

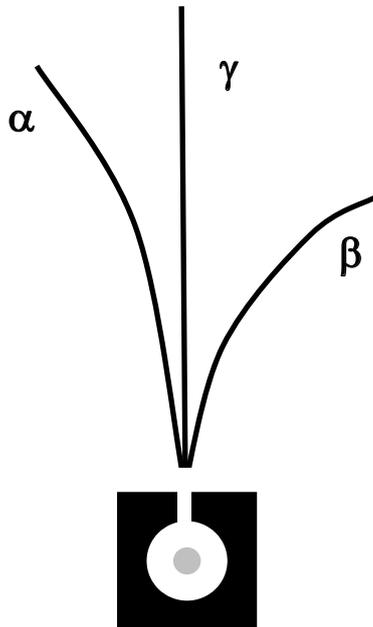


МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ
имени М.В. Ломоносова
ХИМИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ
БАКИНСКИЙ ФИЛИАЛ

А.А. Абрамов, Г.А. Бадун

Методическое руководство к курсу

Основы радиохимии и радиоэкологии



Абрамов А.А., Бадун Г.А. Методическое руководство к курсу «Основы радиохимии и радиозэкологии». Баку: Филиал Химического факультета МГУ имени М.В. Ломоносова, 2011

Утверждено учебно-методической комиссией
Химического факультета МГУ имени М.В. Ломоносова
в качестве учебного пособия

ОГЛАВЛЕНИЕ

1. РАДИОАКТИВНОСТЬ	5
1.1. Строение и свойства ядер	5
1.2. Стабильные и радиоактивные нуклиды	6
1.3. α -распад. Взаимодействие α -частиц с веществом	8
1.4. β -превращения. Взаимодействие β -частиц с веществом	11
1.4.1. β^- -распад	12
1.4.2. Позитронный распад. Взаимодействие с веществом	16
1.4.3. Электронный захват (ϵ)	17
1.5. Изомерный переход. Взаимодействие γ -квантов различного происхождения с веществом	19
1.6. Взаимодействие нейтронов с веществом	23
1.7. Основной закон радиоактивного распада	25
1.8. Цепочки радиоактивных превращений. Закон накопления радионуклидов. Радиоактивные равновесия	28
2. РЕГИСТРАЦИЯ ИЗЛУЧЕНИЙ	35
2.1. Счетчики Гейгера-Мюллера	35
2.2. Регистрация γ -квантов, γ -спектроскопия	40
2.3. Жидкостная сцинтилляционная спектрометрия	45
3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ	51
3.1. Краткие сведения о действии ионизирующего излучения на живые организмы	51
3.2. Основные понятия дозиметрии ионизирующих излучений	55
3.3. Дозовые зависимости биологических эффектов ионизирующего излучения	59
3.4. Нормы радиационной безопасности	61
3.5. Защита от ионизирующего излучения	65
4. РАДИОАКТИВНОСТЬ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ	70
4.1. Космическая составляющая радиационного фона	71

4.2. Естественные радионуклиды	74
4.3. Техногенные радионуклиды	82
4.4. Облучение человека и риск неблагоприятных последствий	88
5. ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ И ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В МЕДИЦИНЕ	95
5.1. Что такое радиофармпрепарат	95
5.2. Однофотонная эмиссионная компьютерная томография	97
5.3. Позитронная эмиссионная томография	99
5.4. Радиоиммунный анализ	103
5.5. Методы терапии в ядерной медицине	104
6. РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ ЗЕМЕЛЬНЫХ УЧАСТКОВ РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ В ЧАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ	107
6.1. Определение мощности дозы от гамма-излучений	109
6.2. Определение потенциальной радоноопасности земельных участков	112
6.3. Определение эффективной удельной активности Аэфф. в грунтах строительных материалах	114
7. ПРАКТИЧЕСКИЕ РАБОТЫ	117
<u>Задача № 1.</u> Определение содержания калия в солях и природных объектах по его радиоактивности	117
<u>Задача № 2.</u> «Определение мощности дозы на обследованном участке застройки»	119
<u>Задача № 3.</u> «Определение плотности потока радона на месте строительства здания»	121
<u>Задача № 4.</u> «Определение радионуклидного состава γ -излучателей в природных объектах и строительных материалах методом γ -спектроскопии»	123
ЛИТЕРАТУРА	128
ПРИЛОЖЕНИЕ	130

Кафедра радиохимии Химического факультета МГУ основана в 1959 году и с момента ее основания она проводила обучение студентов-химиков по использованию радиоактивных изотопов в научных исследованиях. Долгое время данный курс назывался «Метод радиоактивных индикаторов в химии».

Теоретические основы курса, в котором приводился материал о радиоактивных превращениях, основной закон радиоактивного распада, радиохимические равновесия, взаимодействие излучения с веществом и т.д. нашел свое отражение в учебниках «Метод радиоактивных индикаторов в химии» (1964, 1979 и 1985 г.г.). Во втором и третьем изданиях они выходили под рубрикой: часть I – «Основы метода», часть II – «Проведение эксперимента и обработка результатов» была опубликована в 1977 г. и более не переиздавалась. Оба учебника представлены на сайте Химического факультета МГУ имени М.В. Ломоносова и доступны для широкой аудитории. На что нужно обратить внимание студентам Бакинского филиала МГУ. В указанных учебных пособиях используются внесистемные единицы радиоактивности и претерпел изменение раздел «Вопросы радиационной безопасности» в части II учебника (терминология в определении доз и их единицы).

В связи с возрастающей необходимостью экологического мониторинга среды обитания курс был трансформирован в «Основы радиохимии и радиоэкологии» как более адаптированный к современным условиям. Именно этот курс и был впервые прочитан студентам 3 курса Бакинского филиала МГУ имени М.В. Ломоносова. Именно так называется пособие, изданное в 2006 и 2008 г.г. сотрудниками кафедры радиохимии.

В списке рекомендованной литературы мы укажем ряд учебных пособий, написанных как сотрудниками кафедры радиохимии, так и специалистами других организаций, с использованием новых терминов и международных единиц. Большинство из них выставлены на сайте Химического факультета МГУ.

Несмотря на наличие учебной литературы мы решили написать специально для Бакинского филиала МГУ пособие, которое будет включать в

себя как общетеоретические вопросы, так и практические задачи подготовленные специально для филиала, и делающие акцент, как на общерадиохимические аспекты (определение абсолютной активности образцов, γ -спектроскопическое определение естественных и техногенных радионуклидов), так и на вопросы, которые понадобятся Республике Азербайджан при проведении радиоэкологических исследований с последующей экспертизой территорий застройки под жилые кварталы, офисы, инфраструктурные сооружения и места разработки или строительства промышленных объектов.

1. РАДИОАКТИВНОСТЬ

1.1. Строение и свойства ядер

Все вещества состоят из молекул, которые в свою очередь состоят из атомов. Молекулы благородных газов моноатомны. В центре атома находится тяжелое, положительно заряженное ядро, вокруг которого на определенных орбиталях располагаются, непрерывно двигаясь, электроны, образуя электронные облака. Здесь мы не будем углубляться в детали того, что электрон может находиться принципиально в любой точке около ядерного пространства и вероятность его нахождения в любой точке может быть описана уравнением Шредингера. Для нашего курса удобно пользоваться моделью электронных оболочек, используя в ряде случаев понятие, энергетический уровень, подуровень, электронная орбиталь.

Электронные оболочки образуют энергетические уровни, которые имеют как буквенные, так и цифровые обозначения. Наиболее выгодный энергетический уровень первый – К, затем L (2), M (3) и т.д.

Ядро состоит, по общепринятой концепции из протонов (p) и нейтронов (n), которые называются нуклонами. Само ядро и его атом называют нуклидом. Отмечаем, что само ядро имеет сферическую или почти сферическую форму и его диаметр приблизительно в 30 000 раз меньше диаметра атома. Такое сопоставление размеров атома и ядра атома позволит легче осмыслить процессы взаимодействия излучения с веществом и их механизмы. В качестве характеристики нуклида выбраны массовое число и заряд ядра. Массовое число (A) – это число нуклонов в ядре ($A=n+p$). Относительный заряд ядра – это число протонов в ядре, равное числу электронов в атоме (напомним, что атом это электронейтральная частица) или это порядковый номер элемента в Периодической таблице.

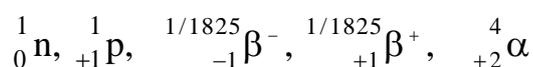
Полное обозначение нуклида содержит символ химического элемента, массовое число и заряд ядра. На практике используют разные формы записи, включающие все указанные характеристики нуклида. Например:



Напомним, что атомные массы и заряды ядер выражены в данном случае в относительных единицах.

Массы нуклидов выражают в углеродных единицах или атомных единицах массы (а.е.м.), так как в качестве эталона сравнения выбрана 1/12 массы атома изотопа углерода-12. Термин «изотоп» применяют лишь к разным нуклидам одного химического элемента. Например: изотоп урана-238, изотоп урана-235, изотоп урана-233. В переводе абсолютное значение 1 а.е.м. = $1,660566 \cdot 10^{-24}$ кг. Заряд ядра атома по абсолютной величине равен заряду электронов в атоме, но имеет положительный знак, так как заряд электрона равен $1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл, то и абсолютный заряд ядра легко может быть рассчитан для любого нуклида.

Приведем рассмотренные для нуклидов параметры для частиц, которые будут обсуждаться нами при дальнейшем изложении материала



Атомные массы приведены округленные, т.к. в реалии массы нейтрона и протона в атомных единицах массы равны соответственно 1,008665 и 1,007276, но именно округленные атомные массы указанных частиц и нуклидов мы и будем использовать.

1.2. Стабильные и радиоактивные нуклиды

Все нуклиды можно разделить на две группы: стабильные и радиоактивные. Всего в природе 271 стабильный нуклид от водорода до висмута. Находящиеся в этом интервале технеций и прометий не имеют стабильных изотопов. Радиоактивными называются такие нуклиды, которые самопроизвольно претерпевают превращения с испусканием частиц и (или) фотонов. Более 1700 нуклидов являются радиоактивными, и их количество возрастает в связи с получением новых сверхтяжелых элементов.

Радионуклиды в свою очередь можно также разделить на две группы: естественные (или первичные) и искусственные.

Таблица 1.1.

Основные первичные радионуклиды.

Радионуклид	$T_{1/2}$, лет	Доля в природной смеси изотопов, %
^{238}U	$4,5 \cdot 10^9$	99,27
^{235}U	$7,0 \cdot 10^8$	0,27
^{232}Th	$1,4 \cdot 10^{10}$	100
^{40}K	$1,3 \cdot 10^9$	0,0117
^{87}Rb	$4,9 \cdot 10^{10}$	27,8
^{150}Nd	$5,0 \cdot 10^{10}$	5,6
^{147}Sm	$1,1 \cdot 10^{11}$	15,0
^{176}Lu	$3,6 \cdot 10^{10}$	2,6
^{138}La	$1,0 \cdot 10^{11}$	0,089

В таблице 1.1 приведены наиболее распространенные естественные радионуклиды. Оба названия, для которых вытекают из того, что они образовались в момент образования нашей планеты и их периоды полураспада больше времени жизни Земли ($10^7 - 10^8$ лет) и поэтому они естественным образом существуют вместе с нашей планетой.

Искусственные радионуклиды составляют большую часть. Их периоды полураспада меньше возраста Земли. Поэтому если они и были в момент образования Земли, то в дальнейшем распались. Искусственные радионуклиды могут быть получены как в различных устройствах для получения радионуклидов, так и под действием космического излучения на объекты окружающей среды.

Как уже было сказано радионуклиды претерпевают самопроизвольные превращения, среди которых наиболее распространенными являются α -распад, β -превращения, изомерный переход, испускание нейтронов (реже протонов), спонтанное деление ядер. γ -излучение (фотонное) представляет собой электромагнитное излучение (длина волны 10^{-11} – 10^{-14} м) сопровождает многие виды распада, а при изомерном переходе является единственным видом излучения.

Самопроизвольные ядерные превращения связаны с высвобождением энергии E за счет изменения массы покоя системы на величину Δm :

$$E = \Delta m \cdot c^2, \text{ где } c - \text{ скорость света в вакууме.}$$

Испускание каждой частицы и (или) γ -кванта переводит ядро с энергетически более высокого уровня на более низкий уровень. Разность между исходным и конечным энергетическими уровнями (за вычетом энергии, связанной с энергией покоя испускаемой частицы) характеризует полную энергию распада, которая не зависит от того, каким путем осуществляются переходы.

1.3. α -Распад. Взаимодействие α -частиц с веществом

α -Частицы – это ядра атомов ${}^4\text{He}$. Альфа распад характерен для ядер тяжелых радионуклидов. На рис. 1.1 (а) представлены схемы распада ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{238}\text{U}$. Верхняя горизонтальная линия на обеих схемах характеризует энергетический уровень ядер соответствующих нуклидов. Испускание α -частиц и γ -квантов переводят ядра на более низкий энергетический уровень: ${}^{235}\text{U}$ при распаде ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{234}\text{Th}$ при распаде ${}^{238}\text{U}$. Разность в энергиях ядер материнского (${}^{239}\text{Pu}$, ${}^{238}\text{U}$) и дочерних продуктов (${}^{235}\text{U}$, ${}^{234}\text{Th}$) определяет полную энергию распада. Как видно из приведенных схем ядра материнского изотопа претерпевают распад, испуская несколько групп α -частиц с различной энергией, а также γ -кванты с энергией, равной разности между полной энергией распада и энергией α -частиц определенной группы. Спектр α -частиц – дискретный (рис. 1.1(б)).

Схематично α -распад можно представить следующим уравнением

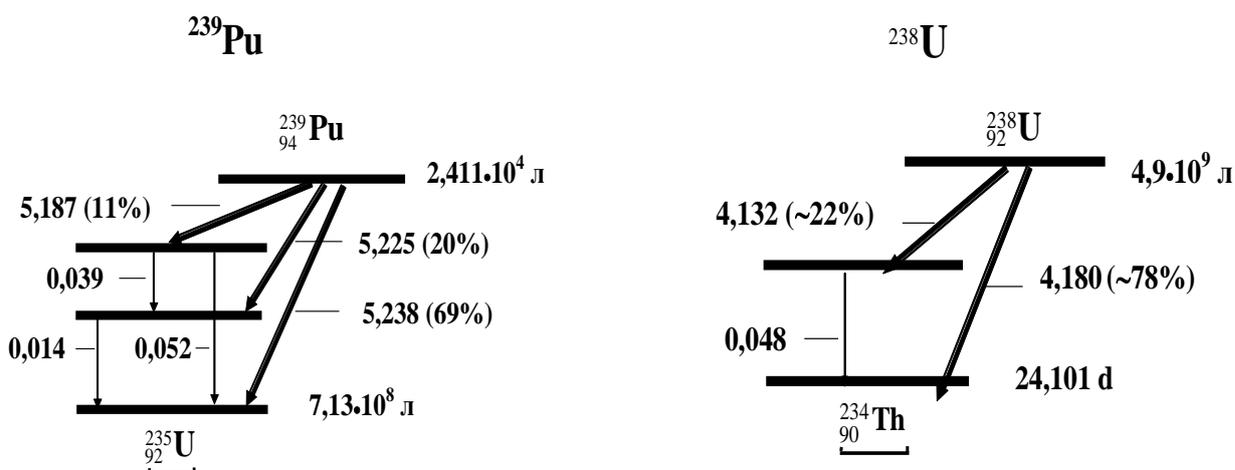
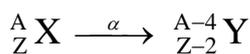


Рис.1.1 (а) Схемы распада ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{238}\text{U}$.

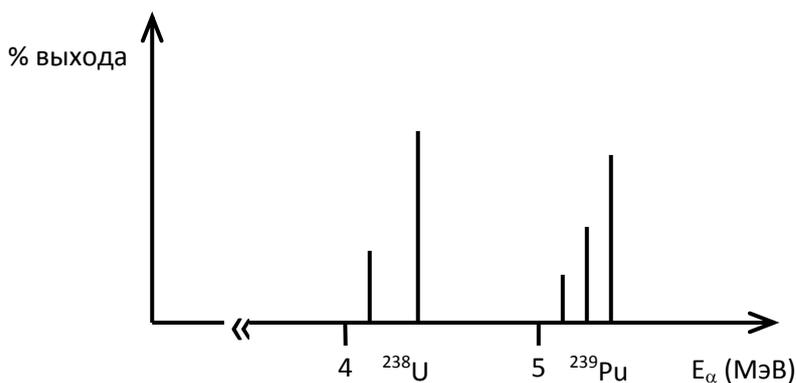


Рис. 1.1 (б) α -спектр смеси ${}^{238}\text{U}$ и ${}^{239}\text{Pu}$.

На приведенных на рис.1.1 схемах (классический вариант), группы α - частиц изображены с помощью «жирных» стрелок (α -частица – тяжелая частица), направленных справа налево. Это сделано на основании правила сдвига (1913 г. Ф. Содди и К. Фаянс), в соответствии с которым, при α -распаде материнский радионуклид превращается в дочерний, смещаясь в Периодической таблице на две клетки влево.

Масса покоя α -частиц в соответствии с релятивистским соотношением $m_0 c^2 = E = 3755$ МэВ (Мега электрон вольт). Для перевода энергии в систему

СИ напоминаем, что $1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$. Кинетическая энергия испускаемых α -частиц лежит в пределах от 1,5 МэВ (^{142}Ce) до 11,7 МэВ ($^{212\text{m}}\text{Po}$).

Основной механизм передачи энергии α -частицами, также как и другими тяжелыми частицами (протонами, ядрами тяжелых изотопов водорода: ^2H (дейтерий), ^3H (тритий)) – неупругие соударения с атомами и молекулами среды, вызывающие ионизацию и возбуждение атомов (молекул). Электроны, получаемые при ионизации атомов ($E_{\text{ионизац.}} \approx 34 \text{ эВ}$) имеют кинетическую энергию в среднем 100-200 эВ. Эти электроны (δ -лучи) также вызывают ионизацию, причем эта ионизация в 3-4 раза больше, чем вызванная самой α -частицей. Таким образом, при взаимодействии α -частиц с веществом 70-80% ионов образуется за счет вторичных процессов.

Мы не будем подробно останавливаться на соотношении потерь энергии α -частиц на ионизацию и возбуждение. Для этого существуют соответствующие эмпирические формулы. Отметим только, что возбуждению могут подвергаться как атомы, так и молекулы, особенно с сопряженными π -связями. На этом механизме передачи энергии работают многие стинцилляционные детекторы для регистрации частиц при радиоактивных превращениях нуклидов. Пробег α -частиц небольшой и они могут быть поглощены листком бумаги. В табл. 1.2 приведены данные о проникающей способности α -излучения.

Таблица 1.2

Пробеги α -частиц (см) в различных материалах

E_{α} , МэВ	Воздух	Алюминий	Биол. ткань
1	0,69	0,00036	0,00068
5	3,39	0,0022	0,0033
10	10,2	0,0062	0,0103

Поток α -частиц F (число частиц за единицу времени) при прохождении через вещества практически не меняются. Частицы с одинаковой энергией имеют одинаковый пробег. Разброс в пробегах R_{min} , $R_{\text{средн.}}$ и R_{max} не превышает 3% и связан со статистическими флуктуациями потерь энергий при столкновении с электронами.

В заключение приведем интересный и логичный факт. На рис. 1.3 приведена кривая Брэгга, из которой видно, что максимальная удельная ионизация достигается при потере α -частицами большей части энергии и замедлении ее в среде, с которой она вступает во взаимодействие.

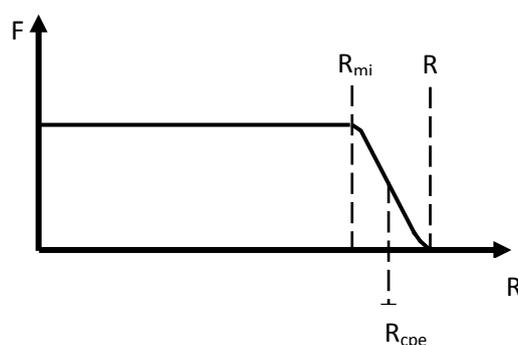


Рис. 1.2. Поток α -частиц на расстоянии от источника.

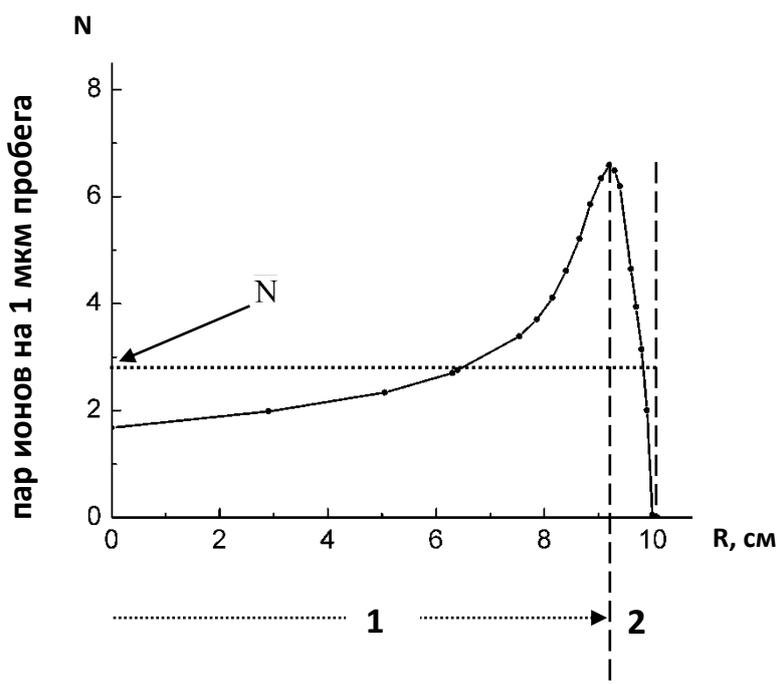


Рис. 1.3. Зависимость удельной ионизации воздуха от пробега α -частиц.

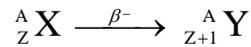
1.4. β -превращения. Взаимодействие β -частиц с веществом

Под общим названием β -превращения рассматриваются три самостоятельных вида превращений: β^- -распад (испускание электронов),

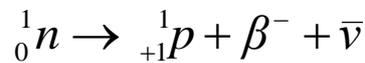
β^+ -распад (испускание позитрона – античастицы электрона) и электронный захват.

1.4.1. β^- -распад

Процесс β^- -распада можно записать следующим образом:



В соответствии с правилом сдвига в результате β^- -распада материнского нуклида получается дочерний нуклид, стоящий на одну клетку правее в Периодической таблице. Поскольку, как и любой вид превращений β^- -распад это ядерный процесс, то его можно представить как распад нейтрона в атомном ядре



Распад нейтрона сопровождается получением протона, который остается в ядре и испусканием двух частиц β^- и $\bar{\nu}$ (антинейтрино, которое не имеет заряда и массу, близкую к нулю). Характерная особенность β^- -распада заключается в том, что испускаемые частицы могут вылетать из ядра под разными углами, и как следствие этого их энергии будут распределяться по законам вероятности между этими частицами.

β^- -частицы получили свой термин, так как, по сути, являясь электроном, они не моноэнергетичны как орбитальные электроны и ряд других испускаемых электронов, которые будут рассмотрены далее.

