м<sup>2</sup>/с соответственно.
5. На какое расстояние от точки детектирования следует удалить точечный изотропный источник  $^{24}\text{Na}$ , активность которого к началу облучения составляла 5 Ки, чтобы за сутки облучения поглощенная доза в воздухе равнялась 50 рад? Пренебречь ослаблением и рассеянием излучения в воздухе.
6. При градуировке прибора используется точечный изотропный источник  $^{60}_{27}\text{Co}$  активностью 25 мКи, находящийся на расстоянии 3 м от оператора. Определить, сколько часов в день при шестидневной рабочей неделе можно работать без защиты. Ослаблением излучения в воздухе пренебречь.
7. Для точечного изотропного источника радионуклида  $^A\text{X}$  рассчитать:
  - постоянную распада (1/с);
  - среднее время жизни радиоактивных атомов (в единицах  $T_{1/2}$ );
  - активность (Бк) через время  $t$ , если в начальный момент она равна 100 мКи;
  - массу (г) радиоактивных атомов в начальный момент времени;
  - дифференциальные и полную гамма-постоянные по мощности поглощенной дозы (аГр·м<sup>2</sup>/с·Бк);
  - мощность поглощенной дозы (мкГр/ч) на расстоянии 10 м через время  $t$ ;
  - мощность экспозиционной дозы (Р/ч) в начальный момент времени на расстоянии 1 м.

Начальные данные взять из табл. 4.1.

Таблица 4.1

Варианты заданий для задачи 7

Вариант	1	2	3	4	5	6	7	8
$^A\text{X}$	$^{22}\text{Na}$	$^{24}\text{Na}$	$^{131}\text{I}$	$^{56}\text{Mn}$	$^{64}\text{Cu}$	$^{90}\text{Y}$	$^{95}\text{Zr}$	$^{127}\text{Xe}$
$T_{1/2}$	2,58 лет	14,9 ч	8,08 сут	2,58 ч	12,8 ч	3,2 ч	64 сут	36,4 сут
$t$	3 года	1 сут	25 сут	3 сут	24 ч	5 ч	45 сут	70 сут
$E_{\gamma i}$ , МэВ	1,275 0,511	2,75 1,20	0,637 0,364 0,284	2,11 1,81 0,847	1,34 0,511	0,480 0,203	0,756 0,724	0,375 0,203 0,172
$n_{\gamma i}$ , %	100 180	100 100	9,0 78,4 5,0	14,5 28,5 98,8	0,50 38	90 96	55,4 43,7	17,2 68,3 25,5

Вариант	9	10	11	12	13	14	15	16
$^A\text{X}$	$^{238}\text{U}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{38}\text{Cl}$	$^{74}\text{As}$	$^{140}\text{La}$	$^{114}\text{In}$	$^{75}\text{Se}$
$T_{1/2}$	$4,5 \cdot 10^9$ лет	5,27 лет	30 лет	37,2 мин	17,9 сут	40,3 ч	49,5 сут	118,5 сут
$t$	5 лет	7 лет	30 лет	2 ч	20 сут	2 сут	100 сут	1 год
$E_{\gamma i}$ , МэВ	0,112 0,048	1,332 1,173	0,662 0,032	2,168 1,642	0,635 0,596 0,511	1,596 0,816 0,487	0,725 0,558 0,19	0,28 0,26 0,137
$n_{\gamma i}$ , %	0,023 18,7	100 100	85 3,7	44 32,5	16 63 55,6	94,4 23,6 45,9	4,30 4,40 15,4	25,0 59,5 56,5

### Список литературы

1. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. В 2 т. Т. 1: Физические основы защиты от излучений: учеб. для вузов. – 3-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
2. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: справочник. – М.: Атомиздат, 1977. – 395 с.
3. Иванов В.И., Машкович В.П., Центр Э.М. Международная система единиц (СИ) в атомной науке и технике: справочное руководство. – М.: Энергоиздат, 1981. – 200 с.
4. Иванов В.И., Климанов В.А., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 256 с.
5. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – 5-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 520 с.
6. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.