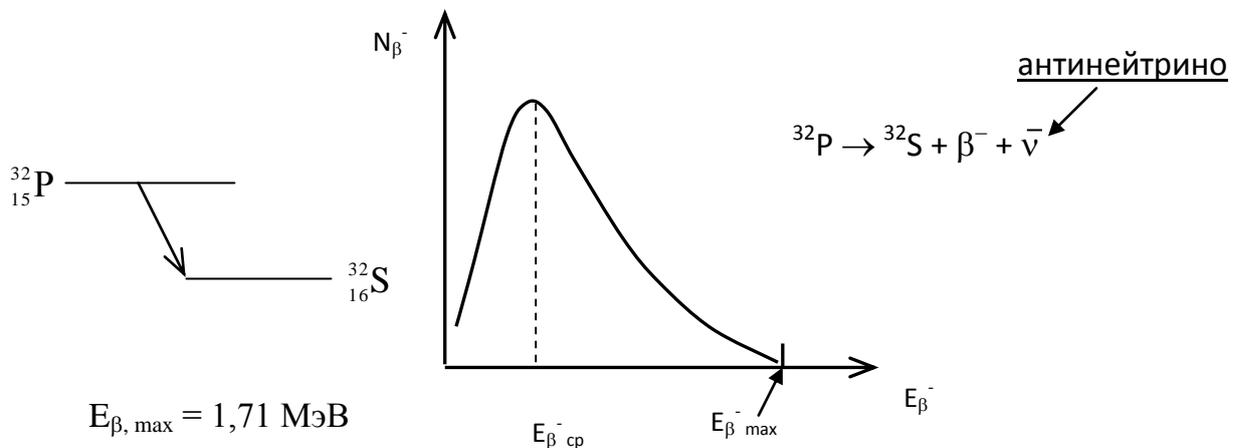


Рис. 1.4. Схема распада ${}^{32}\text{P}$ и спектр испускаемых β^- -частиц.

На рис. 1.4 представлена схема распада фосфора-32 и спектр β^- -частиц. Как видно из рис. 1.4 энергия β^- -частиц изменяется в широком диапазоне. Обычно в справочных данных приводят максимальную энергию β^- -частиц ($E_{\beta^- \max}$), так как именно по ее значению определяют максимальный пробег β^- -частиц в веществе или среднюю энергию \bar{E}_{β^-} , которую можно оценить по уравнению $\bar{E}_{\beta^-} \simeq 0,4 E_{\beta^- \max}$.

Приведенная схема распада фосфора-32 показывает, что он является «чистым» β^- -излучателем. Этого мы не наблюдаем при α -распаде, когда испускание альфа частиц сопровождалось испусканием γ -квантов.

При β^- -распаде «чистых» β^- -излучателей не очень много, но это как раз те нуклиды, которые используются для мечения органических соединений с последующим их использованием в биологических и медицинских исследованиях (^3H , ^{14}C , ^{35}S), осколочный стронций-90 с дочерним иттрием-90 и ряд других. На рис.1.5 представлена схема распада осколочного цезия-137, из которой видно, что радиоактивное превращение сопровождается испусканием двух групп β^- -частиц с различными значениями $E_{\beta^- \max}$ и разность между этими двумя значениями компенсируется испусканием γ -квантов с энергией 0,661 МэВ.

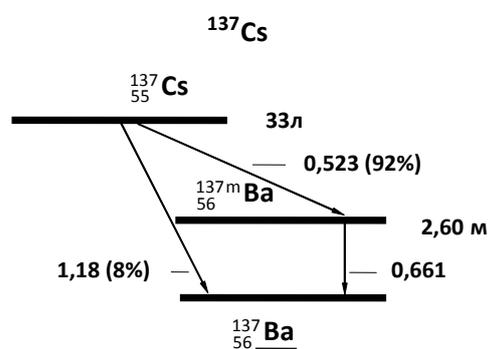


Рис. 1.5. Схема распада ^{137}Cs .

На рис. 1.6 представлены схемы распада широко используемых изотопов кобальта-60 и молибдена-99.

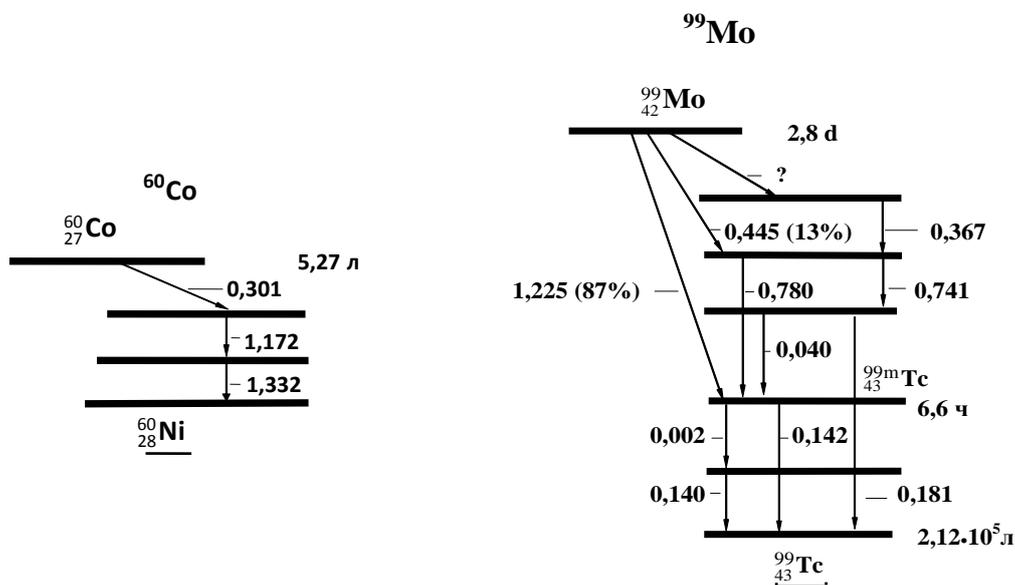


Рис. 1.6. Схемы распада кобальта-60 и молибдена-99.

Как видно из приведенных схем распада они более сложные для восприятия, но как раз и иллюстрируют многообразие и индивидуальность процессов ядерных превращений.

При прохождении β^- -частиц через вещество они расходуют свою энергию на ионизацию и возбуждение атомов и молекул, а также при прохождении вблизи ядер атомов β^- -частицы замедляются, теряют часть своей энергии, которая выделяется в виде γ -квантов электромагнитного излучения называемого тормозным излучением. Доля тормозного излучения увеличивается с ростом $E_{\beta^- \max}$ и порядкового номера материала среды. Она становится существенной при прохождении β^- -частиц через материалы с высоким Z и при $E_{\beta^- \max} > 1$ МэВ. Тормозное излучение имеет непрерывный спектр и E_{γ} -тормозное существенно меньше $E_{\beta^- \max}$. Появление тормозного излучения необходимо учитывать, проектируя защиту от нуклидов, испускающих β^- -частицы.

Соотношение потерь энергии на тормозное излучение (радиационные потери) и ионизацию можно приблизительно оценить по формуле (1.1)

$$\frac{\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}}}{\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион.}}} = \frac{E_{\beta^-} \cdot Z}{800} \quad (1.1)$$

Как правило, это соотношение много меньше единицы.

В отличие от α -частиц удельная линейная ионизация, создаваемая β^- -частицами, примерно в 1000 раз меньше. Трек β^- -частиц зигзагообразный, потому что они легко рассеиваются, взаимодействуя с электронами поглощающего вещества. Поэтому пробег β^- -частиц нельзя отождествлять с длиной трека частицы. Осложнения вносит и непрерывный спектр β^- -частиц. Каждая частица в зависимости от энергии имеет свой трек и свой максимальный пробег. Поэтому проникающую способность β^- -частиц характеризуют значением максимального пробега R_{max} , характерного для β^- -частиц с максимальной энергией.

Связь максимального пробега и максимальной энергии β^- -частиц хорошо изучена. Существует множество эмпирических формул, связывающих эти две величины. Большинство из них приемлемы для определенного интервала максимальных энергий β^- -частиц. Приведем две наиболее универсальные формулы

$$R_{\text{max}} = 0,11 \pm \sqrt{0,0121 + 0,27E_{\beta^- \text{max}}} \quad (1.2)$$

$$0,05 < E_{\beta^- \text{max}} < 3 \text{ МэВ}$$

$$R_{\text{max}} = 0,542 E_{\beta^- \text{max}} - 0,133 \quad (1.3)$$

$$E_{\beta^- \text{max}} > 0,8$$

Ослабление потока β^- -частиц (F), а также скорость счета препаратов β^- -излучателей (I) в первом приближении подчиняется эмпирическому экспоненциальному закону

$$\begin{aligned} F_x &= F_0 \cdot e^{-\mu'x} \\ I_x &= I_0 \cdot e^{-\mu'x} \end{aligned} \quad (1.4)$$

где x – толщина поглотителя (см); μ' – линейный коэффициент поглощения (см^{-1}).

Линейный коэффициент поглощения зависит от $E_{\beta\text{-max}}$ и порядкового номера образца поглотителя. Гораздо удобнее использовать массовый коэффициент ослабления $\mu = \mu'/\rho$ ($\text{см}^2/\text{г}$) и массовую толщину поглотителя d ($\text{г}/\text{см}^2$) (она приводится в паспортных данных детекторов). Массовый коэффициент поглощения мало зависит от вещества поглотителя, поэтому может быть использован для различных материалов.

Экспоненциальный закон достаточно точно выполняется при условии $d \leq 0,3 R_{\text{max}}$. В случае, если указанные условия не выполняются, отношение F_d/F_0 или I_d/I_0 необходимо определять по графику, приведенному на рис 1.7.

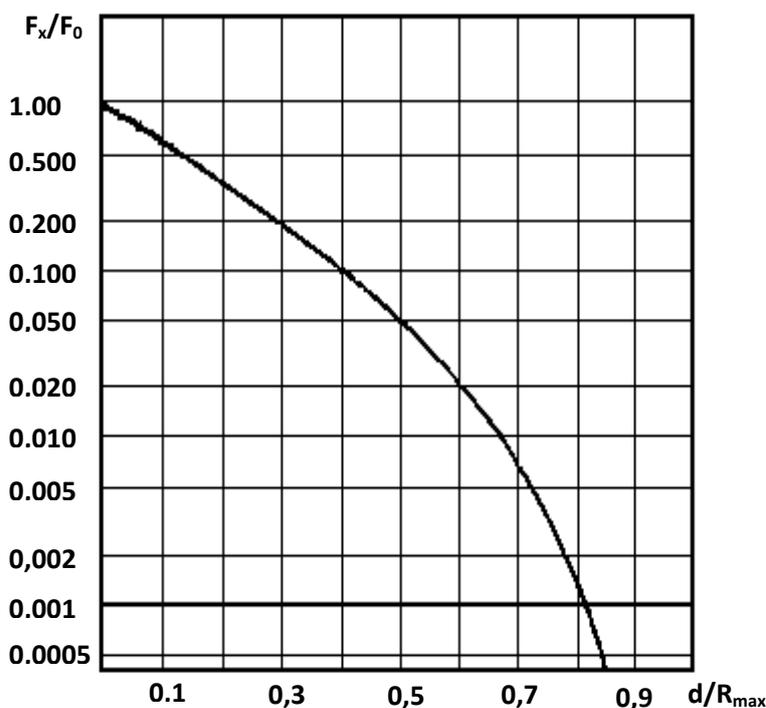
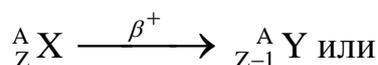


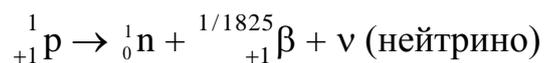
Рис. 1.7. График для определения ослабления потока β -частиц.

1.4.2. Позитронный распад. Взаимодействие с веществом

Позитронный распад связан с испусканием античастицы электрона с зарядом +1



его можно представить как распад протона в ядре атома

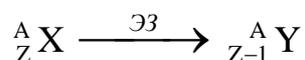


Поскольку из ядра вылетают две частицы, то по законам вероятности они могут иметь различную кинетическую энергию и спектр позитрона, также как и β^- -частиц непрерывный.

Из всех процессов, происходящих при прохождении позитрона в веществе, отметим аннигиляцию позитрона. Позитрон, проходя через вещество «термолизуется», т.е. теряет свою кинетическую энергию и затем аннигилирует в веществе – позитрон и электрон среды дают два γ -кванта с энергией, равной массе покоя каждой частицы ($E_\gamma = 0,511$ Мэв). За счет аннигиляционных γ -квантов позитронные источники нашли широкое применение в позитронно-эмиссионной томографии (ПЭТ) для диагностики различных заболеваний.

1.4.3 Электронный захват (ЭЗ)

Как уже упоминалось, электроны вокруг ядра атома находятся на различных энергетических уровнях: К, L, М и т.д. Ядра некоторых нуклидов склонны к захвату электронов с электронных оболочек, чаще всего с ближайшей К. В таком случае этот процесс называется К-захват (КЗ), реже может осуществляться L-захват. Электронный захват приводит, как и позитронный распад, к получению дочернего нуклида, находящегося на одну клетку левее материнского:



Однако на этом сходство между позитронным распадом и ЭЗ заканчивается. Хотя стоит отметить, что практически всегда эти два процесса сопутствуют друг другу. На рис. 1.8 схемы распада натрия-22 и меди-64. Натрий-22 претерпевает и позитронный распад (тонкие сплошные линии справа налево) и КЗ (пунктирные линии с тем же наклоном). Схема распада меди-64 иллюстрирует случай когда реализуются все виды β -превращений.

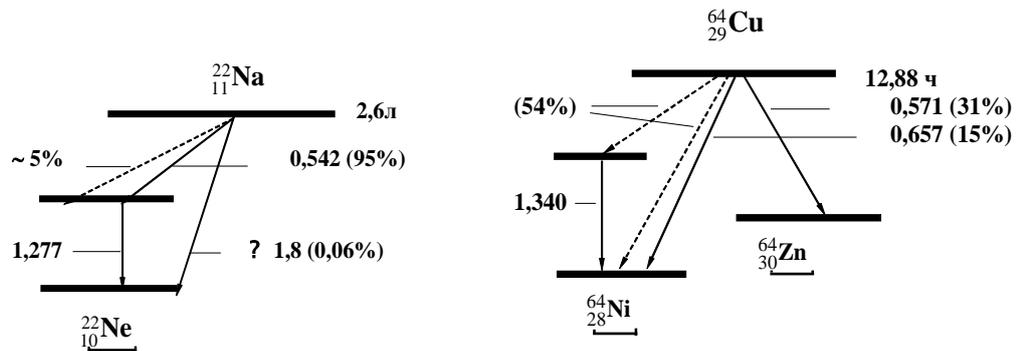


Рис.1.8. Схемы распада ^{22}Na и ^{64}Cu .

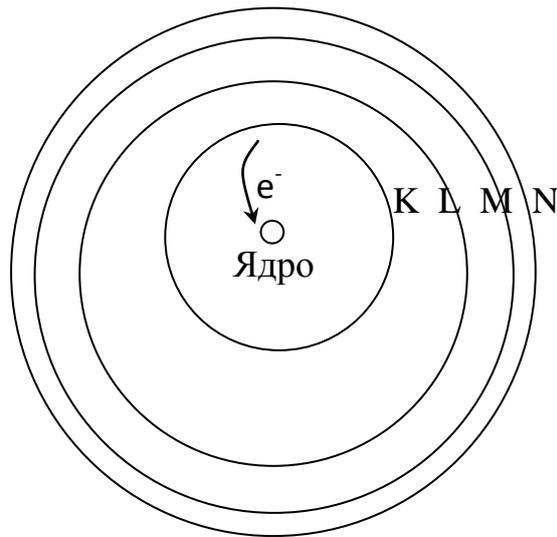


Рис. 1.9. Процесс КЗ и его последствия.

Рассмотрим КЗ и процессы, которые ему сопутствуют. На рис. 1.9 схематично изображен атом. В центре расположено ядро, вокруг которого указаны К, L, M и N энергетические уровни. Ядро захватывает электрон с К-оболочки (наиболее энергетически выгодной), и атом переходит в возбужденное состояние. Снятие возбуждения возможно двумя путями:

1) Происходит каскад переходов электронов с более удаленных на менее удаленные от ядра энергетические уровни с испусканием избыточной энергии в виде фотонов

с L на K с испусканием E_{Φ_1}

с M на L с испусканием E_{Φ_2}

с N на M с испусканием E_{Φ_3}

и так далее в зависимости от количества электронных уровней, на которых электроны расположены в атоме, причем

$$E_{\phi_1} > E_{\phi_2} > E_{\phi_3} \dots$$

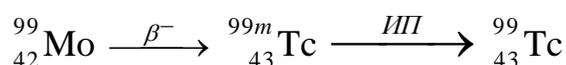
так как разность в энергиях между различными энергетическими уровнями по мере удаления от ядра уменьшается. Испускаемое электромагнитное излучение состоит из группы фотонов. Каждая группа имеет фиксированную энергию. Данное электромагнитное излучение называется характеристическим рентгеновским излучением.

2) Второй способ снятия возбуждения атомов характерен чаще всего для атомов находящихся на поверхности материала. В этом случае снятие возбуждения возможно за счет выброса с верхней оболочки электрона (электроны Оже'). Электроны Оже' в отличие от β^- -частиц – моноэнергетичны и их энергия позволяет получать информацию, характеризующую поверхность материала. Это явление широко используют для исследования поверхности сенсорных материалов, катализаторов и других веществ с высокоразвитой поверхностью, а сам метод, основанный на фиксации и анализе Оже' электронов, называется Оже'-спектроскопия.

В заключении обращаем Ваше внимание на то, что испускание характеристического рентгеновского излучения и электронов Оже' - это не ядерный процесс, а последствия после захвата электрона ядром (ядерный процесс), т.е. вторичные процессы, протекающие при ЭЗ.

1.5. Изомерный переход. Взаимодействие γ -квантов различного происхождения с веществом

На рис. 1.6 представлена схема распада молибдена-99. Схема достаточно насыщенная различными группами β^- -частиц и γ -квантов. Представим ее в более простом виде



Молибден-99, претерпевая β^- -распад (испускает несколько групп β^- -частиц и γ -квантов), превращается в ^{99m}Tc (промежуточное, метастабильное ядерное состояние на схеме). Технеций-99m, так называемый метастабильный изотоп, имеет период полураспада 6,6 час. испускает γ -кванты (основной с $E_\gamma = 0,142$ МэВ) и переходит в технеций-99. Вот этот переход из метастабильного состояния в стабильное или более стабильное ($T_{1/2} \text{ } ^{99m}\text{Tc} = 2,1 \cdot 10^5$ лет) называется изомерным переходом. При этом виде распада выделяются только γ -кванты. Второй пример изомерного перехода представлен на рис. 1.5, где приведена схема распада ^{137}Cs . Основная группа β^- -частиц имеет $E_{\beta\text{max}} = 0,523$, что меньше полной энергии распада, не может осуществить ядерное превращение до стабильного бария-137 (полная энергия распада равна 1,18 МэВ). Образуется промежуточный метастабильный ^{137m}Ba ($T_{1/2} = 2,60$ мин), который подвергается изомерному переходу с испусканием γ -квантов с энергией 0,661 МэВ (0,662 МэВ в ряде других справочных изданий).

Если рассмотреть внимательно все ранее приведенные схемы распада с испусканием α - и β^- -частиц, то можно заметить, что только в этих двух случаях промежуточному состоянию присвоены термины метастабильный нуклид. Во всех остальных случаях это безымянное промежуточное энергетическое состояние ядра.

В настоящее время инструментальные и (или) расчетные методы позволяют определять $T_{1/2}$ до величин $10^{-10} - 10^{-12}$ сек. Если промежуточный нуклид имеет $T_{1/2}$ больше этих значений, и его период полураспада можно определить, то он маркируется как метастабильный нуклид, в противном случае он не получает этого статуса, а γ -кванты испускаемые из промежуточных энергетических ядерных состояний называются сопутствующими при распаде материнского изотопа. γ -кванты, в отличие от α - и β^- -частиц, являются косвенно ионизирующим излучением. Независимо от своего происхождения механизм взаимодействия γ -квантов с веществом отличается от механизмов взаимодействия заряженных частиц. На первом

этапе γ -кванты взаимодействуют с веществом, образуя непосредственно ионизирующее излучение. Таких процессов три: фотоэффект, комптоновское рассеяние и образование пары электрон-позитрон.

На рис. 1.10 приведены три схемы взаимодействия γ -квантов с веществом.

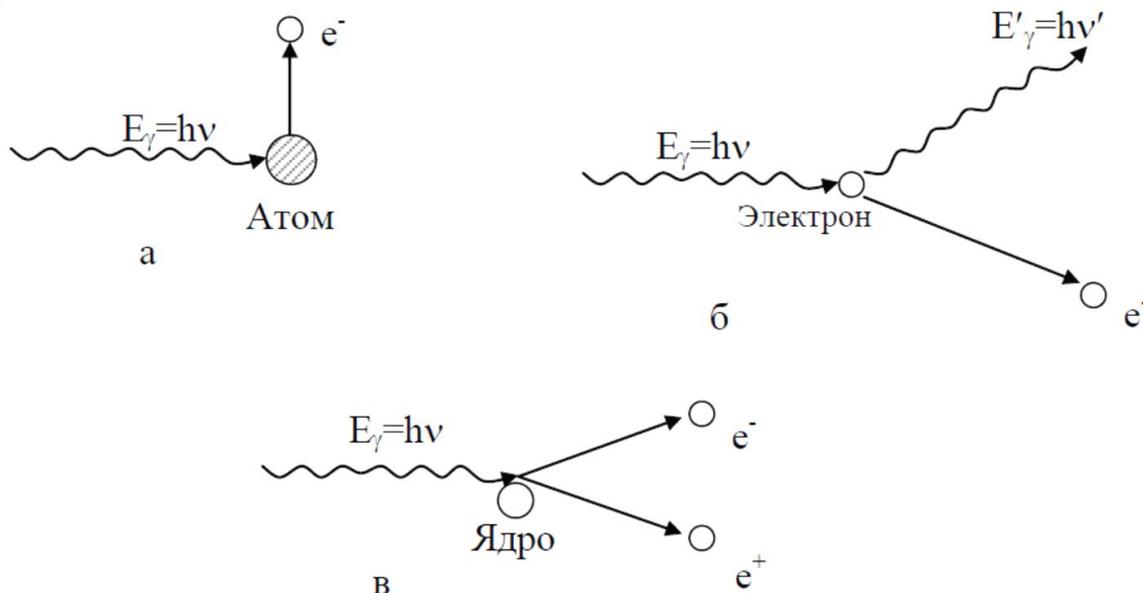


Рис. 1.10. Взаимодействие γ -квантов с веществом: а – фотоэффект, б – комптоновское рассеяние, в – образование электрон – позитронной пары.

Из схемы (а) видно, что γ -квант, взаимодействуя с атомом (молекулой), выбивает из него электрон, которому передает свою избыточную кинетическую энергию, а сам полностью поглощается. Данный процесс называется фотоэффектом, а выбитый из атома электрон – фотоэлектроном. Именно этот процесс лежит в основе уникального радиохимического метода качественной и количественной идентификации радионуклидов, называемого γ -спектроскопией.

На схеме (б) представлен другой механизм передачи энергии γ -квантом веществу. В этом случае γ -квант передает не целиком, а частично энергию электрону в атоме или молекуле. Появляется рассеянный γ -квант с меньшей энергией и так называемый комптон-электрон. Комптоновское рассеяние будет наглядно показано при обсуждении метода γ -спектроскопии.

При взаимодействии γ -излучения ($E_\gamma > 1,02 \text{ МэВ}$) с электромагнитным полем ядра атома (схема в) возникает электронно-позитронная пара. Возникновение пары электрон-позитрон приводит к полному поглощению γ -квантов, так как избыточная энергия гамма излучения ($> 1,02 \text{ МэВ}$) передается в качестве кинетической энергии образующимся частицам. В свою очередь позитрон, взаимодействуя с веществом, может аннигилировать с испусканием двух γ -квантов с энергией $0,511 \text{ МэВ}$. В таблице изотопов, приведенной в приложении к пособию, Вы можете найти радионуклиды, у которых энергия первичных γ -квантов $> 1,02 \text{ МэВ}$ и вы увидите, что обязательно этим первичным γ -квантам сопутствуют аннигиляционные фотоны. Как видно из рассмотренных схем, все три процесса передачи энергии γ -квантами веществу приводят к образованию непосредственно ионизирующих частиц, взаимодействие которых с веществом мы обсудили ранее.

Относительный вклад каждого из рассмотренных процессов зависит от энергии γ -квантов и атомной массы вещества поглотителя. На рис. 1.11 представлена диаграммы преобладания того или иного механизма передачи энергии γ -квантами в зависимости от E_γ и Z .

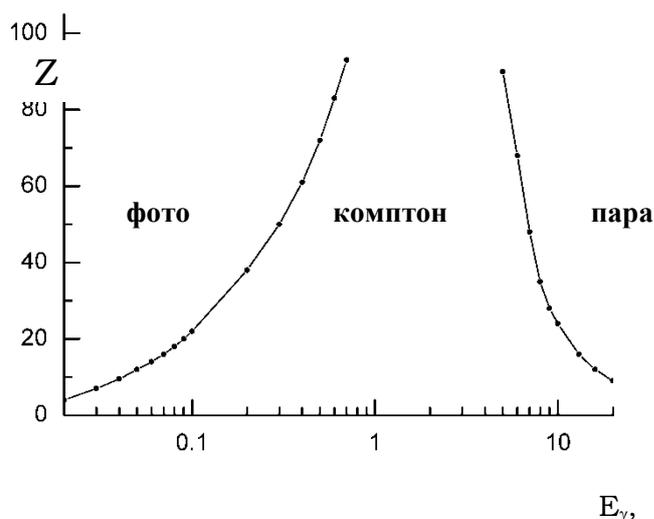


Рис. 1.11. Области преобладания фотоэффекта, комптоновского рассеяния и процесса образования пар в зависимости от E_γ и Z .

Потеря энергии γ -излучения подчиняется экспоненциальному закону

$$F_x = F_0 \cdot e^{-\mu'x} \quad (1.5)$$

где все обозначения, как при объяснении формулы (1.4). Линейный коэффициент μ' равен сумме линейных коэффициентов ослабления по каждому механизму.

В отличие от поглощения заряженных частиц, для которых существует максимальный пробег, для γ -излучения такого конечного пробега не существует, поэтому проникающую способность γ -излучения характеризуют слоем половинного ослабления ($l_{1/2}$). Если мы прологарифмируем формулу 1.5 (натуральный логарифм), то получим

$$\mu' = 0,693/l_{1/2} \quad (1.6)$$

Выполнение экспоненциальной зависимости проверено на различных объектах. На рис. 1.12 представлены графики ослабления узкого (коллимированного) пучка γ -квантов в линейных и полулогарифмических координатах.

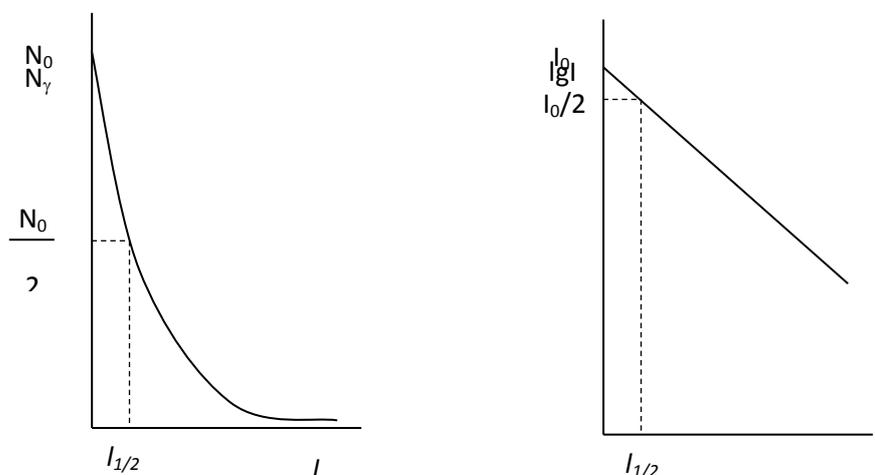


Рис. 1.12. Ослабление узкого пучка γ -квантов.

1.6 Взаимодействие нейтронов с веществом

Источниками нейтронов могут быть стационарные устройства (ядерные реакторы), а также лабораторные установки. Первыми из них были α -берилливые источники, где в качестве альфа-излучателя использовались изотопы радия или полония. Поток нейтронов в этих источниках был

небольшим, и сейчас используют плутоний-238 – берилливые источники. Во всех этих устройствах под действием α -частиц на ядрах бериллия протекает ядерная реакция с испусканием нейтронов. Наиболее перспективен источник нейтронов на основе калифорния-252, который претерпевает спонтанное деление с периодом полураспада 2,6 года, испуская при делении несколько нейтронов. Нейтрон – специфическая частица. Во-первых она не имеет заряда, во-вторых она не взаимодействует с электронами и не теряет свою энергию на ионизацию, в третьих вне ядра нейтрон достаточно быстро распадается $T_{1/2} \approx 10,2$ мин. Однако за это непродолжительное время он может пройти сквозь материалы большей толщины.

Получаемые в различных устройствах, а также космические нейтроны относятся к быстрым нейтронам с $E_n \geq 2$ МэВ и более. Отдельно выделяются тепловые нейтроны, для которых $E_{т.н.} \approx 0,025$ эВ. Тепловые нейтроны наиболее легко вступают в ядерные реакции с некоторыми элементами (В, Cd, Eu, Lu и делящимися материалами).

Механизм взаимодействия нейтронов с веществом сводится к следующим стадиям: замедление быстрых нейтронов на легких ядрах (см. табл. 1.3), диффузия тепловых нейтронов и захват нейтронов ядрами атомов, имеющих высокие сечения захвата тепловых нейтронов.

Таблица 1.3

Вещество	Длина замедления, см	Длина захвата, см
Вода	5,2	2,7
Тяжелая вода	11	159
Графит	19	58

Помимо тех материалов, что приведены в табл. 1.3, а также перечислены выше, для поглощения нейтронов в лабораторных условиях используют парафины, состоящие из легких элементов. В последнее время внедрена компактная защита «Стойнейтрон», представляющая собой полиэтиленовые кирпичи,

содержащие порошок карбида бора. Полиэтилен хорошо замедляет нейтроны, а ядра атомов бора эффективно захватывают тепловые нейтроны.

1.7. Основной закон радиоактивного распада

За счет процессов радиоактивных превращений количество атомов радионуклида постоянно меняется. Процесс радиоактивного распада носит вероятностный характер, и закон распада применим только для большого количества атомов.

Скорость радиоактивного распада $-\frac{dN}{dt}$ будет прямо пропорциональна количеству ядер радионуклида, N . В дифференциальной форме закон распада можно записать в следующем виде:

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N = a \quad (1.7)$$

где λ - постоянная распада или радиоактивная постоянная, численно равная доле ядер $-dN/N$, распадающихся в единицу времени. Размерность $\lambda - c^{-1}$.

Радиоактивная постоянная является фундаментальной характеристикой каждого радионуклида и на ее значение не оказывают влияния изменения в доступных нам пределах температуры, давления, электрических и магнитных полей (за исключением процесса ЭЗ).

Скоростью радиоактивного распада $-\frac{dN}{dt}$ называют радиоактивностью или абсолютной активностью. В интегральной форме закон радиоактивного распада описывается следующим уравнением:

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.8)$$

N_0 – число ядер радионуклида в начальный момент, N_t – в момент времени t . Умножая левую и правую часть уравнения (1.8) на радиоактивную постоянную, мы получаем интегральную форму изменения абсолютной активности во времени

$$a_t = a_0 e^{-\lambda t} \quad (1.9)$$

где a_0 – активность образца в начальный момент времени, а a_t – в момент времени t .

Графическое изменение активности во времени представлено в общем виде на рис. 1.13

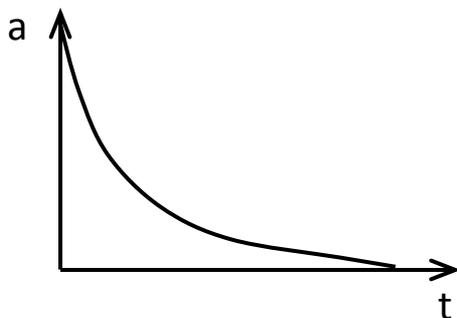


Рис. 1.13. Изменение активности нуклида во времени.

Единицей абсолютной активности в системе СИ является Беккерель (сокращенно Бк, английская транскрипция Bq). Внесистемная единица – 1 Кюри (Ки, англ. - Ci). Названа в честь Марии Склодовской-Кюри, выделившей из урановой руды новый элемент радий. Радиоактивность 1 Ки имеет 1 мг радия-226. Системные и внесистемные единицы активности представлены в табл. 1.4.

Таблица 1.4

Единицы радиоактивности.

<i>В системе СИ</i>	<i>Внесистемные</i>
1 Бк = 1 расп/с	1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ расп/с
1 кБк = 10^3 Бк	1 мКи = $3,7 \cdot 10^7$ расп/с
1 МБк = 10^6 Бк	1 мкКи = $3,7 \cdot 10^4$ расп/с

Вторым фундаментальным параметром радионуклида является период полураспада – промежуток времени, в течение которого распадается половина

наличного количества ядер данного радионуклида или, что то же самое, активность радионуклида уменьшается в два раза.

Преобразуем выражение (1.9)

$$\frac{a_{T_{1/2}}}{a_0} = \frac{1}{2} = e^{-\lambda T_{1/2}} \quad (1.10)$$

$$\lambda T_{1/2} = \ln 2 = 0,693 \quad (1.11)$$

Подставляя (1.11) в выражение (1.9), получаем формулу очень удобную для расчета изменения активности во времени (поправка на распад)

$$a_t = a_0 e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t} \quad (1.12)$$

Рассмотрим еще один вариант формулы, вытекающей из закона радиоактивного распада.

Пусть наш образец на начальный момент ($t = 0$) имел активность a_0 . Через время $t = T_{1/2}$ активность уменьшилась вдвое и будет равна $a_0/2$. Через время $t = 2T_{1/2}$, $a = a_0/4$, так как от половинки первоначальной активности, оставшейся после прохождения времени, равного $T_{1/2}$, распалось еще половина радионуклида. Мысленно продолжая распад, и оперируя временами, равными целочисленным значением $T_{1/2}$, мы приходим к формуле

$$\frac{a_{nT_{1/2}}}{a_0} = \frac{1}{2^n} \quad (1.13)$$

где n – количество периодов полураспада, прошедших от начального времени. В радиохимии и радиоэкологии достаточно часто мы будем встречать величину $10T_{1/2}$. Поясним ее на одном жизненном примере (далее эта величина еще встретится нам для понимания векового равновесия). Через $10 T_{1/2}$ первоначальная активность уменьшилась более чем в 1000 раз, т.к.

$$\frac{a_{10T_{1/2}}}{a_0} = \frac{1}{2^{10}} = \frac{1}{1024} \quad (1.14)$$

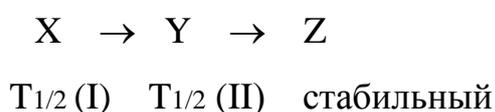
После аварии на Чернобыльской АЭС во многих областях ныне суверенных Белоруссии, Украины и Российской Федерации была паника в связи с нахождением изотопов иода, в первую очередь ^{131}I в окружающей среде. Скупались без консультации со специалистами любые препараты иода, от

которых было больше вреда, чем реальной пользы (были случаи отравления). Только после массированных разъяснений по радио, телевидению и в прессе страсти поутихли. А через три месяца о проблеме ^{131}I ($T_{1/2} = 8,1$ дня) забыли. Прошло более $10T_{1/2}$ ^{131}I , а его активность за пределами 30 км зоны была относительно небольшой, а через 3 месяца она стала меньше минимально значимой активности и по всем нормативным документам не представляла угрозы для населения.

Достаточно часто в научных исследованиях и медицине стараются использовать радионуклиды короткоживущие или ультракороткоживущие, то есть имеющие период полураспада от нескольких минут до нескольких часов, чтобы по прошествии времени $> 10T_{1/2}$ активность уменьшилась более чем в 1000 раз и дозовая нагрузка на организм исследователя, врача, пациента была сведена к минимуму.

1.8 Цепочки радиоактивных превращений. Закон накопления радионуклидов. Радиоактивные равновесия

Среди естественных и искусственных радионуклидов существует множество радионуклидов, которые претерпевают радиоактивный распад и дают дочерний радионуклид, который также радиоактивен и так далее. Это как раз тот случай, когда мы говорим о радиоактивных цепочках. В них может наблюдаться только один вид распада, а чаще несколько различных видов распада, рассмотренных ранее. Возьмем простой пример:



Если мы любым доступным методом очистим материнский радионуклид X от дочернего Y, то распад X будет приводить к получению дочернего Y, и на первоначальном этапе дочерний радионуклид будет накапливаться в материнском, а затем по разным причинам (мы их рассмотрим) будет проходить уменьшение количества атомов дочернего нуклида. Не приводя

математических выкладок можно изобразить этот процесс графически (Рис. 1.14).

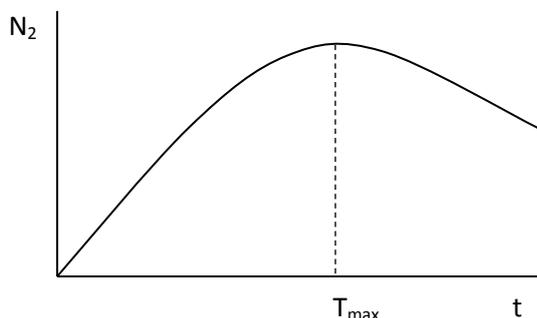


Рис. 1.14. Изменение числа ядер дочернего радионуклида N_2 в препарате, содержащем первоначально очищенный материнский радионуклид.

Подчеркнем, что это всеобщий закон для цепочки радиоактивных превращений, который не зависит от соотношения периодов полураспадов материнского и дочернего продукта, а приведенная зависимость взята для времени большем, чем периоды полураспада обоих радионуклидов.

Подчеркнув всеобщность закона накопления, мы обязаны рассмотреть его частные случаи.

$$1) t = 0 \quad N_1 = N_{01} \quad N_{02} = 0$$

то есть материнский изотоп в начальный момент не содержит дочернего и $T_{1/2} (I) \gg T_{1/2} (II)$. Этот случай называется вековым равновесием, при истечении некоторого времени активности материнского и дочернего (или всех дочерних) будут равны.

$$N_1 \lambda_1 = N_2 \lambda_2 \quad \text{или} \quad a_1 = a_2 \quad (1.15)$$

Графически вековое равновесие представлено в полулогарифмических координатах на рис. 1.15.

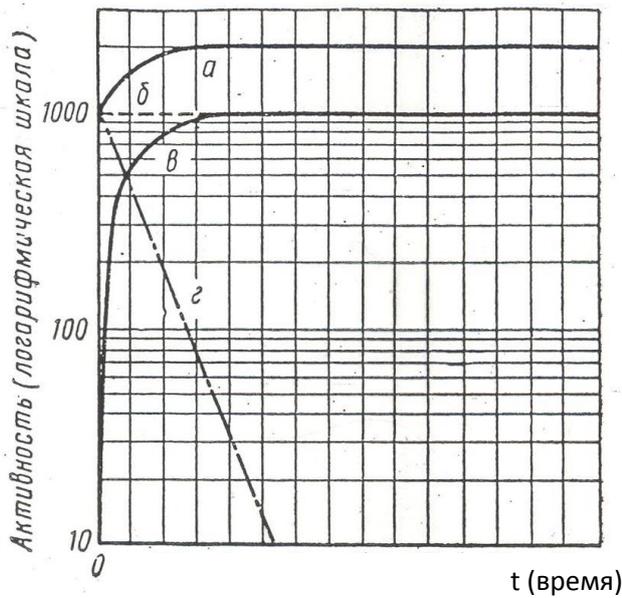


Рис. 1.15. Вековое равновесие

a – суммарная активность смеси нуклидов;

b – активность материнского нуклида, предварительно очищенного от дочернего;

v - измерение активности дочернего изотопа в присутствии материнского.

Для лучшего понимания векового равновесия приведем еще один график (Рис.1.16).

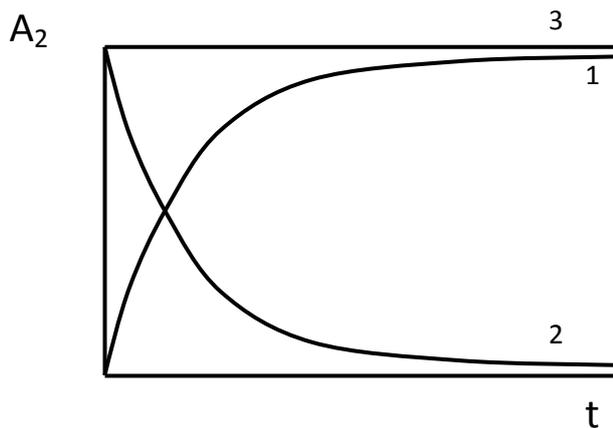


Рис. 1.16. Функция накопления (1)и распада (2) дочернего радионуклида.

Кривая 2 на рис. 1.16 иллюстрирует радиоактивный распад дочернего радионуклида, отделенного от материнского. Здесь наблюдаются все закономерности, которые мы рассмотрели выше: через 1 $T_{1/2}$ (д) остается 50% нуклида, через 2 $T_{1/2}$ (д) – 25% и т.д., через 10 $T_{1/2}$ (д) его содержание $\approx 0.1\%$ от первоначально взятого.

Кривая 1 иллюстрирует накопление дочернего продукта в предварительно очищенном материнском радионуклиде. Здесь мы наблюдаем обратную картину: через 1 $T_{1/2}$ (д) накапливается 50% дочернего продукта,

через 2 T_{1/2} (д) – 75%, через 3 T_{1/2} (д) – 87,5% и через 10 T_{1/2} (д) разность в активностях материнского (прямая 3) и дочернего радионуклидов не превышает 0,1%, т.е. мы считаем, что в цепочке превращений установилось радиоактивное равновесие.

Классическим примером векового равновесия могут служить естественные радиоактивные ряды (семейства) ²³⁸U, ²³⁵U и ²³²Th. В табл. 1.5 представлен природный ряд урана-238. В сокращенном виде его можно представить следующим образом

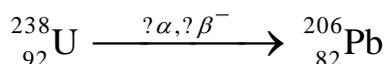


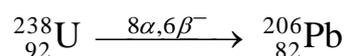
Таблица 1.5

Природный ряд урана-радия.

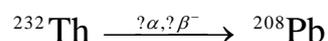
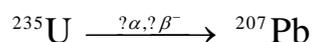
U	²³⁸ UI 4,5·10 ⁸ лет		²³⁴ UH 2,33·10 ⁵ лет					92
Pa	↓ α	²³⁴ UZ 6,7 ч β UX ₂ 1,17 мин	↓ α					91
Th	²³⁴ UX 24,1 дня	β	²³⁰ Io 8,3·10 ⁴ лет					90
Ac			↓ α					89
Ra			²²⁶ Ra 1590 лет					88
Fr			↓ α					87
Rn			²²² Rn 3,825 дня					86
At			↓ α	²¹⁸ At 2 с				85
Po			²¹⁸ RaA 3,05 мин	β	²¹⁴ RaC' 1,54·10 ⁻⁴ с		²¹⁰ RaF 138 дней	84
Bi			↓ α	²¹⁴ RaC 19,7 мин	β	²¹⁰ RaE 5 дней	β	83
Pb			²¹⁴ RaB 26,8 мин	β	↓ α	²¹⁰ RaD 22 года	β	82
Tl				²¹⁰ RaC'' 1,32 мин	β	↓ α	²¹⁰ RaE'' 4,19 мин	81

Ядра урана-238 претерпевают серию α и β⁻ превращений и в конечном итоге дают стабильный нуклид свинца-206. Чтобы найти количество

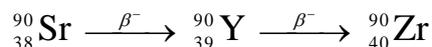
испускаемых α и β^- частиц вспоминаем массы и заряды этих частиц. Изменение массы $238 - 206 = 32$ а.е.м. связано только с испусканием α -частиц, следовательно $n\alpha = 32/4 = 8$. В соответствии с правилом сдвига испускание 8α -частиц приведет к уменьшению заряда на 16 единиц. В действительности уменьшение заряда составляет $92 - 82 = 10$ единиц, следовательно $16 - 10 = 6$ β^- -распадов компенсировали эту разность. Поэтому ряд урана-238 можно изобразить так:



Проверьте себя на других естественных семействах



Отдельно остановимся на часто встречаемом в практике радионуклиде стронций-90



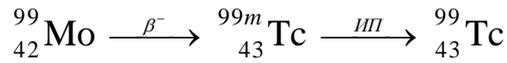
$T_{1/2} \approx 30$ лет $T_{1/2} = 64,8$ ч. стаб.

(<3 дней)

Хотя период полураспада стронция-90 значительно меньше века, но соотношение $T_{1/2} ({}^{90}\text{Sr}) \gg T_{1/2} ({}^{90}\text{Y})$ выполняется и к тому же время использования стронциевых стандартов по нормативным документам составляет один год и может быть пролонгировано дважды на суммарный срок до 3 лет. За указанное время активность стронция-90 изменяется незначительно, но всегда в этом эталоне будет равновесный ${}^{90}\text{Y}$ с такой же активностью. Как правило, в паспорте к эталону стронция-90 указывается суммарная активность равновесной пары. Так как $E_{\beta^- \text{max}}$ стронция-90 = 0,535 МэВ, а $E_{\beta^- \text{max}}$ иттрия-90 = 2,26 МэВ, то их регистрация протекает с разной эффективностью. Это необходимо помнить при использовании в работе эталонов ${}^{90}\text{Sr}$ (${}^{90}\text{Y}$).

2) Подвижное равновесие ($T_{1/2} (I) > T_{1/2} (II)$)

В качестве примера приведем изотопный генератор технеция-99m, основного радионуклида, используемого в медицинской диагностике в мире (>80%). Полная схема превращений ^{99}Mo представлена на рис. 6, здесь же мы ограничимся упрощенным видом записи:



$$T_{1/2}=2,8\text{сут.} \quad T_{1/2}\cong 6\text{ час.} \quad T_{1/2}=2,1\cdot 10^5\text{ лет}$$

На рис. 1.17 представлено графическое изображение подвижного равновесия.

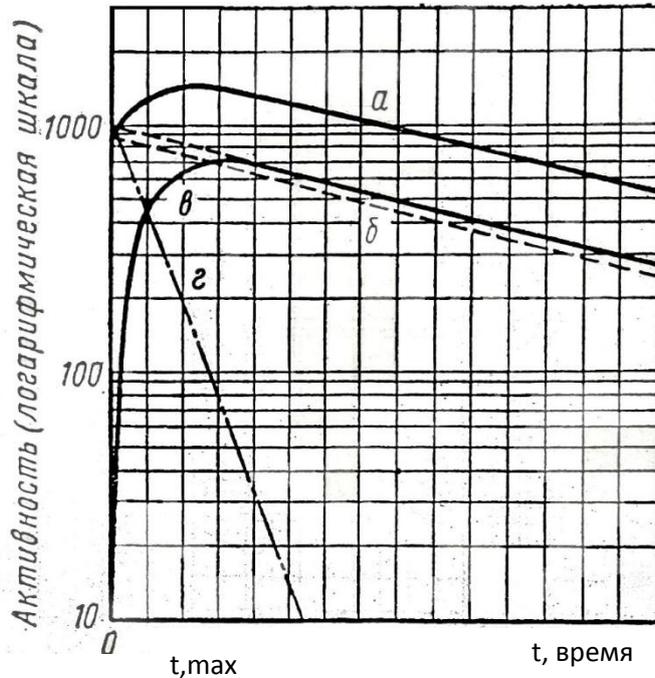


Рис. 1.17 Изменение активности при подвижном равновесии (линии а, б, в, г — расшифровываются так же как на рис. 1.15).

Время, в течение которого устанавливается равновесие, не равно $10 T_{1/2}$ (д), а рассчитывается по более сложной формуле (1.15)

$$t_{\max} = \frac{2,303}{\lambda_2 - \lambda_1} \lg \frac{\lambda_2}{\lambda_1} = \frac{3,323 \cdot T_{1/2(1)} \cdot T_{1/2(2)}}{T_{1/2(1)} - T_{1/2(2)}} \cdot \lg \frac{T_{1/2(1)}}{T_{1/2(2)}} \quad (1.16)$$

Вторая особенность данного вида равновесия заключается в том, что после установления равновесия активности материнского и дочернего радионуклидов изменяются параллельно, подчиняясь параметрам распада материнского вещества. Причем равновесная активность дочернего радионуклида на всем временном протяжении, после установления равновесия, будет больше активности материнского, и связь между ними будет описываться уравнением 1.17

$$N_1\lambda_1 = N_2\frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \quad (1.17)$$

3) Отсутствие радиоактивного равновесия ($T_{1/2} (I) < T_{1/2} (II)$)

Графически этот случай изображен на рис. 1.18

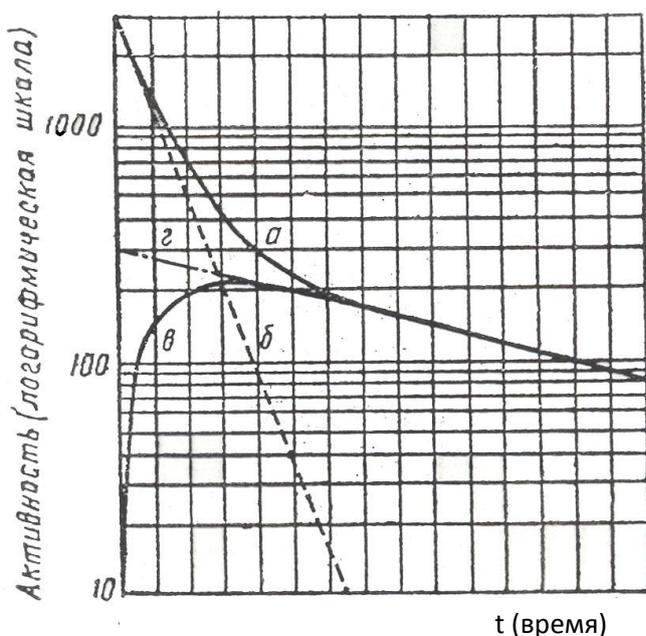


Рис.1.18. Изменение активности в отсутствии равновесия (линии а, б, в, г — расшифровываются так же как на рис. 1.15).

Обращаем Ваше внимание на тот факт, что равновесие отсутствует, но накопление дочернего радионуклида (кривая - в) происходит. Этим мы подчеркиваем, что закон накопления, также как и основной закон радиоактивного распада, это фундаментальные законы естествознания.

2. РЕГИСТРАЦИЯ ИЗЛУЧЕНИЙ

Выполнение любых работ с использованием радионуклидов обязательно сопряжено с регистрацией излучений, то есть получением качественной и количественной информации об излучении радионуклида(ов) в исследуемом объекте.

Мы рассмотрели в I главе процессы, протекающие при взаимодействии различных типов излучений с веществом. Если не касаться ядерных реакций, то этих процессов принципиально два: ионизация материала окружающего вещества и возбуждение атомов и (или) молекул. Именно на этих процессах и основана регистрация излучений. Различают ионизационные методы, сцинтилляционные и полупроводниковые методы, в основе которых лежит способность некоторых материалов превращать энергию излучений в энергию фотонов. Существуют также специфические автордиографические, калориметрические методы регистрации излучений, но мы их не будем рассматривать. При обсуждении в данном пособии ионизационных, сцинтилляционных и полупроводниковых методов регистрации излучений мы будем делать акцент на те из них, которые наиболее широко используются в повседневной практике.

2.1 Счетчики Гейгера-Мюллера

Данные газоразрядные счетчики (детекторы) получили свое название по имени своих создателей. Область напряжений, в которой работают данные счетчики, делает независимой амплитуду получаемого импульса от энергии частицы, что особенно удобно при регистрации β^- частиц, имеющих непрерывный энергетический спектр.

Принципиальная схема газоразрядного счетчика приведена на рис. 2.1.

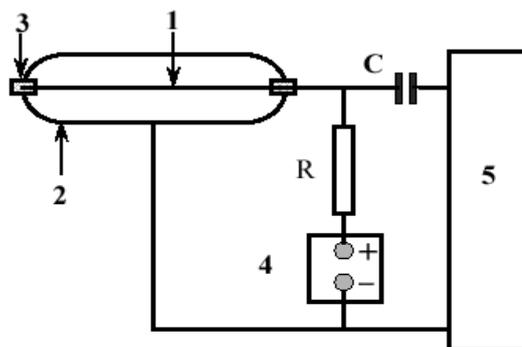


Рис. 2.1. Принципиальная схема газоразрядного счетчика (1- анод; 2 – катод; 3 – изолятор; 4- источник высокого напряжения; 5- блок регистрации; R – нагрузочное сопротивление; C – конденсатор).

На рисунке представлен цилиндрический счетчик. Принципиальная схема детекторов с цилиндрическими и более эффективным торцевыми счетчиками идентичны. Возможности детектора при регистрации радиоактивных образцов ограничены с одной стороны фоном, с другой стороны, разрешающим временем счетчика.

Фон – это число импульсов зарегистрированных прибором ($I_{\text{ф}}$) за единицу времени в отсутствии радиоактивных образцов. Фон детектора обусловлен многими причинами: космическое излучение, естественные радионуклиды в конструкционных материалах, лабораторные источники радионуклидов и т.д. Для снижения фона, детектор и радионуклидный препарат обычно помещены в свинцовый «домик». Для торцевых детекторов, который будет использоваться в работах, фон не должен превышать 10 имп/мин или $< 0,3$ имп/сек. Скорость счета фона – это и есть нижняя граница возможностей детектора, так как при регистрации активности любого препарата в ней присутствует фоновая составляющая. На практике, для уменьшения времени счета и погрешности в измерениях, стараются готовить образцы препаратов, имеющих собственную активность в 2-3 раза больше скорости счета фона. Верхней границей возможностей детектора является разрешающее время детектора ($\tau_{\text{сек}}$). Это минимальный временной интервал между летящими последовательно друг за другом частицами, когда счетчик успевает

зарегистрировать их по отдельности. Величина τ приводится в техническом паспорте счетчика, и по порядку величины составляет $\approx 10^{-4}$ сек для счетчиков Гейгера-Мюллера. На практике, имея набор эталонных препаратов β^- -излучателей с различной активностью (например: ^{90}Sr (^{90}Y)) легко определить истинное значение τ , которое по мере эксплуатации счетчиков может меняться.

На рис. 2.1 представлен график с комментариями к экспериментальному определению τ . Расчет τ проводят по формуле:

$$\tau = \frac{I_{\text{сч}} - I_{\text{изм}}}{I_{\text{сч}} \cdot I_{\text{изм}}} \quad (2.1)$$

Для построения графика, а именно прямой – 2 необходимо, чтобы прямолинейный участок был получен за счет регистрации, как минимум 3-4 эталонных препаратов, и только тогда мы имеем право экстраполировать его на более высокие активности. Приведенные здесь $I_{\text{изм.}}$, безусловно, являются ($I_{\text{изм.}i}$ препарата - $I_{\text{ф}}$).

Измеряя активность любого препарата, мы получаем с помощью счетчика радиоактивности значение регистрируемой активности (I), которая связана с абсолютной активностью (a) соотношением

$$I = \varphi a \quad (2.2)$$

где φ - коэффициент регистрации, учитывающий целый ряд поправочных коэффициентов.

Для радионуклида с простой схемой распада (одна группа β^- -частиц)

$$\varphi = \eta \epsilon k s q p \quad (2.3)$$

где η - геометрический коэффициент или телесный угол от препарата до детектора. Телесный угол - это часть среды, окружающей источник и захватывающая поверхность детектора. В зависимости от конфигурации счетчика находится в пределах от 0,03 до 0,4 (торцевые счетчики с большой поверхностью окна детектора).

ϵ - эффективность счетчика к данному типу излучения. ϵ равен отношению числа частиц или γ -квантов, попавших в чувствительный объем

счетчика и вызвавших процессы, позволяющие осуществить их регистрацию, к полному числу частиц или γ -квантов, попавших в объем счетчика. Счетчики Гейгера-Мюллера обладают очень высокой чувствительностью к β^- -частицам ($\epsilon \approx 0,995$ или 99,5%). Для регистрации γ -квантов чаще используют сцинтилляционные или полупроводниковые детекторы, так как для счетчиков Гейгера-Мюллера в зависимости от энергии γ -квантов и толщины катода она колеблется от долей процента до 2-3% в лучших образцах газоразрядных счетчиков.

k - коэффициент ослабления в стенках детектора и слое воздуха между препаратом и детектором.

Ослабление β^- -частиц в слое материала окружающей среды мы подробно рассматривали в разделе 1.4. Там мы привели эмпирический экспоненциальный закон ослабления. Детализируем его конкретно для процесса регистрации

$$k = e^{-\mu d} \quad (2.4)$$

где $d = d_{\text{препарата}} + d_{\text{воздуха}}$

Формула может быть использована для $d \leq 0,3 R_{\text{max}}$, в противном случае необходимо пользоваться графиком на рис. 1.7. Для γ -квантов коэффициент ослабления близок к единице.

s - коэффициент самоослабления, определяется как отношение частиц, испускаемых с поверхности препарата в направлении детектора, к полному числу частиц, испускаемых в образце в направлении детектора.

Для приблизительной оценки s можно воспользоваться формулой

$$s = \frac{1 - e^{-\mu d_{\text{препар.}}}}{\mu d_{\text{препар.}}} \quad (2.5)$$

где $d_{\text{преп.}}$ – массовая толщина препарата. Формула может быть использована, когда $d_{\text{преп.}} / R_{\text{max}} \leq 0,3$. Чтобы избежать учета самоослабления β^- -частиц в препарате, стараются готовить очень тонкие препараты, когда можно считать s незначительно отличающейся от 1. Если необходимо регистрировать активность объемных препаратов именно по β^- -излучению, то существует

метод насыщенных слоев, который освещается в рекомендованной литературе и описании к задаче 1.

q – коэффициент обратного рассеяния, равен отношению числа частиц, испускаемых в направлении детектора с поверхности препарата, нанесенного на подложку, к числу частиц, испускаемых в направлении детектора с поверхности препарата при бесконечно тонкой подложке. q – возрастает с увеличением $E_{\beta\text{-max}}$ и Z материала подложки и внутренней поверхности «домика». На рис. 2.3 представлена зависимость q от этих параметров.

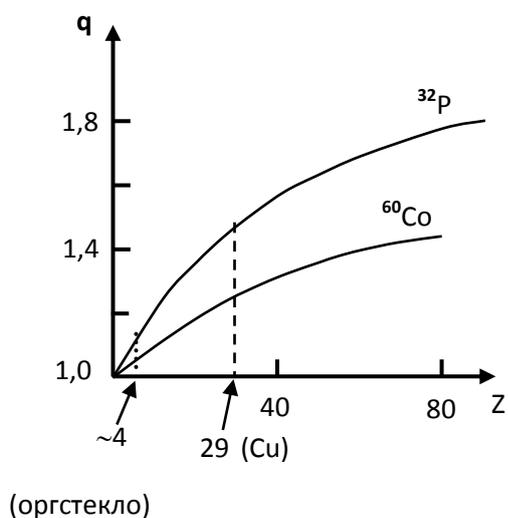


Рис. 2.3. Зависимость коэффициента q от материала подложки для β^- -излучения ^{60}Co и ^{32}P .

Это единственный коэффициент, входящий в коэффициент регистрации, который может быть больше единицы ($q \geq 1$).

Для уменьшения q и приближения его к единице материалом для внутренней отделки «домика» и изготовления подложки служит, как правило, органическое стекло, состоящее из атомов легких элементов.

Мы рассмотрели поправочные коэффициенты, входящие в коэффициент регистрации при наличии в радионуклиде одной группы β^- -частиц. Если их несколько, то выражение для I приобретает следующий вид

$$I = \eta \varepsilon \sum_i k_i s_i q_i p_i \quad (2.7)$$

где p – поправка на распад (доля каждой группы β^- -частиц), коэффициенты K , s и q зависят от E_{β^-max} , поэтому рассчитываются для каждой группы β^- -частиц отдельно.

На практике используют чаще всего 2 метода регистрации препаратов, содержащих β^- -излучатели: метод относительных измерений и метод фиксированного телесного угла. Об этом будет дополнительно сказано в практической части пособия.

2.2 Регистрация γ -квантов, γ -спектроскопия

Взаимодействие γ -квантов с веществом рассмотрено в разделе 1.5. γ -кванты являются косвенно ионизирующим излучением и при взаимодействии с веществом за счет фотоэффекта, комптоновского рассеяния и эффекта образования электронных пар, образуются заряженные частицы, которые и вызывают процессы ионизации и возбуждения атомов и молекул.

В настоящее время большинство приборов для регистрации γ -квантов представляют собой устройства - γ -анализаторы, которые не только регистрируют γ -кванты, но одновременно снимают спектр радионуклида или смеси радионуклидов. В качестве детектора часто используются кристаллы сцинтиллятора, оптически связанные с фото-электронными умножителями. Наиболее часто используются кристаллы NaI (Tl) активированные таллием, реже CsI (Tl) и $Bi_4Ge_3O_{12}$. Принципиальная схема γ -спектрометра приведена на рис. 2.4.

Вторичные, заряженные частицы после взаимодействия γ -квантов с кристаллом возбуждают большое число атомов сцинтиллятора. Основная часть энергии пошедшей на возбуждение – высвечивается, число световых фотонов составляет в среднем 10-100 на 1 кэВ поглощенной энергии γ -излучения. При этом доля энергии возбуждения, преобразуемой в световые импульсы – величина постоянная для данного кристалла. Поэтому число фотонов, составляющих отдельную сцинтилляцию, пропорциональна

кинетической энергии заряженных частиц, и соответственно доле энергии γ -квантов, переданной кристаллу.

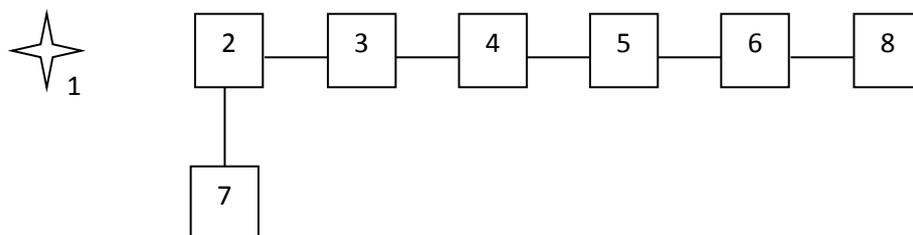


Рис. 2.4. Принципиальная схема простейшего сцинтилляционного однокристалльного γ -спектрометра, где 1 – γ -излучатель, 2- сцинтиллятор, 3 – ФЭУ, 4- усилитель-формирователь, 5 – амплитудный анализатор, 6 – преобразователь выходной информации, 7 – источник питания детектора, 8 – блок связи с компьютером.

Вспышки света, попадая на фотокатод ФЭУ (3 на схеме) вызывают эмиссию электронов. Поток электронов, проходя систему диодов, лавинообразно увеличивается примерно в 10^5 - 10^7 раз. Заряд, переносимый лавиной на анод, пропорционален числу электронов, выбитых с фотокатода, которое в свою очередь определяется числом световых вспышек. Таким образом амплитуды сигналов на выходе ФЭУ пропорциональны энергии, переданной γ -квантами атомам сцинтиллятора.

Весь процесс, от эмиссии электронов под действием фотонов до формирования сигнала на выходе из ФЭУ, занимает 10^{-9} – 10^{-8} сек. Этот период меньше времени высвечивания фотонов из кристалла $\sim 2 \cdot 10^{-7}$ сек. Это принципиально важная величина. Она определяет разрешающее время установки, и его сопоставление со временем формирования сигнала позволяет сделать вывод, что каждый фотон, испускаемый кристаллом, будет зарегистрирован. Далее сигнал из ФЭУ, проходя блоки 4, 5, 6 (см. схему) поступает в компьютер в виде аппаратного спектра.

На рис. 2.5 представлен аппаратный спектр для условного радионуклида с $E_\gamma > 1,022$ МэВ.

Следует отметить, что для проведения спектральных измерений должно выполняться требование линейности между преобразуемыми величинами на

каждом этапе преобразования: сцинтиллятор-ФЭУ-усилитель. Только при этих условиях будут соблюдаться пропорциональности между амплитудой импульса на выходе анализатора и энергией γ -квантов, поглощенных в кристалле.

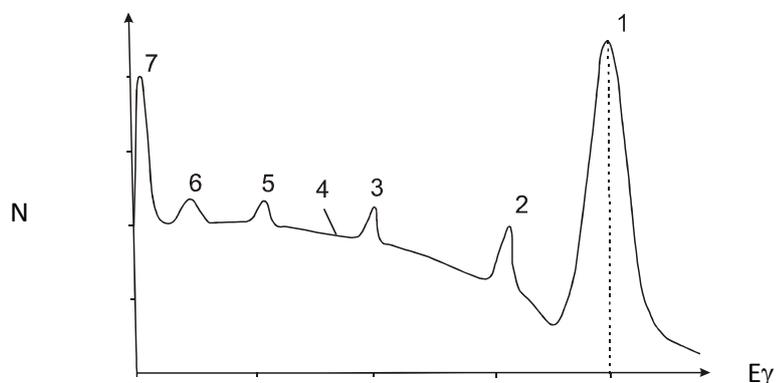


Рис. 2.5. Аппаратурный спектр для γ -квантов с $E_\gamma > 1,022$ Мэв, сцинтиллятор NaI (Тl), размером 40x40 мм, где

- N – число импульсов,
- 1 – пик полного поглощения,
- 2 – полупарный пик,
- 3 – парный пик,
- 4 – комптоновское распределение,
- 5 – аннигиляционный пик, вследствие взаимодействия γ -излучения с материалом защиты,
- 6 – аппаратурный пик (пик обратного рассеивания),
- 7 – пик характеристического рентгеновского излучения материалов защиты.

Вернемся к аппаратурной линии моноэнергетических γ -квантов с $E_\gamma > 1,022$ Мэв. Так как $Z_{эфф.}$ сцинтиллятора достаточно велик, с большой вероятностью будет происходить поглощение γ -квантов за счет фотоэффекта. При этом будут образовываться электроны с энергией $E_e = E_\gamma - E_{св.}$, где $E_{св.}$ - энергия связи электрона на К-оболочке. Этот процесс сопровождается испусканием характеристического рентгеновского излучения и электронов Оже'. При достаточно больших размерах сцинтиллятора возникшее вторичное излучение также поглощается в кристалле, передавая ему свою энергию. Таким образом, в результате рассмотренных процессов вся (практически вся) энергия γ -квантов преобразуется в кинетическую энергию вторичных электронов $E_e =$

E_γ . Этой группе электронов на аппаратурной линии соответствует пик полного поглощения (или фотопик).

Наряду с фотоэффектом в сцинтилляторе будет происходить комптоновское рассеяние γ -квантов, в результате чего образуются вторичные γ -кванты с энергией E_γ и комптоновские электроны. Энергия между ними распределяется в зависимости от угла, под которым выделяется рассеянный γ -квант. Комптоновские электроны соответственно будут иметь различные энергии, и на аппаратурной линии будет наблюдаться плавная кривая комптоновского рассеяния (комптоновский пьедестал). При очень больших размерах кристалла возможно вторичное, третичное и т.д. взаимодействие γ -квантов с кристаллом, в результате чего сцинтиллятору будет передана вся энергия первичного γ -кванта. Этот процесс приведет к увеличению фотопика и значительному уменьшению комптоновского пьедестала. Такой пик называется пиком полного поглощения.

При $E_\gamma > 1,022$ МэВ происходит образование пары позитрон-электрон, на что тратится 1,022 МэВ энергии γ -кванта. После термализации позитрона происходит его аннигиляция с электроном вещества, и испускаются два γ -кванта с энергией 0,511 МэВ. Если оба аннигиляционных γ -кванта полностью передают энергию кристаллу, то увеличивается амплитуда пика полного поглощения. В случае поглощения только одного аннигиляционного γ -кванта в аппаратурном спектре появляется полупарный пик с $E = E_\gamma - 0,511$ Мэв, если оба аннигиляционных γ -кванта не поглощаются кристаллом, то возникает парный пик с $E = E_\gamma - 1,022$ Мэв. Кроме того, можно наблюдать аннигиляционные пики $E_\gamma = 0,511$ Мэв и реже с $E_\gamma = 1,022$ Мэв. Рассеяние γ -квантов на материале защиты может привести к аппаратурному пику в области энергий 0,2-0,26 МэВ и пику характеристического рентгеновского излучения свинца $E_x = 0,030$ МэВ, т.е. аппаратурный спектр даже от моноэнергетического радионуклида может иметь сложный вид, но в спектроскопии для анализа радионуклида или смеси радионуклидов

используют только пики полного поглощения, являющихся как отпечаток пальца у человека, индивидуальной и эффективно определяемой характеристикой каждого радионуклида.

Одной из основных характеристик любого спектрометра является энергетическое разрешение d , равное отношению ширины фотопика (ΔE_i) на его полувысоте к энергии фотопика. Чем меньше разрешающая способность спектрометра, тем эффективнее идентификация радионуклидов. Как правило, d сцинтилляционных детекторов в зависимости от E_γ и колеблется в диапазоне $0,06 \pm 0,1$. Для полупроводниковых детекторов оно значительно меньше $0,003 \pm 0,009$.

Несколько слов о полупроводниковых детекторах. Действие полупроводниковых детекторов основано на ионизации рабочего вещества детектора (монокристалл кремния или сверхчистого германия) заряженными частицами, появляющимися при его γ -облучении. Средняя энергия, затрачиваемая на образование одной пары электрон-вакансия, составляет 2,9 и 3,8 эВ для германия и кремния, соответственно. Электроны (позитроны) при торможении внутри рабочего объема детектора создают большое число свободных носителей заряда (пар электрон - вакансия), которые под действием приложенного напряжения движутся к электродам. В результате во внешней цепи детектора возникает электрический импульс, пропорциональный поглощенной энергии γ -кванта. Этот сигнал затем усиливается и регистрируется.

Большая подвижность носителей заряда в Ge и Si позволяет собрать заряд за время примерно 10^{-8} – 10^{-7} с, что обеспечивает высокое временное разрешение полупроводниковых детекторов. Эти детекторы (как и сцинтилляторы) позволяют регистрировать высокие скорости счета без поправки на разрешающее время τ .

В настоящее время в научных исследованиях, реже в учебном процессе используют полупроводниковые детекторы, но нужно помнить, что это более

дорогие установки и их размещение возможно только в городах, где имеется доступ к жидкому азоту, необходимому для работы полупроводникового детектора. Подготовка спектрометра к качественной и количественно идентификации радионуклидов в природных объектах будет рассмотрена в практической задаче.

2.3. Жидкостная сцинтилляционная спектрометрия

Отдельно остановимся на жидкостных сцинтилляционных детекторах (спектрометрах). В биологических, медицинских и радиоэкологических исследованиях часто приходится работать с органическими веществами, содержащими радионуклиды трития, углерода-14 и серы-35. Это «чистые» β^- -излучатели с низкими энергиями $E_{\beta\text{max}}$. Рассмотренные ранее детекторы не позволяют регистрировать препараты трития, а их эффективность по отношению к углероду-14 и сере-35 чрезвычайно мала. В середине прошлого века началось интенсивное развитие жидкостно-сцинтилляционного метода измерения (Ж.С.). Суть метода заключается в том, что образец исследуемого вещества (с радионуклидом), растворитель и сцинтиллятор находятся в одном флаконе и соприкасаются друг с другом, поэтому такие поправочные коэффициенты как η , k , s , q близки к единице и коэффициент регистрации также близок к единице в гомогенных растворах и к 0,5 для гетерогенных образцов, например, кусочек хроматографической пластины или фильтр на дне сцинтилляционного флакона.

В сцинтилляционном флаконе находятся несколько компонентов: непосредственно препарат (может быть смесь различных веществ), растворитель, как правило толуол или другие гомологи бензола, непосредственно сцинтиллятор(ы) и часто поверхностно активные вещества (ПАВ), способствующие созданию однородной смеси из присутствующих веществ.

Корпускулярное излучение (β^- и α -частиц) вызывают возбуждение молекул растворителя. Возбуждение может затрагивать как σ - (90% энергии), так и π -электроны (10% энергии). Только возбуждение π электронов с последующим их переходом в основное состояние сопровождается испусканием квантов света в видимой или ближайшей ультрафиолетовой области, то есть происходит флуоресценция под действием ионизирующего излучения. Однако тот факт, что только 10% энергии передаваемой частицами вызывает флуоресценцию, то есть квантовый выход составляет 10%, заставляет использовать активаторы, т.е. вещества которые обязательно имеют системы сопряженных π -связей и для которых энергия возбуждения меньше чем для молекул растворителя, как с возбужденными σ , так и π -электронами.

В различных рецептурах используют один или два сцинтиллятора. Наиболее часто в качестве первичного сцинтиллятора используется дифенилоксазол, латинская аббревиатура – PPO (максимум спектра флуоресценции PPO – 375 нм). Для измерения активности органических веществ используют 0,4% раствор PPO в толуоле.

Сцинтилляционные детекторы 80-90-х годов имели катоды ФЭУ с максимальной светочувствительностью ≈ 420 нм, поэтому флуоресценция PPO по длине волны не соответствовала максимальной чувствительности катода. Чтобы увеличить эффективность регистрации в сцинтилляционный раствор (коктейль) добавляли вторичный сцинтиллятор, энергия возбуждения которого меньше энергии возбуждения первичного сцинтиллятора. В качестве вторичного сцинтиллятора используют дифенилоксазоилбензол – 0,2 г/л (латинская аббревиатура – POPOP, с максимумом флуоресценции 415 нм). Это позволяет значительно увеличить эффективность регистрации корпускулярного излучения, т.к. вся система растворитель – первичный – вторичный сцинтилляторы действуют как система ловушек только в одном направлении.

Современные приборы менее чувствительны к длине волны испускаемых световых импульсов, поэтому достаточно часто экспериментаторы ограничиваются использованием только РРО.

Для сложных смесей, содержащих большие концентрации гасителей (об этом далее), а также чтобы уменьшить повторное поглощение энергии первичным сцинтиллятором, т.е. увеличить прозрачность ЖС смеси к собственному излучению, многие по-прежнему используют два сцинтиллятора в жидкостном сцинтилляционном счете.

В жидкостном счете могут происходить процессы, приводящие к снижению доли энергии частиц, затрачиваемой на собственный сцинтилляционный процесс. Такое явление называется гашение, и оно может иметь разные причины.

В окрашенных растворах, которых по возможности стоит избегать, имеет место уменьшение яркости сцинтилляции, связанное с поглощением света определенных длин волн, в зависимости от окраски раствора. Такой тип гашения называется цветовым или оптическим гашением и приводит к изменению спектрального состава излучения попадающего на ФЭУ.

Более распространенным типом гашения является химическое гашение, когда присутствующие в сцинтилляционной системе вещества конкурируют с активаторами в передаче энергии от молекул растворителя. Причем эти конкуренты, как правило, растрачивают энергию возбуждения путем безизлучательных процессов. Сильными гасителями являются практически все сильные минеральные кислоты, кислородо- и галогенсодержащие соединения и т.д.

Явление гашения приводит к тому, что спектр β^- -частиц, который должен наблюдаться в эксперименте, сжимается вдоль энергетической шкалы в сторону низкой энергии, а при высоких значениях параметров гашения может частично или полностью «загаситься».

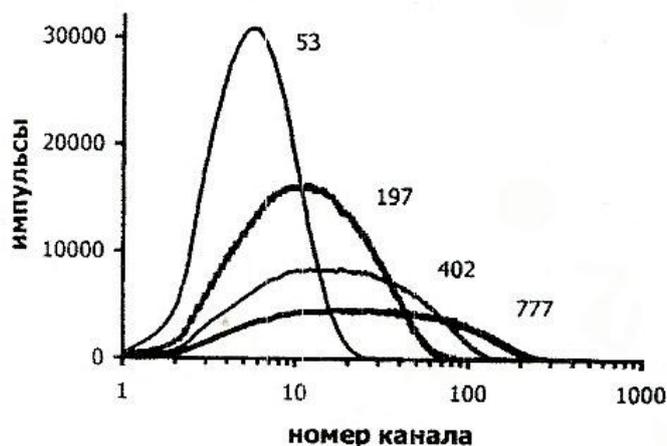


Рис. 2.6. Жидкостно-сцинтилляционные спектры препаратов ^{14}C с различным уровнем гашения.

На рис. 2.6 приведены ЖС спектры препарата меченного ^{14}C при различных условиях гашения.

Таким образом, увеличение гашения снижает эффективность регистрации β^- -частиц и при проведении измерений абсолютной активности радионуклидов необходимо знать зависимость эффективности регистрации от гашения. Эффективность регистрации α -частиц менее чувствительна к гашению и наблюдается только при высоких концентрациях гасителя.

Для количественного описания зависимости эффективности регистрации β^- -излучателей от гашения используют так называемые параметры гашения (ПГ) для их определения используются различные методы:

- а) основанные на спектральных характеристиках измеряемого препарата;
- б) основанные на спектральных характеристиках внешнего стандарта;
- в) основанные на использовании обоих подходов.

Этот вопрос очень специфичен и мы не будем освещать его в данном пособии. Желаящим ознакомиться с ним, мы переадресуем к литературным источникам [8, 11] и рекомендациям фирм изготовителей жидкостно-сцинтилляционных спектрометров и сцинтилляционных растворов.

Отметим, что современные приборы сами учитывают процессы гашения, если они не превышают 30%. Приборы автоматизированы, работают в непрерывном режиме и в их транспортеры или кассеты могут быть установлено до 300 препаратов в специальных флаконах. Эффективность регистрации для низкоэнергетических излучателей достаточно высока, так для трития до 60%, ^{14}C и ^{35}S до 98 %, а для более высокоэнергетичных β^- -излучателей и α -частиц она приближается в 100%

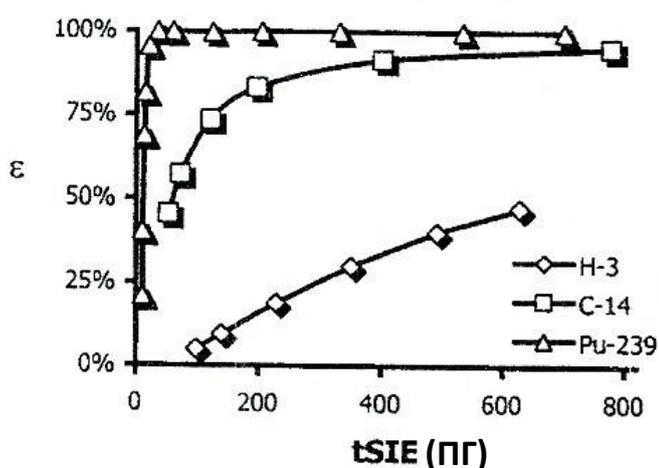


Рис. 2.7. Зависимость эффективности регистрации бета-частиц ^3H , ^{14}C и альфа-частиц ^{239}Pu от параметров гашения.

Принципиальная электронная схема регистрации ЖС мало отличается от электронной схемы γ -спектрометра.

В отличие от γ -спектрометра ЖС содержит по меньшей мере 2 ФЭУ или более, между которыми находятся флакон со сцинтилляционным раствором (рис. 2.8).

После усиления сигналов они попадают в систему быстрых совпадений, которая пропускает только те сигналы, которые поступают одновременно от двух ФЭУ, т.е. связанных со световыми импульсами, полученными за счет передачи энергии раствору частицами. Таким образом, система отсекает все шумовые токи, возникающие в электронной схеме ФЭУ, значительно уменьшает фон и увеличивает эффективность регистрации.

Процессы, протекающие в жидких сцинтилляторах, составляют десятки наносекунд, что позволяет определять скорости счета до 10^6 имп/мин.

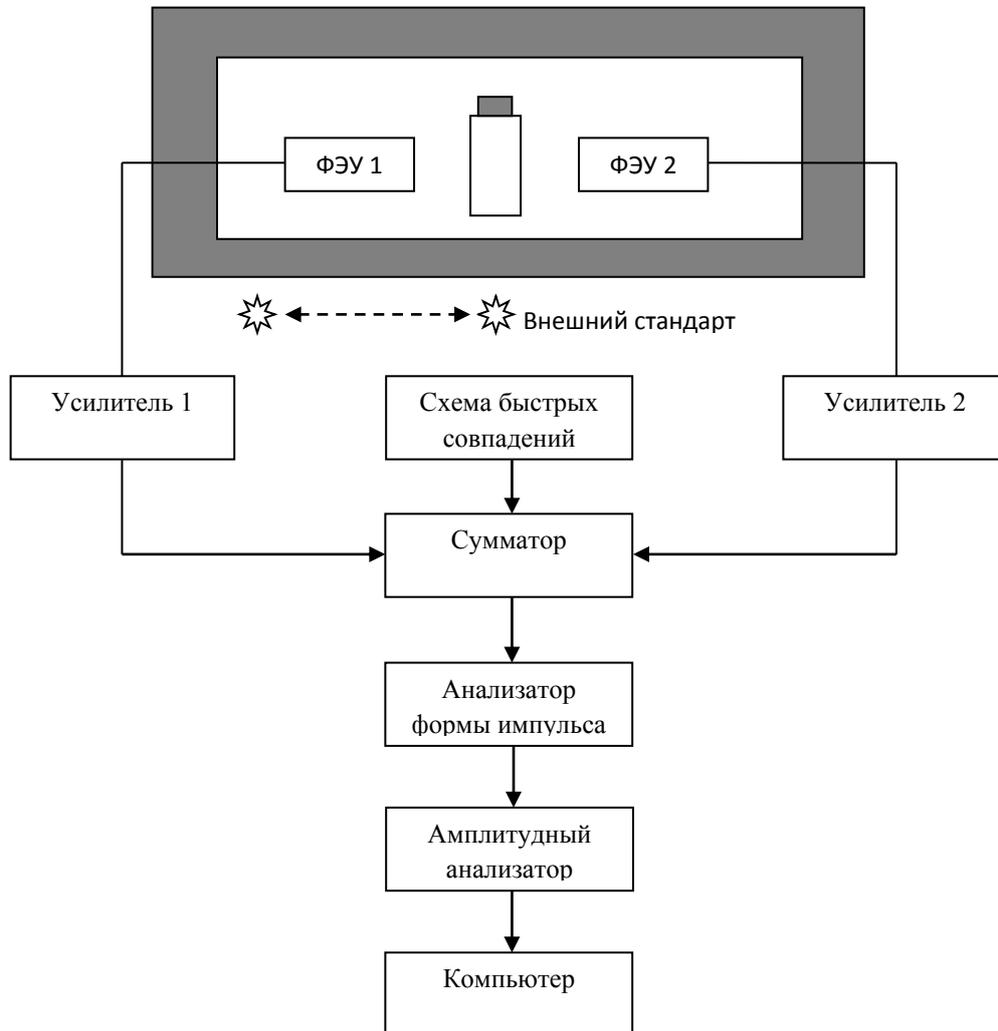


Рис. 2.8. Блок-схема ЖС-спектрометра.

3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Радиоактивные излучения (γ -излучение и потоки заряженных частиц) приводят к ионизации вещества, в котором распространяются. В результате образуется большое число ионов и возбужденных молекул или атомов, которые инициируют целый каскад химических реакций. Если эти процессы происходят в живых организмах, то серьезные изменения их функционирования могут наступить при столь малых воздействиях, которые практически нельзя зафиксировать без использования специального оборудования. Поэтому работа с источниками ионизирующего излучения требует неукоснительного соблюдения особых правил. Вместе с тем малые дозы излучения постоянно воздействуют на человека при повседневной жизни. Существует естественный радиационный фон, включающий внешнее и внутреннее облучение организма. Радиация является одним из естественных факторов окружающей среды. Ионизирующие излучения возникают и используются в производственной деятельности, очень эффективно применение радионуклидов и ионизирующих излучений в медицине. Поэтому элементарные знания по влиянию ионизирующих излучений на живые организмы необходимы любому образованному человеку, дабы не возникало фобий и предрассудков, связанных со словом «радиация».

3.1. Краткие сведения о действии ионизирующего излучения на живые организмы

Биологическое действие ионизирующего излучения характеризуется рядом общих закономерностей. Во-первых, серьезные нарушения жизнедеятельности вызываются ничтожно малыми количествами поглощаемой энергии. При прочтении этого пособия вы сами сможете рассчитать, что при облучении смертельной дозой ионизирующего излучения преобразование поглощенной энергии в тепло привело бы к нагреву тела всего на $0,003^{\circ}\text{C}$. Для объяснения этого явления была разработана теория мишени, согласно которой

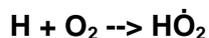
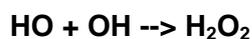
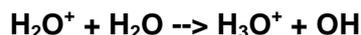
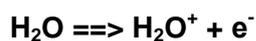
лучевое повреждение развивается при попадании энергии в особенно радиочувствительную часть клетки — «мишень».

Биологическое действие ионизирующего излучения осуществляется не только на подвергнутый облучению организм, но может влиять и на последующие поколения, что объясняется действием на наследственный аппарат. Такая особенность действия ионизирующего излучения требует особого внимания и активно изучается, так как эти знания необходимы для правильного выбора развития человеческого сообщества и выработки правил защиты организма от излучений.

Даже при значительных дозах облучения для биологического действия ионизирующего излучения характерен скрытый (латентный) период, то есть развитие лучевого поражения наблюдается не сразу. Продолжительность латентного периода увеличивается со снижением дозы облучения и изменяется от нескольких часов (при очень больших дозах – нескольких минут) до десятков лет. Продолжительность латентного периода может зависеть от радиочувствительности организма и способа облучения.

Под действием ионизирующего излучения непосредственно (потoki α - и β -частиц, протонов и других заряженных частиц) или посредством непрямого (косвенного) механизма (γ -кванты, нейтроны) происходит ионизация молекул, возбуждение молекул и образование радикалов. Созданные частицы очень реакционноспособны и вступают в различные химические реакции.

Рассмотрим кратко основные процессы, протекающие при действии ионизирующего излучения на примере радиолиза воды. При ионизации молекул воды в присутствии кислорода возникают гидратированные электроны, активные радикалы (ОН- и др.), а также молекулы перекиси водорода. Особую роль в живых организмах играют образующиеся под действием ионизирующего излучения достаточно устойчивые супероксидные радикалы HO_2 . Ниже приведены основные реакции радиолиза воды.



Как известно, вода - это самое распространенное соединение в живых организмах. Содержание воды в животных клетках составляет около 70 %. Вода заполняет межклеточные пространства и представляет собой среду, в которой протекают биохимические реакции, диффундируют вещества, водная среда определяет структуру и взаимодействия биологических макромолекул. Поэтому процессы радиолитического распада воды играют важнейшую роль при облучении живых организмов. Образующиеся промежуточные радикалы и ионы реагируют с биомолекулами, изменяя их (окисление, замещение функциональных групп, деструкция, сшивка полимеров). Кроме того возможно и прямое действие излучения на органические молекулы живых организмов. Промежуточные радикалы в присутствии кислорода воздуха могут дать начало цепным реакциям окисления, что во много раз увеличивает количество измененных молекул. Большое значение имеет также миграция энергии возбуждения в молекулах биополимеров. В результате возбуждения молекулы, происшедшее в любом ее месте, может привести к поражению её активного центра, например, к инактивации ферментов.

Указанные выше физические и физико-химические процессы поглощения энергии и ионизации молекул происходят за доли секунды. Последующие биохимические процессы лучевого повреждения развиваются медленнее. Образовавшиеся активные радикалы нарушают нормальные ферментативные процессы в клетке. В результате цепных реакций, возникающих при поглощении энергии излучения, изменяются как макромолекулы (ДНК, ферменты и др.), так и сравнительно малые молекулы (аденозинтрифосфорная кислота, коферменты и др.). Это приводит к нарушению ферментативных

реакций, физиологических процессов и клеточных структур. В итоге нарушается нормальная деятельность клеток, органов и организма в целом.

Особенно чувствительны к действию радиации клетки в период деления и дифференцировки. Это означает, что наиболее слабым звеном в цепи биохимических процессов (мишенью) является синтез дезоксирибонуклеиновых кислот (ДНК) в интенсивно делящихся клетках. В организме человека к таким «мишеням» можно отнести клетки эпителия желудочно-кишечного тракта, кроветворные клетки, клетки иммунной системы и клетки половых органов. Также наиболее опасным будет облучение детских организмов и беременных женщин. На высокой чувствительности к повреждающему действию ионизирующего излучения быстро делящихся клеток основано лечение онкологических заболеваний путем облучения различными источниками ионизирующего излучения. При радиотерапии растущая ткань опухоли погибает при дозах облучения, которые еще выдерживают нормальные здоровые ткани.

Ионизирующие излучения при воздействии на организм человека может вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой дерматит, лучевая катаракта, лучевое бесплодие, аномалии в развитии плода и др.) и стохастические (вероятностные) беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни). Эффект облучения зависит от величины поглощенной дозы, ее мощности, вида излучения, от того какие ткани и органы облучаются. Для того, чтобы охарактеризовать биологическую опасность радиоактивных излучений необходимо ввести соответствующие количественные характеристики. Для количественной оценки действия ионизирующего излучения применяют специальные величины, для измерения которых используют единицы в системе СИ и внесистемные единицы.

3.2. Основные понятия дозиметрии ионизирующих излучений

Первичным процессом, дающим начало последовательности физико-химических преобразований в облучаемом веществе и приводящим к наблюдаемым радиационным эффектам является поглощение энергии ионизирующего излучения. Соответственно, прежде всего, необходимо сопоставить наблюдаемые эффекты с количеством поглощенной энергии, что характеризуется поглощенной дозой.

Доза поглощенная (D) - величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу:

$$D = dE/dm \quad (3.1)$$

где: **dE** - средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме, **dm** - масса вещества в этом объеме. Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм (**Дж/кг**), и имеет специальное название - **Грей (Гр) [Gray (Gy)]**.

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$$

До сих пор применяется внесистемная единица **рад**. В английской транскрипции **rad (radiation adsorbed dose)**.

$$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр}$$

Различные виды ионизирующих излучений обладают различным биологическим действием при одинаковой поглощенной дозе. Для оценки возможного ущерба здоровью человека в условиях хронического облучения при действии различных излучений введено понятие эквивалентной дозы.

Доза эквивалентная ($H_{T,R}$) - поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения, W_R :

$$H_{T,R} = W_R \times D_{T,R} \quad (3.2)$$

где: $D_{T,R}$ - средняя поглощенная доза в органе или ткани T , W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R .

Единицей эквивалентной дозы является **Зиверт (Зв) [Sievert (Sv)]**

Внесистемная единица **бэр (биологический эквивалент рентгена)**, английская транскрипция **rem (roentgen equivalent in man)**

$$1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зв}$$

Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R) учитывают относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов. Ранее их называли также коэффициентами качества. В таблице 3.1 приведены взвешивающие коэффициенты для различных типов излучений.

Для оценки меры риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности используют эффективную дозу.

Доза эффективная (E) представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T (W_T \times H_{T,R}) \quad (3.3)$$

$H_{T,R}$ эквивалентная доза в органе или ткани T , W_T - взвешивающий коэффициент для органа или ткани T .

Единица эффективной дозы - **Зиверт (Зв) [Sievert (Sv)]**.

В настоящее время для оценок радиогенного риска принято использовать эквивалентные дозы, а эффективная доза служит для регламентирования облучения при обеспечении радиационной безопасности.

Таблица 3.1

Взвешивающие коэффициенты (W_R) для различных типов излучений.

Вид излучения и диапазон энергий	W_R
Фотоны всех энергий	1
Электроны и мюоны всех энергий	1
Нейтроны с энергией < 10 кэВ	5
Нейтроны от 10 до 100 кэВ	10
Нейтроны от 100 кэВ до 2 МэВ	20
Нейтроны от 2 МэВ до 20 МэВ	10
Нейтроны > 20 МэВ	5
Протоны с энергий > 2 МэВ (кроме протонов отдачи)	5
α -частицы, осколки деления и другие тяжелые ядра	20

Таблица 3.2

Взвешивающие коэффициенты (W_T) для тканей и органов при расчете эффективной дозы.

Ткань или орган	W_T	Ткань или орган	W_T
Половые железы	0,20	Печень	0,05
Красный костный мозг	0,12	Пищевод	0,05
Толстый кишечник	0,12	Щитовидная железа	0,05
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Желудок	0,12	Поверхность костей	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальные органы	0,05
Молочные железы	0,05		

В качестве количественной меры взаимодействия косвенно ионизирующего излучения (γ -кванты, нейтроны) с веществом используется керма (**kerma - kinetic energy released in material**)

$$K = dE/dm \quad (3.4)$$

dE – полная кинетическая энергия заряженных частиц, высвобожденная в элементарном объеме; dm - масса этого объема. Единица измерения - **Грей (Дж/кг) [Gray (Gy)]**. Для низкоэнергетических γ -квантов ($E < 10$ МэВ) керма приблизительно равна поглощённой дозе; однако для более высокоэнергетических фотонов керма и поглощённая доза начинают отличаться. Это связано с тем, что вторичные электроны высокой энергии могут покинуть поглощающий объём, а некоторые из них могут также потерять часть энергии через тормозное излучение. Эта энергия учитывается в керме и не учитывается в поглощенной дозе.

В качестве количественной характеристики рентгеновского и γ -излучения принято также использовать экспозиционную дозу. **Экспозиционная доза** вычисляется как заряд вторичных частиц (dQ), образующихся в массе вещества (dm) при полном торможении всех заряженных частиц:

$$X = dQ/dm \quad (3.5)$$

Единица экспозиционной дозы в системе СИ **Кулон/кг [C/kg]**. Наиболее известна внесистемная величина экспозиционной дозы **Рентген (R) [Roentgen (R)]**. Рентген – это экспозиционная доза рентгеновского и γ -излучения, создающая суммарный заряд ионов одного знака в одну электростатическую единицу количества электричества в 1 см^3 воздуха при температуре 0°C и давлении 760 мм.рт.ст. Экспозиционной дозе 1 R соответствует $2.08 \cdot 10^9$ пар ионов. Соотношение между единицами экспозиционной дозы следующее: $1R = 2.58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$ или $1 \text{ Кл/кг} = 3.88 \cdot 10^3 \text{ R}$.

Поглощенная доза – энергетическая характеристика взаимодействия ионизирующего излучения с любым веществом. Экспозиционная доза

характеризует ионизацию воздуха косвенно ионизирующим излучением. Вместе с тем проще измерить количество образующихся ионов, чем выделившуюся при этом энергию. Поэтому большинство дозиметров измеряют экспозиционную дозу, однако могут градуироваться в единицах поглощенной дозы. Дело в том, что в большинстве случаев можно установить некоторые соотношения между этими величинами. Не приводя подробных расчетов только отметим, что для атмосферного воздуха $1 \text{ P} = 0,87 \text{ рад} = 8,7 \text{ мГр}$; для γ -квантов с энергией выше $0,2 \text{ Мэв}$ $1 \text{ P} \sim 10 \pm 1 \text{ мГр}$.

3.3. Дозовые зависимости биологических эффектов ионизирующего излучения

Рассмотрим зависимость биологического действия ионизирующего излучения от полученной дозы. Как уже отмечалось выше, различают пороговые (детерминированные) и стохастические эффекты. Детерминированные эффекты возникают, когда число клеток, погибших в результате облучения, потерявших способность воспроизводства или нормального функционирования, достигает критического значения, при котором заметно нарушаются функции пораженных органов. При прогнозировании последствий значительных облучений используют величину поглощенной дозы. Доза возникновения острой лучевой болезни составляет около 1 Гр . Если доза облучения составит от 3 до 5 Гр , то без лечения умирает 50% облученных вследствие подавления деятельности клеток костного мозга. При дозе облучения выше 10 Гр смерть наступает через $1-2$ недели вследствие поражений главным образом желудочно-кишечного тракта. При дозе облучения выше 100 Гр смерть наступает через несколько часов или дней вследствие повреждения центральной нервной системы. Таким образом, в зависимости от дозы критическими являются: центральная нервная система ($>100 \text{ Гр}$), эпителий тонкого кишечника ($10-100 \text{ Гр}$) или органы кроветворения ($2-6 \text{ Гр}$).

Итак, смертельная доза облучения человека составляет около 10 Гр или 10 Дж/кг. Так как теплоемкость тела человека составляет в среднем 3,47 кДж/(кг*град), при мгновенном поглощении этой энергии нагрев тела составит всего 0,0029 градуса! Для тела массой 70 кг этому соответствует энергия 0,7 кДж. Когда человек загорает на пляже, то на его тело каждую секунду попадают кванты света с энергией от 1,68 эВ (красный край спектра) до 3,26 эВ (фиолетовый край спектра). Известно, что интенсивность электромагнитного излучения Солнца в видимой области спектра составляет в энергетическом выражении 1,3 кДж/(с*м²), поверхности Земли достигает поток света, несущий около 1 кДж/(с*м²). Доступная солнечным лучам площадь поверхности тела человека составляет около 0,7 м². То есть каждую секунду тело человека получает 0,7 кДж энергии солнечного света. Эта величина равна смертельной дозе от γ -излучения (энергия квантов 0,5-5 МэВ)! Но именно разница в энергии квантов электромагнитного излучения и дает такую кардинальную разницу в последствиях облучения.

При дозах облучения менее 0,2 Гр детерминированные эффекты не проявляются. Стохастические же эффекты могут возникать при любых дозах облучения. При этом с увеличением дозы повышается не тяжесть этих эффектов, а вероятность (риск) их появления. Сейчас общепринятой является гипотеза, что частота возникновения возможных стохастических эффектов пропорциональна эффективной дозе облучения. В таблице 3.3 приведены вероятности возникновения различных онкологических заболеваний при радиационном облучении.

Для наиболее полной оценки вреда, который может быть нанесен здоровью в результате облучения в малых дозах, определяется ущерб, количественно учитывающего как эффекты облучения отдельных органов и тканей тела, отличающиеся радиочувствительностью к ионизирующему излучению, так и всего организма в целом. В настоящее время, исходя из линейной беспороговой гипотезы зависимости риска стохастических эффектов

от дозы, приняты следующие линейные коэффициенты радиационного риска для всего населения в целом и взрослых (указано в скобках):

коэффициент риска злокачественных новообразований $0,055 \text{ Зв}^{-1}$ ($0,0473 \text{ Зв}^{-1}$);

коэффициент риска наследственных эффектов $2 \times 10^{-3} \text{ Зв}^{-1}$. ($1 \times 10^{-3} \text{ Зв}^{-1}$).

Таблица 3.3

Риск возникновения онкологических заболеваний при облучении человека.

Орган	Смертельно, Зв^{-1}	Излечимо, Зв^{-1}
Молочная железа	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$
Костный мозг	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$0,1 \cdot 10^{-3}$
Легкие	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$0,1 \cdot 10^{-3}$
Щитовидная железа	$0,5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$
Эндостальные клетки	$0,5 \cdot 10^{-3}$	$0,1 \cdot 10^{-3}$
Кожа	$0,1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$
Остальные органы	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$
Всего	$1,26 \cdot 10^{-2}$	$2,33 \cdot 10^{-2}$

3.4. Нормы радиационной безопасности

Так как деятельность человечества в настоящее время невозможна без использования радионуклидов и ионизирующих излучений, то для снижения риска возникновения негативных последствий облучения персонала условия работы с радиоактивными материалами и излучениями строго регламентируются. Международная Комиссия по радиологической защите (МКРЗ) анализирует и обобщает все достижения в области защиты от ионизирующих излучений и периодически разрабатывает соответствующие рекомендации, исходя из научных принципов. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) разрабатывает рекомендательную нормативную документацию по работе с радиоактивными веществами и ионизирующими излучениями и предлагает свои рекомендации организациям по нормированию

и научному сопровождению в качестве помощи в руководстве и реализации мер радиационной защиты, а также нормы облучения персонала и населения. **Нормы по ядерной безопасности (Nuclear Safety Standards сокращенно NUSS)** носят рекомендательный характер, поскольку Агентство не вправе навязывать то, что находится в ведении национальных органов. Тем не менее, национальные нормы большинства стран мира, в том числе Российской Федерации и Азербайджанской Республики содержат предписания, эквивалентные нормам NUSS.

В таблице 3.4 приведены разрешенные пределы доз для персонала и населения. Строго нормируются также величины загрязненности рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты (таблица 3.5).

Таблица 3.4

Основные пределы доз.

Нормируемые величины	Пределы доз	
	Персонал (группа А)	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза	150 мЗв	15 мЗв
коже	500 мЗв	50 мЗв
кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

Примечание. Персонал группы А – это сотрудники, допущенные к постоянной работе с источниками ионизирующего излучения; персонал группы Б – это вспомогательный персонал, который может находиться в зоне облучения, но непосредственно не связан с работой с источниками ионизирующего излучения. Для персонала группы Б нормы составляют ¼ от приведенных для группы А.

Таблица 3.5

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты, част/(см² мин)

Объект загрязнения	α-активные нуклиды*		β-активные нуклиды
	отдельные**	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10000

*Примечания: * Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей – суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение.*

*** К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДООА < 0,3 Бк/м³.*

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв. Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала. На период беременности и грудного вскармливания ребёнка женщины должны переводиться на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения.

К работе с источниками излучения допускаются лица не моложе 18 лет, не имеющие медицинских противопоказаний, отнесенные приказом руководителя к категории персонала группы А, прошедшие обучение по правилам работы с источником излучения и по радиационной безопасности, и получившие инструктаж по радиационной безопасности. Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение облучения населения достигается путем установления системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения. Например, при проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м³, а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. Расчет допустимых годовых выбросов и сбросов радиационных объектов должен проводиться, исходя из требования, чтобы эффективная доза для населения за

70 лет жизни, обусловленная годовым выбросом и сбросом, не превышала установленного допустимого уровня воздействия от предела дозы.

3.5. Защита от ионизирующего излучения

В случае, когда выполняется работа с источниками ионизирующего излучения, создающими мощности дозы, превышающие допустимые, требуется обеспечить ее снижение. Наиболее просто защититься от внешнего α -излучения, так как пробег α -частиц в веществах достаточно мал. Пробег α -частиц в воздухе увеличивается от 2,5 до 10,5 см с возрастанием их энергии с 4 до 10 МэВ. Кожный покров тела человека полностью поглощает α -частицы, поэтому внешнее облучение α -частицами не представляет опасности для внутренних органов человека. Таким образом специальных защитных экранов при работе с препаратами, испускающими только α -излучение, не требуется.

Однако α -излучение очень опасно, когда радиоактивный распад происходит внутри организма. Пробег α -частиц в биологической ткани составляет несколько десятков мкм, и высокая ионизирующая способность приводит к серьезным радиационным повреждениям. Действительно, взвешивающий коэффициент при расчете эффективной дозы для α -излучения составляет 20 (таблица 3.1). Поэтому работу с препаратами α -излучателей проводят в герметичных боксах и помещениях с хорошей вентиляцией.

Проникающая способность β -излучения значительно больше, чем α -частиц. В таблице П4 Приложения приведены данные по максимальному пробегу β -излучения различных энергий в единицах мг/см². Исходя из того, что плотность воздуха составляет 1,2 мг/см³, можно легко рассчитать, что пробег β -излучения меняется в широких пределах: от нескольких сантиметров для мягких излучателей (0,6 см для ³H ($E_{\max} = 18,6$ кэВ) и 30 см для ¹⁴C ($E_{\max} = 156$ кэВ)) до нескольких метров (2,2 м для ³⁶Cl ($E_{\max} = 0,71$ МэВ) и 9 м для ⁹⁰Y ($E_{\max} = 2,27$ МэВ)).

Слой воздуха, одежда и кожный покров человеческого тела достаточно хорошо защищают от β -излучения низких энергий, однако для защиты от

жесткого высокоэнергетического излучения применяются специальные экраны, сделанные из материалов с небольшим атомным номером (оргстекло, алюминий). Это связано с тем, что в веществе с большим атомным номером возрастают радиационные потери энергии электронами, а возникающее тормозное рентгеновское излучение имеет большой пробег. Для полного поглощения β -излучения ^{32}P ($E_{\text{max}} = 1,7 \text{ МэВ}$) требуется пластинка алюминия толщиной 0,3 см или около 1 см оргстекла. Наибольшую опасность представляет попадание β -частиц в глаза, так как внешняя поверхность глаза не имеет защитного покрова, поэтому при работе с β -излучателями рекомендуется одевать защитные очки.

Дозу, получаемую кожей человека от β -излучения разной энергии, можно рассчитать из данных, приведенных в таблице 3.6, если известен **флюенс частиц Φ** :

$$\Phi = dN/d\sigma, \quad (3.6)$$

где dN – количество частиц, падающих на сферу с площадью поперечного сечения $d\sigma$. В таблице 3.6 приведены также допустимые плотности потока β -частиц.

Наиболее трудно защититься от γ -излучения. Его высокая проникающая способность требует использования защитных экранов из материалов с большим атомным номером и высокой плотностью (обычно из свинца). Расчет защиты от γ -излучения – сложная технологическая задача. Основы таких расчетов описаны во многих руководствах. Исходят из того, что если не учитывать рассеяние излучения (рассматривать так называемый «узкий» пучок), то уменьшение потока γ -излучения и создаваемой им дозы происходит по экспоненциальному закону:

Таблица 3.6

Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока β -частиц для лиц из персонала при контактном облучении кожи.

Средняя энергия β -спектра, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, 10^{-10} Зв см^2	Среднегодовая допустимая плотность потока $\text{ДПП}_{\text{перс}}$, $\text{см}^{-2} \text{с}^{-1}$
0,05	1,0	820
0,07	1,8	450
0,10	2,6	310
0,15	3,4	240
0,20	3,8	215
0,30	4,3	190
0,40	4,5	180
0,50	4,6	180
0,70	4,8	170
1,00	5,0	165
1,50	5,2	160
2,00	5,3	155

$$D_{\text{узк}} = D_0 e^{-\mu l} \quad (3.7)$$

где $D_{\text{узк}}$ - доза, создаваемая узким пучком за защитным экраном толщиной l (см или г/см²), D_0 – доза в отсутствие экрана ($l = 0$), μ - полный коэффициент ослабления γ -излучения (см⁻¹ или см²/г) (таблица П5 приложения).

Но вычисления по формуле (3.7) всегда приводят к заниженным значениям дозы γ -излучения, прошедшего через экран. Это связано тем, что в материале экрана за счет комптоновского рассеяния излучения образуется так называемый «широкий пучок», что увеличивает мощность дозы. Введением специальных поправок (фактора накопления дозы, который зависит от энергии γ -излучения, материала защиты и толщины экрана) можно уточнить получаемую величину (описано в учебных пособиях [4,5]).

В рамках данного издания отметим, что можно использовать следующий прием для расчета толщины защиты при работе с точечным источником γ -излучения. Уравнение, связывающее дозу от точечного источника (D) с его радиоактивностью (A), временем облучения (t) и расстоянием до источника (r) имеет вид:

$$D = \frac{A \Gamma_3}{r^2} t \quad (3.8)$$

где Γ_3 – керма-постоянная, которая является связующим коэффициентом, зависящим от размерностей используемых величин и приводится в справочниках. Для некоторых радионуклидов керма-постоянная приведена в приложении в таблице П7.

Исходя уравнения (3.8) следует, что для уменьшения дозы облучения можно использовать защиту временем и расстоянием. Уменьшение времени работы пропорционально уменьшает получаемую дозу, увеличение расстояния до источника излучения уменьшает дозу по закону $1/r^2$. Если изменение этих параметров не позволяет уменьшить дозу облучения до приемлемой величины, используют свинцовые экраны, толщину которых можно найти из таблиц Гусева (приведены в приложении таблица П11 приложения). Необходимо

также иметь в виду, что при проектировании защиты от ионизирующего излучения используют условие, что мощность дозы допустимого облучения была такова, чтобы за год создавалась половина от указанной в таблице 3.4 дозы. Это создает «запас прочности» для учета внутреннего облучения при поступлении радионуклидов внутрь организма. Таким образом из данных таблицы 3.4 следует, что для персонала группы А мощность эффективной дозы в помещениях постоянного пребывания персонала (продолжительность облучения 1700 ч/год) должна составлять 6,0 мкЗв/ч, а в помещениях временного пребывания (продолжительность облучения 850 ч/год) – 12 мкЗв/ч.

Проиллюстрируем такой расчет на конкретном примере. Предположим, что предстоит проводить работу с препаратом ^{60}Co радиоактивностью 10^9 Бк на расстоянии 0,5 м в помещении временного пребывания. Требуется рассчитать толщину свинцовой защиты, обеспечивающей безопасную работу в течение всего рабочего дня. Из таблицы П 1 приложения находим, что ^{60}Co испускает γ -кванты с энергией 1,17 и 1,33 МэВ, а из таблицы П 7 приложения находим керма-постоянную 84 аГр·м²/с·Бк. Рассчитаем мощность поглощенной дозы от указанного источника на расстоянии 0,5 м. Она составит 1,2 мГр/ч. Учитывая то, что взвешивающий коэффициент для γ -излучения равен 1 (таблица 3.1), мощность эффективной дозы будет равна 1,2 мЗв/ч, что в 100 раз больше допустимой величины. Согласно таблице П 11 приложения для ослабления в 100 раз γ -излучения с энергией 1.25 МэВ требуется свинцовый экран толщиной 8,45 см, с энергией 1,5 МэВ – экран толщиной 9,65 см. Так как стандартные свинцовые кирпичи имеют толщину 5 см, то для создания надежной защиты надо построить защитную стенку в два свинцовых кирпича.

4. РАДИОАКТИВНОСТЬ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Работа со значительными количествами радиоактивных материалов – удел небольшой группы людей, прошедших специальное обучение и не имеющих медицинских противопоказаний. Однако в повседневной жизни все человечество постоянно подвержено воздействию ионизирующего излучения. Причем внешний радиационный фон может очень сильно различаться. Рассмотрим основные факторы, определяющие дозу облучения населения.

Источники радиационного облучения человека можно разделить на естественные и техногенные. К естественным источникам ионизирующего излучения относятся: космическое излучение, излучение Земли, внутреннее облучение. Естественные источники облучения существовали всегда. В период возникновения жизни на Земле уровень радиационного фона был намного выше нынешнего. Вероятно, высокий радиационный фон мог быть одним из факторов, определяющим скорость эволюции. Кроме того наличие радиационного фона привело к тому, что живые организмы приспособились к существованию в такой среде, выработали механизмы защиты, если уровень облучения не очень высок.

После открытия радиоактивности в конце XIX века началось бурное развитие научных исследований в этом направлении, и достаточно быстро были разработаны различные способы использования радиоактивных материалов. Разработка и испытание ядерного оружия, а также развитие атомной энергетики и ядерной медицины привели к тому, что человечество получило дополнительные источники ионизирующего облучения. Таким образом, мы имеем три основных техногенных источника облучения: глобальные выпадения, ядерный топливный цикл, ядерная медицина.

Рассмотрим соотношение уровней естественного радиационного фона на поверхности Земли уровень от различных источников и вклад в облучение человека техногенных источников.

4.1. Космическая составляющая радиационного фона

Земля постоянно подвергается воздействию космического излучения. Главным источником этого излучения является Солнце, но космическое излучение поступает из других источников, находящихся в Солнечной системе и вне ее (из всей нашей Галактики и даже из-за ее пределов).

Первичный состав космического излучения включает как заряженные частицы (электроны, протоны, альфа-частицы, более тяжелые ядра), так и нейтральные (фотоны, нейтроны). Состав заряженных частицы космического излучения таков: 85 % протоны, 12 % ядра гелия (α -частицы), около 1 % более тяжелые ядра, 2 % электроны, 0,2 % позитроны.

Свободных нейтронов в первичном космическом излучении очень мало ввиду того, что свободные нейтроны неустойчивы и превращаются в протоны с испусканием позитрона и нейтрино. Период полураспада протона составляет около 10 минут, так что в космических лучах, бомбардирующих Землю, не могут присутствовать нейтроны, испущенные далекими объектами. Например, поток нейтронов с энергией 3,3 МэВ преодолевает расстояние от Солнца до Земли ($1,5 \cdot 10^9$ км) за 100 минут. Легко рассчитать, что за это время количество нейтронов уменьшается в 10^3 раз.

В поток частиц, бомбардирующих нашу планету, входят и нейтрино. Поток нейтрино от Солнца составляет 6×10^{10} частиц/(с см^2). Однако эти частицы очень слабо взаимодействуют с веществом, свободно проходят через Землю и никак не влияют на уровень радиационного фона.

Магнитное поле Земли является защитным экраном для заряженных частиц космического излучения. Частицы с энергией менее 1 ГэВ отклоняются магнитным полем Земли и даже не достигают верхних границ атмосферы. Частицы с энергией выше 1 ГэВ (их флюенс составляет около 1 частица/(см^2 с)), достигая атмосферы, взаимодействуют с ядрами атомов вещества, в результате чего образуются новые (вторичные) частицы. Вторичные частицы взаимодействуют с ядрами вещества воздуха и образуют следующее поколение частиц. Такой процесс называется каскадным. Протон с энергией 10^{15} эВ

излучение и создает радиационный фон на уровне мирового океана в районе экватора около 35 нГр/час в основном за счет мюонов. Уровень радиационного фона увеличивается с увеличением высоты. При подъеме на 1 км мощность дозы возрастает примерно в 1,5 раза. Кроме того уровень фона зависит от широты местности. Это связано со способностью магнитного поля Земли отклонять заряженные частицы. Минимальный уровень фона в зоне у экватора между 15° северной и южной широт. В этой области годовая доза космического облучения составляет примерно 0,35 мЗв. Севернее или южнее этой зоны интенсивность космического излучения возрастает вплоть до широты 50°, достигает годовой дозы 0,5 мЗв а далее практически не меняется. Кроме того, флуктуации космического фона связаны с активностью Солнца. В таблице 4.1 приведены средние значения космического фона на различных участках Земли. Необходимо иметь в виду, что при авиаперелетах организм человека подвергается воздействию космического излучения примерно в 100-200 раз более интенсивного, чем на поверхности Земли.

Таблица 4.1

Мощность дозы космического излучения на различных высотах над уровнем мирового океана.

Место на Земле	Высота над уровнем мирового океана, м	Мощность дозы, мкЗв/ч
Каспийское море	-27	0,03
Нахичевань	910	0,05
Камаркух	2477	0,10
Базардюзю	4466	0,25
Эверест	8848	1,7
полет на самолете	10000-12000	3-7

4.2. Естественные радионуклиды

а Земле сохранилось с момента ее образования радионуклиды с большим периодом полураспада, которые называют иногда «первичными». К ним относятся, прежде всего, 3 долгоживущих радионуклида радиоактивных элементов: два изотопа урана (^{235}U , ^{238}U) и один тория (^{232}Th). Они являются родоначальниками естественных радиоактивных рядов (семейств). Еще один радиоактивный ряд практически отсутствует на Земле ввиду малого периода полураспада его родоначальника ^{237}Np (см. табл. 4.2). Схема распада радионуклидов в ряду ^{238}U представлена в таблице 1.5. Два других ряда изображены в таблицах 4.3 и 4.4. Кроме того сохранилось несколько долгоживущих радионуклидов элементов, имеющих и стабильные нуклиды. Некоторые из них приведены в таблице 4.5. Значимую радиоактивность в природных объектах могут создавать только ^{40}K и ^{87}Rb . Остальные представляют только теоретический вклад, так как из-за большого периода полураспада или низкого содержания вносят очень малый вклад в радиоактивность материалов, содержащих эти элементы.

Таблица 4.2

Природные радиоактивные ряды.

Радиоактивный ряд	Кратность массового числа	Родо-начальник ряда	Период полураспада, годы	Конечный продукт распада
Тория	$4n$	^{232}Th	$1.41 \cdot 10^{10}$	^{208}Pb
Нептуния	$4n+1$	^{237}Np	$2.14 \cdot 10^6$	^{209}Bi
Урана-радия	$4n+2$	^{238}U	$4.47 \cdot 10^9$	^{206}Pb
Урана-актиния	$4n+3$	^{235}U	$7.04 \cdot 10^8$	^{207}Pb

Таблица 4.3

Схема распада в ряду тория (нуклиды с массовым числом 4n).

Th	^{232}Th , Th торий $1,39 \cdot 10^{10}$ лет		^{228}Th , RdTh радиоторий 1,9 лет			90
Ac		^{228}Ac , MsTh1 мезоторий-2 6,13 час				89
Ra	^{228}Ra , MsTh1 мезоторий-1 6,7 лет		^{224}Ra , ThX торий-X 3,64 дня			88
Fr						87
Rn			^{220}Rn , Tn торон 54,5 сек			86
At						85
Po			^{216}Po , ThA торий-A 0,158 сек		^{212}Po , ThC' торий-C' $3 \cdot 10^{-7}$ с	84
Bi			^{212}Bi , ThC торий-C 60,6 мин			83
Pb			^{212}Pb , ThB торий-B 10,2 час		^{208}Pb , ThD торий-D стабильный	82
Tl				^{208}Tl , ThC'' торий-C'' 3,1 мин		81

Таблица 4.4

Схема распада в ряду урана-актиния (нуклиды с массовым числом $4n+3$).

U	^{235}U , AcU актиноуран 7,1 10^9 лет					92
Ra		^{231}Pa , Pa протактиний 3,2 10^4 лет				91
Th	^{231}Th , UY уран-Y 25,6 час		^{227}Th , RdAc радиоактиний 18,7 дня			90
Ac		^{227}Ac , Ac актиний 22 лет				89
Ra			^{223}Ra , AcX актиний-X 11,7 дня			88
Fr		^{223}Fr , AcK актиний-K 22 мин				87
Rn			^{219}Rn , ThA актинон 3,92 сек			86
At		^{219}At 0,9 мин		^{215}At 10^{-4} с		85
Po			^{215}Po , AcA актиний-A $1,8 \cdot 10^{-3}$ с		^{211}Po , AcC' актиний-C' 0,52 с	84
Bi		^{215}Bi 8 мин		^{211}Bi , AcC актиний-C 2,1 мин		83
Pb			^{211}Pb , AcB актиний-B 36,1 мин		^{207}Pb , AcD актиний-D СТАБИЛЬНЫЙ	82
Tl				^{207}Tl , AcC'' актиний-C'' 4,8 мин		81

Таблица 4.5

Радионуклиды стабильных элементов, изначально присутствующие на Земле.

Радионуклид	Период полураспада, годы	Излучение, сопровождающее распад (энергия излучения, МэВ)	Доля изотопа в природной смеси, %	Среднее содержание в земной коре, г/т
^{40}K	$1.3 \cdot 10^9$	β^- (1,33), К-захват γ (1,45)	0,0117	3,0
^{87}Rb	$4.9 \cdot 10^{10}$	β^- (0,28), γ (0,39)	27,8	41,6
^{115}In	$6,9 \cdot 10^{14}$	β^- (0,63)	95,8	0,24
^{138}La	$1.0 \cdot 10^{11}$	β^- (1,0) γ (0,8) К-захват γ (1,43)	0,09	0,026
^{147}Sm	$1.1 \cdot 10^{11}$	α	15,0	1,2
^{144}Nd	$2 \cdot 10^{15}$	α	23,8	8,9
^{150}Nd	$5 \cdot 10^{10}$	β^- (0,011)	5,6	2,1
^{176}Lu	$4 \cdot 10^{10}$	β^- (0,22) γ (0,18)	2,6	0,21
^{180}W	$2 \cdot 10^{17}$	α (3,2)	0,13	0,0016

Под действием корпускулярного космического излучения в атмосфере Земли образуются радионуклиды с небольшими периодами полураспада – космогенные радионуклиды (см. табл. 4.6). Скорость образования этих радионуклидов постоянна, поэтому на Земле установилось динамическое равновесие, когда скорость их распада равна скорости образования. Радиоактивность некоторых из них достигает величин, которую можно зарегистрировать. Образующиеся в атмосфере радионуклиды распределяются в атмосфере, поступают в гидросферу и литосферу, усваиваются растениями и животными. В результате с воздухом и пищей эти радионуклиды попадают в организм человека, что приводит к созданию дозы внутреннего облучения.

Таблица 4.6					
Радионуклиды, образующиеся на Земле под действием космического излучения.					
Радио- нуклид	Ядерные реакции, приводящие к образованию радионуклида	Период полу- распада, годы	Скорость образования, ат./см ² с)	Равновесное количество на Земле, г	Равновесная радио- активность
³ H	¹⁴ N (n, ³ H) ¹² C ¹⁶ O (n, ³ H) ¹⁴ N	12,3	0,25	3,5 10 ³	1,25 ЭБк* 34 МКи
⁷ Be	¹⁴ N (p, 2α) ⁷ Be	0,145	0.081	3,2	42 ПБк 1,1 МКи
¹⁰ Be	реакции скалывания на ядрах ¹⁴ N, ¹⁶ O	1,5 10 ⁶	0,045	4,8 10 ⁸	0,42 ЭБк 11 МКи
¹⁴ C	¹⁴ N (n, p) ¹⁴ C	5730	2,5	7,5 10 ⁷	12,4 ЭБк 0,33 ГКи
²² Na	⁴⁰ Ar(расщ.) ²² Na	2,6	8,6 10 ⁻⁵	1,9	0,44 ПБк 12 кКи
²⁶ Al	²⁶ Mg(p,n) ²⁶ Al	7,4 10 ⁵	1,4 10 ⁻³	1,1 10 ⁶	0,76 ПБк 20 кКи
³² Si	⁴⁰ Ar(расщ.) ³² Si	500	1,6 10 ⁻⁴	1400	1,16 ПБк 31 кКи
³⁵ S	⁴⁰ Ar(расщ.) ³⁵ S	0,24	1,4 10 ⁻³	4,5	7,08 ПБк 0,19 МКи
³⁶ Cl	⁴⁰ Ar(p, ³ He) ³⁶ Cl	3,1 10 ⁵	1,1 10 ⁻³	1,5 10 ⁶	1,78 ПБк 48 кКи
³⁹ Ar	³⁹ K(n,p) ³⁹ Ar ³⁸ Ar (n,2n) ³⁹ Ar ⁴⁰ Ar (n,γ) ³⁹ Ar	270	5,6 10 ⁻³		
⁵³ Mn	⁵⁶ Fe (p, α) ⁵³ Mn	2 10 ⁶	< 10 ⁻⁷		
⁵⁹ Ni	⁵⁹ Co (p, n) ⁵⁹ Ni	8 10 ⁴	< 10 ⁻⁷		
⁸¹ Kr	⁸⁰ Kr (n,γ) ⁸¹ Kr ⁸² Kr (n,2n) ⁸¹ Kr	8 10 ⁵	10 ⁻⁵		

*Примечание * Во время ядерных испытаний (1953-1962 г.г.) в атмосферу поступило 240 ЭБк трития. В настоящее время его радиоактивность снизилась до 15 ЭБк.*

Радионуклиды радиоактивных семейств находятся в основном в литосфере, что обуславливает γ -составляющую радиационного фона на поверхности Земли. Из-за неравномерности распределения этих радионуклидов создаваемый ими радиационный фон может сильно варьироваться. Большая часть населения Земли живет в местности с дозой облучения от 0,3 до 0,6 мЗв в год. Однако имеются территории, где уровень фона значительно выше. Например, в Бразилии в 200 километрах к северу от Сан-Пауло есть небольшая возвышенность, где уровень радиации в 800 раз превосходит средний и там доза облучения достигает 260 мЗв в год. На пляжах, образованных монацитовыми песками, содержащими торий, доза облучения достигает 4 мЗв в год. Такие пески имеются на юго-западе Индии и в некоторых местах побережья Азовского моря.

Радиоактивность мирового океана определяется в основном ^{40}K . Меньший вклад вносят ^{87}Rb , радионуклиды урана с продуктами распада (таблица 4.7).

Таблица 4.7

Радиоактивность природных вод (Бк/л), создаваемая первичными радионуклидами .

Радио- нуклид	Дождевая вода	Озера, реки	Грунтовые воды	Океан
^{40}K	0,016	0,26	0,04	11
^{87}Rb	-	0,0015	-	1,1
^{222}Rn	4	0,8	37	0,001
^{226}Ra	-	0,005	0,04	0,001
^{230}Th	-	0,0026	-	$2 \cdot 10^{-6}$
^{232}Th	-	0,0001	0,0005	$4 \cdot 10^{-8}$
^{238}U	-	0,011	0,14	0,033

Естественная радиоактивность океанов.

Радионуклид	Удельная радиоактивность	Радиоактивность океана		
		Тихий	Атлантический	Все океаны
^{40}K	11 Бк/л	7,4 ЗБк	3,3 ЗБк	14 ЗБк
^{87}Rb	1,1 Бк/л	0,7 ЗБк	0,33 ЗБк	1,3 ЗБк
^{238}U	33 мБк/л	22 ЭБк	11 ЭБк	41 ЭБк
^{14}C	5 мБк/л	3 ЭБк	1,5 ЭБк	6,7 ЭБк

Учитывая то обстоятельство, что океаны покрывают значительную часть планеты, и объем воды в них составляет $1,24 \cdot 10^9 \text{ км}^3$, то суммарная радиоактивность первичных и космогенных радионуклидов в океанах достигает гигантских величин (таблица 4.8).

Радиоактивность дождевой воды и грунтовых вод в большинстве случаев зависит от содержания в них ^{222}Rn . Радон – благородный газ, поэтому его радионуклиды (^{222}Rn и ^{220}Rn) представляют наибольшую опасность при облучении человека. ^{222}Rn образуется при распаде ^{226}Ra , имеет период полураспада 3,82 суток и может накапливаться в воздухе в значительных количествах. ^{220}Rn находится в цепочке распада ^{232}Th , и имеет собственное название «торон». Его период полураспада намного меньше, чем ^{222}Rn (55,6 с), поэтому его концентрация в атмосфере и воде намного ниже. Радон и торон способны выделяться из твердых пород и строительных материалов в воздух (эманировать), и вместе с продуктами распада создают основную дозу внутреннего облучения человека. Подробнее о вкладе радона в дозу облучения человека и методах его контроля будет рассказано в главе 6.

Помимо внешнего облучения человек постоянно подвергается действию излучения радионуклидов, находящихся внутри организма. Здесь наибольший вклад оказывает корпускулярное излучения, так как α - и β -частицы вызывает сильную ионизацию биологических тканей и практически полностью

поглощаются внутри организма. В то же время вклад в создаваемую дозу от внутреннего γ -облучения намного меньше, и его обычно не учитывают. В таблице 4.9 приведен список радионуклидов, создающих дозу внутреннего облучения человека. Необходимо отметить, что доза рассчитывалась на весь организм, исходя из равномерного распределения радионуклида в нем. При расчете эквивалентной дозы учитывались разные взвешивающие коэффициенты для α - и β -излучений (таблица 3.1). Радиоактивность человека составляет около 10 кБк и определяется в основном двумя радионуклидами ^{40}K и ^{14}C . Более высокая энергия β -излучения ^{40}K приводит к тому, что именно этот радионуклид является основным «дозообразующим» при внутреннем облучении человека. Однако величина этой дозы $\sim 0,2$ мЗв/год совершенно безопасна, а богатые калием продукты полезны для поддержания здорового состояния организма, так как калий необходим для протекания многих биохимических процессов, и его концентрация в клетках должна поддерживаться на уровне 0,14 моль/л.

Таблица 4.9

Среднее содержание радионуклидов в организме человека массой 70 кг и создаваемые ими эквивалентные дозы облучения.

Радионуклид	Количество, мг	Радио-активность, Бк	Доза облучения, мкЗв/год
^{40}K	22	5600	190
^{87}Rb	280	870	6,9
^{14}C	$1,5 \cdot 10^{-5}$	2900	13
^{238}U	0,09	1,1	6,8
^{232}Th	0,03	0,11	0,7
^{226}Ra	$3,1 \cdot 10^{-8}$	1,1	8,0

В таблицу не включены данные по ^{222}Rn и ^{220}Rn ввиду того, что содержание этих радионуклидов может сильно варьироваться в зависимости от

условий проживания человека. О создаваемой в организме человека дозе под действием излучения ^{222}Rn и ^{220}Rn и продуктов их распада будет рассказано в разделе 4.4.

4.3. Техногенные радионуклиды

Можно выделить следующие источники техногенных (созданных человечеством в результате своей деятельности) радионуклидов:

ядерные взрывы;

эксплуатация атомных электростанций;

деятельность предприятий ядерного топливного цикла;

аварийные ситуации.

Радионуклиды после ядерного взрыва образуются за счет деления ядерного горючего (изотопов урана и плутония) и нейтронной активации вещества. Последний процесс особенно существенен при взрывах термоядерных зарядов, когда создаются очень мощные потоки нейтронов. Например, при испытании термоядерной бомбы мощностью 1 Мт за счет реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ в атмосфере образуется $3,2 \cdot 10^{26}$ атомов ^{14}C , радиоактивностью 1,2 ПБк. Также в окружающей среде остаются не вступившие в реакцию исходные ядерные материалы. Продукты ядерного деления представляют собой смесь более чем 200 радиоактивных изотопов 36 элементов (от Zn до Gd). Существенную опасность представляют долгоживущие продукты деления. Некоторые из них приведены в таблице 4.10.

В период проведения массовых испытаний ядерного и термоядерного оружия (конец 50-х – начало 60-х годов XX века) в окружающую среду поступило большое число радионуклидов, в основном за счет воздушных испытаний. Их суммарная радиоактивность была около 2 ЗБк. Существенное загрязнение окружающей среды в результате этих взрывов подтолкнуло США, СССР и Великобританию к подписанию в 1963 году Международного договора о запрещении ядерных испытаний в атмосфере, под водой и в космосе. Далее

эти страны проводили только подземные испытания ядерного оружия, когда большая часть радионуклидов оставалась в полости взрыва. Несколько наземных испытаний ядерного оружия провели только Франция и Китай, последнее было осуществлено в Китае в 1980 году. В начале 90-х годов XX века СССР, США и Великобритания вообще прекратили ядерные испытания. 24 сентября 1996 года был подписан Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний, к которому присоединились также Франция и Китай. Однако в 1998 году по 2 подземных испытания провели Индия и Пакистан, а в 2006 и 2009 годах – КНДР.

После прекращения наземных и воздушных испытаний ядерного оружия концентрация выброшенных радионуклидов стала снижаться за счет естественного распада, а для нуклидов, находящихся в виде лабильных химических соединений, за счет изотопного разбавления в водах мирового океана (тритий и ^{14}C). На рис. 4.2 и 4.3 приведены тенденции изменения концентрации этих радионуклидов в некоторых точках Земли.

Таблица 4.10

Образование некоторых продуктов деления при ядерном взрыве

Элемент	Период полураспада	Выход на одно деление, %	Активность на 1 Мт, ПБк
^{89}Sr	50,5 сут	2,56	590
^{90}Sr	28,6 лет	3,5	3,9
^{95}Zr	64 сут	5,07	920
^{103}Ru	39,5 сут	5,2	1500
^{106}Ru	368 сут	2,44	78
^{131}I	8 сут	2,90	4200
^{136}Cs	13,2 сут	0,036	32
^{137}Cs	30,2 лет	5,57	5,9
^{140}Ba	12,8 сут	5,18	4700
^{141}Ce	32,5 сут	4,58	1600
^{144}Ce	284 сут	4,69	190

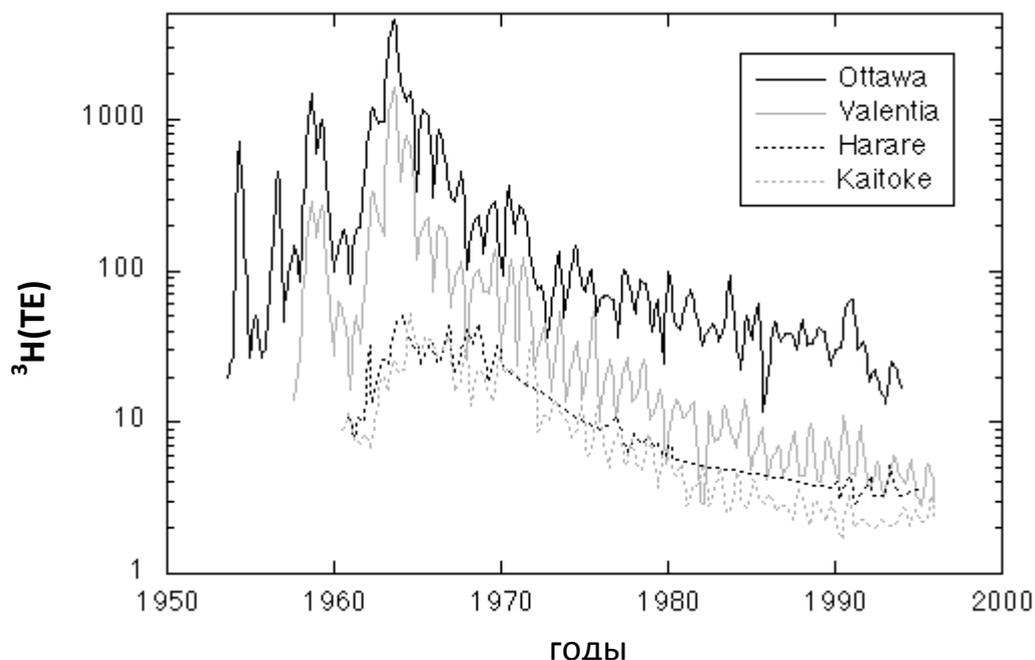


Рис. 4.2. Изменение концентрации трития в атмосферных осадках по данным наблюдений на станциях слежения: Оттава (Канада), Валентия (Ирландия), Хараре (Зимбабве), Кайтоке (Новая Зеландия). Данные в тритиевых единицах (ТЕ). 1 ТЕ соответствует отношению изотопов $^3\text{H}:^1\text{H} = 1:10^{18}$. Удельная радиоактивность 1ТЕ воды равна 0,118 Бк/л.

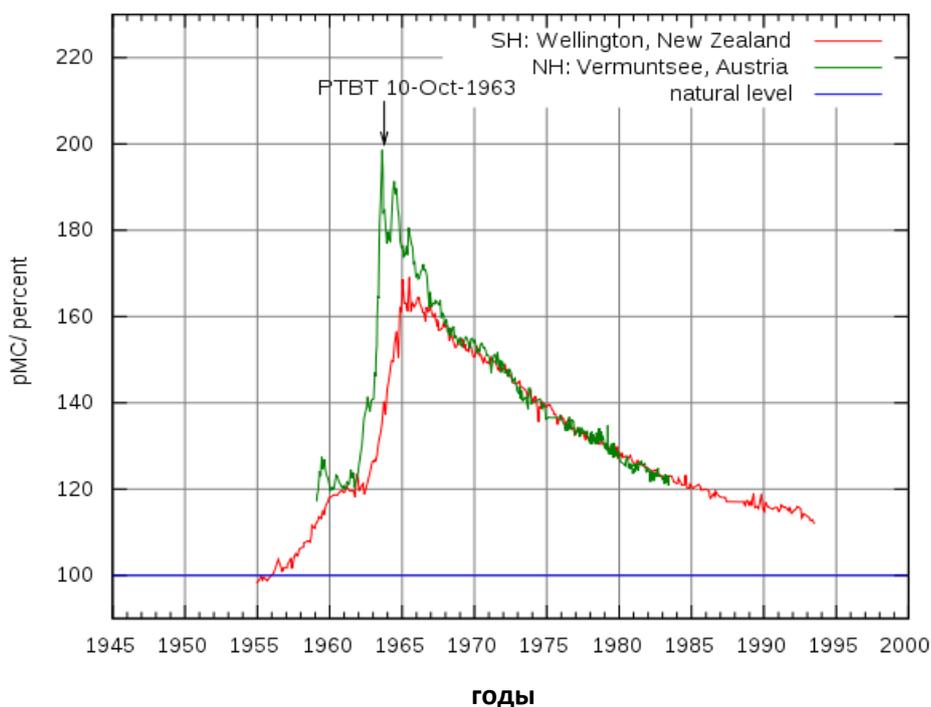


Рис. 4.3. Изменение удельной радиоактивности ^{14}C в составе углекислого газа атмосферы в % от естественного уровня «доядерной эры». Измерения станций слежения в Новой Зеландии и Австрии.

Производство ядерного оружия сопровождалось операциями по добыче руды, ее переработке, обогащения урана изотопом ^{235}U , наработкой оружейного плутония на реакторах, выделения плутония на радиохимических заводах. В годы создания ядерного оружия об экологической опасности этих производств мало беспокоились. Во многих странах практиковался сброс жидких отходов в моря и реки и затопление отходов в Тихом и Атлантическом океанах. Например, британские предприятия комплекса Селлафильд проводили плановые сбросы низкорadioактивных отходов в Ирландское море. В СССР предприятия по переработке облученного топлива и производству плутония сбрасывали жидкие отходы в реки и озера бассейна реки Обь и Енисей. Озеро Карачай, в которое сбрасывались отходы ПО «Маяк», содержит сейчас около 4,4 ЭБк различных радионуклидов. В настоящее время активно ведутся работы по полной изоляции этого водоема, чтобы предотвратить дальнейшее распространение радионуклидов в окружающей среде.

Производственные мероприятия ядерного топливного цикла для мирных целей (выделение урана из руды, создание тепловыделяющих элементов, собственно работа атомных электростанций, хранение и переработка ядерного топлива) выполняются с соблюдением разработанных норм и требований ядерной безопасности. Тем не менее, как и на любом другом производстве, там также могут происходить аварии. В большинстве случаев выбросы радиоактивных продуктов при этом бывают локальные и без причинения глобального ущерба экологии. Исключение составляют несколько крупных технологических аварий на атомных электростанциях. Наиболее известной является авария на Чернобыльской АЭС, которая произошла 26 апреля 1986 г. Причиной аварии явилось серьезное нарушение регламента остановки 4-го энергоблока, которая сопровождалась испытаниями особых режимов работы, а также конструктивное несовершенство реактора. В результате взрыва на четвёртом энергоблоке произошла разгерметизация реактора, и значительная часть накопившихся радионуклидов попала в окружающую среду. Тридцатикилометровая зона вокруг станции и многие участки на отдалении от

нее получили радиоактивное загрязнение. Большие площади на территории России, Белоруссии и Украины имели уровень загрязнения выше 40 кБк/м². В 200 км на северо-восток от станции образовалось загрязненное пятно с уровнем загрязнения по ¹³⁷Cs 5 МБк/м². Локальные пики загрязнения были обнаружены и на больших расстояниях, например, в центральной Скандинавии был обнаружены выпадения с радиоактивностью 100 кБк/м². Основную часть радиоактивности, выброшенной в окружающую среду при аварии на Чернобыльской АЭС, внесли изотопы инертных газов: аргона, криптона и ксенона (24 ЭБк). Однако главную опасность для здоровья населения в первые дни аварии представлял ¹³¹I, так как йод накапливался в щитовидной железе, и там создавалась высокая доза облучения. Радиоактивность ¹³¹I, попавшего в окружающую среду, составила 1,8 ЭБк. Через несколько лет, когда короткоживущие радионуклиды распались, загрязненность территорий стала определяться ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs, выброс которых составил 38 и 85 ПБк соответственно. И безусловно надо учитывать загрязнение территории долгоживущими α-излучающими радионуклидами плутония и америция, которые потенциально могут быть очень опасны при попадании внутрь организма.

Вторая по значимости авария случилась 11 марта 2011 г на японской АЭС Фукусима-1. Эта авария произошла вследствие мощного землетрясения и последующего цунами. В момент землетрясения все работающие энергоблоки были остановлены действием системы аварийной защиты, которая сработала в штатном режиме. Однако через некоторое время было прервано электроснабжение станции, в том числе и от резервных дизельных электростанций из-за последовавшего за землетрясением цунами. Нарушение работы станции в режиме охлаждения отключенных реакторов привело к выходу их из строя. В течение нескольких дней на станции произошло несколько взрывов, предположительно гремучей смеси водорода с воздухом. Кроме того произошел пожар в хранилище отработанного ядерного топлива.

Было организовано охлаждение реакторов и заполнение бассейна с отработанным ядерным топливом морской водой.

По данным агентства ядерной и промышленной безопасности Японии (NISA) с момента аварии общее количество выбросов ^{131}I и ^{137}Cs составило 0,37 ЭБк и 6,1 ПБк. То есть масштаб радиоактивного выброса оказался примерно в 10 меньше по сравнению с аварией на Чернобыльской АЭС. При учете ущерба от аварии на АЭС Фукусима-1 и ликвидации ее последствий необходимо принять во внимание, что сохраняется угроза утечки радиоактивных загрязнений в Тихий океан. Эта авария в очередной раз подтвердила, что ядерная энергетика требует очень продуманного подхода и учета самых разных даже маловероятных факторов, влияющих на безопасность работы ввиду тяжелых последствий в случае наступления чрезвычайных ситуаций.

Загрязнение окружающей среды радионуклидами происходит и при производственной деятельности, не имеющей отношения к использованию радиоактивных материалов. Например, с добычей угля, нефти, газа, минеральных удобрений, строительных материалов извлекаются также и естественные радионуклиды, которые присутствуют в них в небольших количествах. Однако масштабность этих производств дает значительные количества добываемых радионуклидов. Например, концентрация радионуклидов уранового ряда в фосфорсодержащих удобрениях меняется в пределах от 70 до 2400 Бк/кг. Мировое производство фосфорных удобрений составляет сейчас около $2 \cdot 10^8$ т/год. Это означает, что ежегодно для подкормки растений используется от десятков до сотен ТБк радионуклидов, входящих в семейство ^{238}U . Эти радионуклиды включаются в пищевые цепочки и могут поступать в организм человека.

Вторым мощным «источником» природных радионуклидов является работа тепловых электростанций. Сжигаемый уголь содержит естественные радионуклиды ^{40}K , ^{235}U и ^{238}U в равновесии с их продуктами распада. Известно, что 1 тонна угля содержит в среднем 3,6 г урана. Добыча и потребление угля на Земле насчитывает миллиарды тонн в год (в 2005 г потребление угля составило

7,57 10^9 тонн). Это означает, что ежегодно в распоряжение человека вместе с углем поступает уран с радиоактивностью 0,34 ПБк.

Даже экологически чистые на первый взгляд геотермальные электростанции «извлекают» из Земли попутно 0,4 ГБк ^{222}Ra при выработке 1 МВт электроэнергии. Таким образом, атомная энергетика при ее нормальном функционировании является намного более безопасным способом производства электроэнергии, так как тепловые электростанции не только выбрасывают громадные количества углекислого газа в атмосферу, создавая предпосылки к потеплению Земли за счет парникового эффекта, но и загрязняют окружающую среду радионуклидами, добытыми вместе с горючими ископаемыми.

4.4. Облучение человека и риск неблагоприятных последствий

Как уже неоднократно подчеркивалось, любой человек ежедневно подвергается действию ионизирующих излучений. В предыдущих главах этой книги рассмотрены основные источники этого излучения. Рассмотрим среднегодовые уровни доз, которые получает от них население. Безусловно, уровень облучения зависит от того, на какой территории живет человек, в каком жилище и даже от стиля его жизни. Уже сообщалось, что полеты на самолетах приводят к увеличению годовой дозы облучения человека, и для лиц, регулярно совершающих длительные перелеты, суммарная годовая доза будет существенно выше. А посещение стоматолога часто сопровождается получением рентгеновских снимков от простых дентальных до трехмерных изображений с использованием компьютерных томографов. И это тоже увеличивает дозу облучения человека.

В таблице 4.11 приведены основные пределы и средние величины доз облучения. Учитывая широкие пределы изменчивости, можно принять в первом приближении, что вклады от внешнего космического излучения, внешнего излучения окружающей среды и внутреннего облучения организма приблизительно одинаковы и в сумме дают около 1 мЗв в год. Большой вклад

вносит внутренне облучение за счет ингаляции изотопов радона и продуктов их распада, причем эта величина сильно меняется в зависимости от условий проживания.

Таблица 4.11

Оценка эквивалентной годовой дозы, получаемой человеком, мЗв.

Источник	Среднемировая доза	Типичный диапазон
Космическое излучение	0,38	0,3-1
Гамма-излучение Земли	0,48	0,3-0,6
Ингаляции (^{222}Rn , ^{220}Rn и продукты их распада)	1,3	0,2-10
Внутреннее облучение	0,24	0,2-0,8
Все природные источники	2,4	1-12,4
Медицинское облучение	0,4	0-1,6
Глобальные выпадения	0,005	
Профессиональное облучение	0,0005	
Загрязнение территорий	0,002	
Все искусственные источники	0,4	0-1,6
Всего	2,8	1-14

Вклад радиоактивных загрязнений территорий от глобальных выпадений радионуклидов – последствий испытаний ядерного оружия, а также деятельности АЭС - несравненно ниже и не превышает 0,3 % от естественных источников радиации. Конечно, локальные загрязнения, связанные с техногенными авариями, являются неприятными исключениями, однако практически не влияют на среднюю величину дозы на Земле.

Профессиональная деятельность разрешает персоналу категории А получать в год до 50 мЗв облучения. Однако, безусловно, эти предельные величины в большинстве случаев не достигаются, а количество работающих с радиоактивностью людей не так невелико, и их вклад в коллективную дозу облучения всего населения невелик.

Уровень облучения населения за счет медицинских процедур сильно разнится и зависит от уровня экономического развития страны. И здесь наблюдается любопытная корреляция: чем выше уровень медицинского обслуживания, тем больше доза получаемого облучения, и тем больше продолжительность жизни населения. Это означает, что контролируемые малые дозы облучения при медицинских обследованиях позволяют выявить многие заболевания на ранней стадии, и значит, повышает вероятность успешного лечения.

Как уже описывалось в разделе 3.3, малые дозы облучения не вызывают детерминированных отрицательных эффектов, а только повышают вероятность отдаленных последствий (стохастические эффекты). Учитывая то обстоятельство, что онкологические заболевания, вызванные облучением, наступают не сразу, практически невозможно достоверно установить причину этого заболевания. За весь период наблюдений (уже около 100 лет) не обнаружено достоверных доказательств радиогенных причин онкологических заболеваний, если доза равномерного облучения всего тела менее 200 мЗв в год. А в этой статистике учтены результаты обследования жертв атомной бомбардировки в Хиросиме и Нагасаки!

На рис. 4.4 представлена сводная зависимость риска преждевременной смерти (детерминированные и стохастические эффекты) от действия γ -излучения при равномерном облучении всего тела.

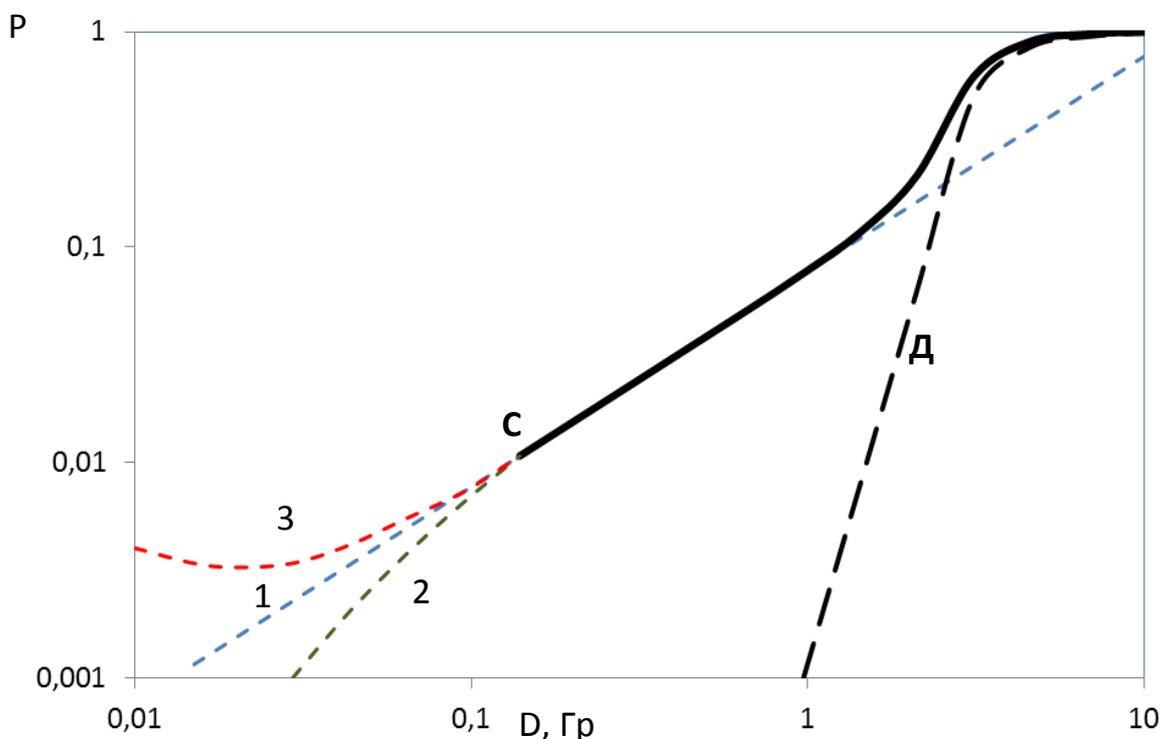


Рис. 4.4. Зависимость вероятности возникновения смертельных радиогенных эффектов от поглощенной дозы при равномерном облучении всего тела (сплошная линия). Пунктирные линии относятся: Д — детерминированные эффекты; С — стохастические эффекты. В области ниже 0,2 Гр линии проведены в соответствии с гипотезами 1 — линейной беспороговой; 2 — стимулирующего действия малых доз; 3 — сверхсильного влияния малых доз.

Примечание. Для стохастических эффектов необходимо использовать эквивалентные дозы облучения (единица измерения Зв), однако для γ -облучения всего тела поглощенная и эффективные дозы численно равны, так как взвешивающие коэффициенты равны единице (см. уравнение 3.2 и таблицу 3.1).

При больших дозах облучения причиной преждевременной смерти являются детерминированные эффекты, развивающиеся в короткие сроки после облучения (лучевая болезнь). Вероятность гибели близка к единице при дозе облучения выше 10 Гр. Доза облучения в 1 Гр вызывает острую лучевую болезнь, но вероятность выздоровления уже близка к единице. В области выше 0,2 Гр наблюдается линейная корреляция между дозой облучения и вероятностью наступления онкологических заболеваний с суммарным коэффициентом $0,05 \text{ Гр}^{-1}$.

В области доз менее 0,2 Гр нет достоверных данных о виде зависимости «доза-эффект». Поэтому Международная комиссия по радиационной защите в 1977 году предложила продлить линейную зависимость вплоть до самых малых доз, то есть была принята за основу линейная беспороговая гипотеза развития стохастических эффектов излучения (LNT – Linear Non-Threshold).

Безусловно, эта гипотеза удобна для разработки нормативных документов, регламентирующих дозы облучения населения. Но необходимо подчеркнуть, что в области малых доз облучения реакция организма на воздействие может быть совсем иной. Известен общебиологический принцип реагирования живого организма на раздражающий фактор: слабая стимуляция оказывает активизирующее действие, средняя – нормализующее, сильная – ингибирующее, сверхсильная – подавляющее и повреждающее. То есть малые дозы облучения могут быть не вредны, а скорее, наоборот, могут повышать защитно-приспособительные силы организма. В пользу существования стимулирующего и защитного эффектов малых доз облучения (гермезиса) свидетельствует пониженная заболеваемость лейкемией и среднее увеличение продолжительности жизни жертв атомной бомбардировки в Японии. Хотя и существует и другая точка зрения. Именно сверхмалые дозы облучения, как и любые слабые воздействия, могут оказывать более сильное удельное действие ввиду того, что организм не замечает его и не включает защитные механизмы. Однако последняя гипотеза не имеет достоверных доказательств.

Особо надо выделить действие корпускулярного ионизирующего излучения, прежде всего α -излучения. Малый пробег в тканях организма и высокая ионизирующая способность α -частиц приводит к тому, что при попадании внутрь организма α -излучающие радионуклиды могут создавать локальные высокие дозы облучения, например изотопы радона и продуктов распада в легких, если концентрация радона в воздухе высока. Обнаружена корреляция между содержанием радона в воздухе и вероятностью заболевания раком легких при концентрации выше 100 Бк/м^3 (рис.4.5).

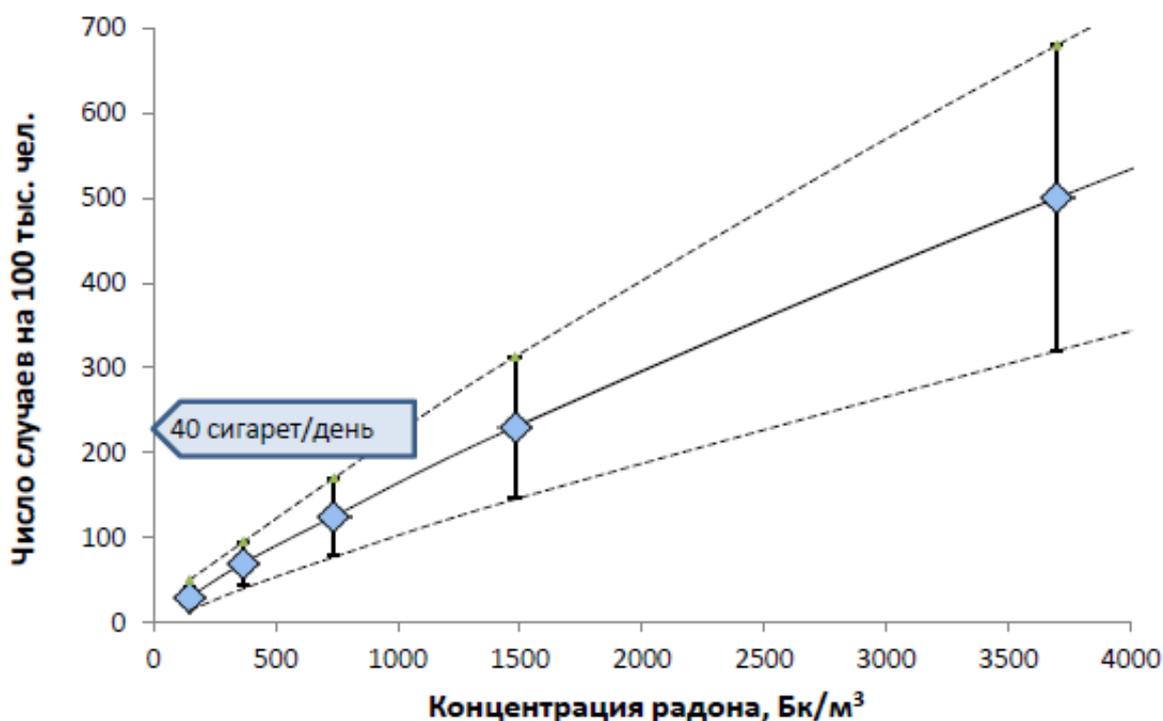


Рис. 4.5. Корреляция между содержанием радона в бытовых помещениях и смертностью от рака легких.

Поэтому при проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м^3 . В эксплуатируемых жилых и общественных зданиях при значениях объемной активности более 200 Бк/м^3 должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений.

Необходимо отметить, что курение также сильно увеличивает риск заболевания и смертность от рака легких. Исследования, проведенные Агентством по охране окружающей среды США, показали, что вероятность заболевания раком легких, вызванное действием радона и продуктов его распада, для курящих людей в три раза выше.

Сопоставим риски, связанные с различным воздействием ионизирующих излучений. В таблице 4.12 приведены оценки риска смерти от рака за 70 лет при радиационном воздействии. Если рассматривать совокупность всех рисков, которым подвергается человек (вероятность смерти составляет около $0,01 \text{ год}^{-1}$), то радиационное облучение занимает достаточно скромное место. Даже у лиц, получивших значимые дозы - ликвидаторов последствий аварии на Чернобыльской АЭС, этот риск сравним с риском погибнуть в аварии на транспорте и на порядок меньше, чем риск, которому себя подвергает себя курящий человек.

Таблица 4.12

Оценки риска смерти от рака за 70 лет при радиационном воздействии.

Вид воздействия	Доза облучения	Дополнительный риск смерти за 70 лет
Однократное облучение	0,1 Гр	0,0015
Однократный рентген грудной клетки	0,1 мГр	0,000001
Профессиональное облучение в течение 30 лет	50 мЗв/год	0,02
Естественный радиационный фон в течении 70 лет без радона	1 мЗв/год	0,001
Радон с суммой продуктов распада	2 мЗв/год	0,002

5. ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ И ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В МЕДИЦИНЕ

Ионизирующее излучение и радионуклиды стали использовать на благо человечества с момента их открытия. Как только Вильгельм Рентген обнаружил, что коротковолновое электромагнитное излучение обладает высокой проникающей способностью, и при прохождении излучения через ткани кисти на фотопластинке формируется изображение костного скелета, это явление сразу стало применяться для медицинских целей. Открытый Марией и Пьером Кюри новый радиоактивный элемент радий также достаточно быстро нашел медицинское применение для лечения злокачественных опухолей.

В настоящее время создано целое направление – ядерная медицина, которая использует радионуклиды и ионизирующие излучения как для диагностики заболеваний, так и для терапии.

Диагностика с использованием радионуклидов бывает двух видов:

- функциональная диагностика *in vivo*, которая включает однофотонную эмиссионную компьютерную томографию (ОФЭКТ) и позитрон-эмиссионную томографию (ПЭТ);
- диагностика *in vitro* – радиоиммунологический анализ.

5.1 Что такое радиофармпрепарат

Для диагностики *in vivo* и терапии используют радиофармпрепараты. Радиофармпрепарат - это химическое вещество, имеющее в своем составе радиоактивную метку, способное включаться в естественный метаболизм при его введении в организм и приготовленное в соответствии с правилами, установленными для медицинских препаратов. Если в качестве радиоактивной метки используют радионуклиды биогенных элементов, то созданный радиофармпрепарат является полным аналогом исходного соединения. Такие радиофармпрепараты можно получить, используя ультракороткоживущие радионуклиды ^{11}C , ^{15}O , ^{13}N . Радиофармпрепараты, содержащие в своем составе радионуклиды элементов середины и конца Периодической системы, обычно

состоят из молекулы-вектора, определяющей физиологическую активность препарата, и радиоактивного маркера.

Радиофармпрепарат должен обладать высокой специфичностью к поглощению и фиксации в критическом органе, поэтому он должен участвовать в биохимических, метаболических или физиологических процессах. Количество вводимого в организм радиофармпрепарата для радионуклидной диагностики должно быть таково, чтобы регистрируемая радиоактивность была достаточна для проведения диагностики, но дозовая нагрузка на пациента и токсичность препарата были минимальны. При разработке радиофармпрепарата необходимо добиться, чтобы при его применении обеспечивалось максимальное отношение регистрируемого сигнала в исследуемом органе к фону, а также создавался высокий градиент распределения между нормальной и патологической зонами.

Диагностическая ядерная медицина *in vivo* использует безопасные и безболезненные методы для получения изображения органов. Препарат вводится обычно в кровь пациента, и через некоторое время проводится его обследование на современных детекторах излучений, которые дают пространственное распределение радионуклида по органам и тканям. Диагностика с радиофармпрепаратами позволяет обнаруживать нарушения деятельности органов намного раньше анатомических изменений, и выявляемых другими диагностическими тестами (рентген, компьютерная томография, ЯМР, УЗИ). Поэтому развитие методов диагностики с помощью радиофармпрепаратов очень перспективно, так как раннее обнаружение патологических изменений позволяет приступить к лечению, когда оно наиболее эффективно и повышается благоприятный прогноз, что особенно важно при онкологических и кардиологических заболеваниях.

5.2 Однофотонная эмиссионная компьютерная томография

Основным методом исследования в ядерной диагностике является регистрация γ -излучения радиофармпрепаратов с помощью специальных детекторов (гамма-камер) – однофотонная эмиссионная компьютерная томография (ОФЭКТ). В качестве регистрирующих устройств в гамма-камере используют сцинтилляционные детекторы, регистрирующие γ -излучение, принцип работы которых описан в разделе 2.2. Применение сборки детекторов со специальными коллиматорами позволяет осуществить восстановление координат испускания радионуклида и, таким образом, определить пространственное распределение радионуклида в теле пациента. Для проведения такого исследования требуются γ -излучатели с относительно невысокой энергией. Оптимально использовать радионуклиды с энергией γ -квантов 100-200 кэВ и периодом полураспада от нескольких минут до нескольких дней. Набор радионуклидов, которые могут быть использованы, достаточно велик (см. таблицу 5.1). На практике в настоящее время наиболее широко используются ^{99m}Tc и ^{201}Tl . В США 80 % и 13 % всех диагностических процедур проводится с этими радионуклидами. Кроме того используются ^{123}I , ^{111}In , ^{51}Cr , ^{67}Ga , ^{81m}Kr , ^{131}I .

Так как для диагностики требуются радионуклиды с относительно небольшим периодом полураспада, то очень перспективным является разработка специальных генераторов, в которых дочерний радионуклид будет применяться для диагностики, а большой период полураспада материнского радионуклида обеспечит работу генератора длительное время. В главе 1 разбирался пример генератора ^{99m}Tc .

Кроме того для получения генераторов, пригодных для ОФЭКТ, можно использовать следующие пары радионуклидов:

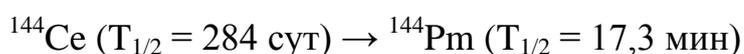
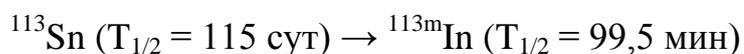
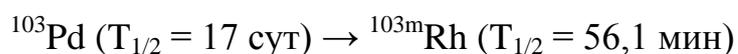


Таблица 5.1

Радионуклиды, которые можно использовать в ОФЭКТ.

Радионуклид	Период полураспада	Энергия γ -излучения, кэВ	Радионуклид	Период полураспада	Энергия γ -излучения, кэВ	Радионуклид	Период полураспада	Энергия γ -излучения, кэВ
^7Be	53,2 сут	478	$^{81\text{m}}\text{Kr}$	13 с	190	^{128}Cs	3,6 мин	441
^{28}Mg	21,1 ч	401	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4,5 ч	151	^{129}Cs	32,1 ч	372
^{28}Al	2,2 мин	1779	^{81}Rb	4,6 ч	190	$^{133\text{m}}\text{Ba}$	38,9 ч	276
^{38}Cl	37,2 мин	1642	^{85}Sr	64,8 сут	514	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	2,6 мин	662
^{43}K	22,6 ч	373	$^{87\text{m}}\text{Sr}$	2,8 ч	388	^{134}La	6,5 мин	605
^{47}Sc	3,4 сут	159	$^{89\text{m}}\text{Y}$	16,1 с	909	^{139}Ce	138 сут	166
^{51}Cr	27,7 сут	320	$^{90\text{m}}\text{Nb}$	18,8 с	122	^{140}Pr	3,4 мин	307
^{54}Mn	312,2 сут	835	^{95}Tc	20,0 ч	766	^{144}Pr	17,3 мин	697
^{52}Fe	8,3 ч	169	$^{97\text{m}}\text{Tc}$	89 сут	96,5	^{157}Dy	8,1 ч	326
^{59}Fe	44,5 сут	1099	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6,0 ч	141	^{167}Tm	9,3 сут	208
^{55}Co	17,5 ч	477	^{97}Ru	2,9 сут	216	^{169}Yb	32 сут	63
^{57}Co	272 сут	122	$^{103\text{m}}\text{Rh}$	56,1 мин	40	^{172}Lu	6,7 сут	1094
^{62}Cu	9,7 мин	1173	$^{109\text{m}}\text{Ag}$	39,6 с	88	^{178}Ta	9,3 мин	93
^{64}Cu	12,7 ч	1346	^{111}In	2,8 сут	171	$^{183\text{m}}\text{W}$	5,2 с	108
^{67}Cu	61,8 ч	185	$^{113\text{m}}\text{In}$	99,5 мин	392	$^{191\text{m}}\text{Ir}$	4,9 с	129
^{62}Zn	9,3 ч	597	$^{115\text{m}}\text{In}$	4,5 ч	336	$^{195\text{m}}\text{Pt}$	4,0 сут	130
$^{69\text{m}}\text{Zn}$	13,9 ч	439	$^{117\text{m}}\text{Sn}$	13,6 сут	159	$^{195\text{m}}\text{Au}$	30,5 с	262
^{66}Ga	9,4 ч	1039	^{117}Sb	2,8 ч	159	$^{197\text{m}}\text{Au}$	7,8 с	279
^{67}Ga	61,8 ч	185	^{118}Sb	3,6 мин	1230	^{198}Au	2,7 сут	412
^{72}As	26 ч	834	^{121}Te	16,8 сут	573	^{197}Hg	64,1 ч	77
^{74}As	17,8 сут	596	$^{123\text{m}}\text{Te}$	119,7 сут	159	$^{197\text{m}}\text{Hg}$	23,8 ч	134
^{72}Se	8,4 сут	46	^{123}I	13,3 ч	159	^{203}Hg	46,7 сут	279
^{73}Se	7,2 ч	361	^{131}I	8,1 сут	365	^{199}Tl	7,4 ч	455
^{75}Se	120 сут	136	^{132}I	2,3 ч	668	^{201}Tl	72,9 ч	167
$^{77\text{m}}\text{Se}$	17,4 с	162	^{127}Xe	36,4 сут	203	^{203}Pb	52,0 ч	279
^{77}Br	56 ч	239	$^{127\text{m}}\text{Xe}$	70 с	125	^{204}Bi	11,2 ч	6687
$^{79\text{m}}\text{Kr}$	50 с	130	^{133}Xe	5,3 сут	81	^{206}Bi	6,2 сут	203

5.3 Позитронная эмиссионная томография

Вторым диагностическим методом, используемым в ядерной медицине, является позитронная эмиссионная томография (ПЭТ). Его другое название - двухфотонная эмиссионная томография. ПЭТ - это радионуклидный томографический метод исследования внутренних органов человека или животного, основанный на регистрации пары γ -квантов, возникающих при аннигиляции позитронов. Позитроны возникают при β^+ -распаде радионуклида, входящего в состав радиофармпрепарата. Условная схема процессов, протекающих в веществе после распада позитрон-излучающего радионуклида, представлена на рис. 5.1 на примере ^{11}C . Позитрон теряет свою энергию, возбуждая и ионизируя молекулы и атомы среды. В конце своего пути он в ненадолго образует псевдоатом – позитроний, который существует менее 1 наносекунды, после чего электрон и позитрон аннигилируют. Аннигиляционные γ -кванты вылетают в противоположных направлениях, что повышает разрешающую способность метода, а использование различных меченых соединений позволят выявлять функциональные нарушения в органах на самых ранних стадиях заболевания.

В ПЭТ используют радионуклиды с очень маленьким периодом полураспада. Поэтому ПЭТ-центр включает в себя 3 лаборатории:

- физическая лаборатория с циклотроном, где производится наработка радионуклида;

- радиохимическая лаборатория, где за короткое время проводят синтез меченого соединения, его выделение, очистку и сертификацию (определение химической и радиохимической чистоты и других параметров, предъявляемых к радиофармпрепаратам);

- клиника с томографом, в которой производится введение радиофармпрепарата в организм пациента и последующее сканирование.

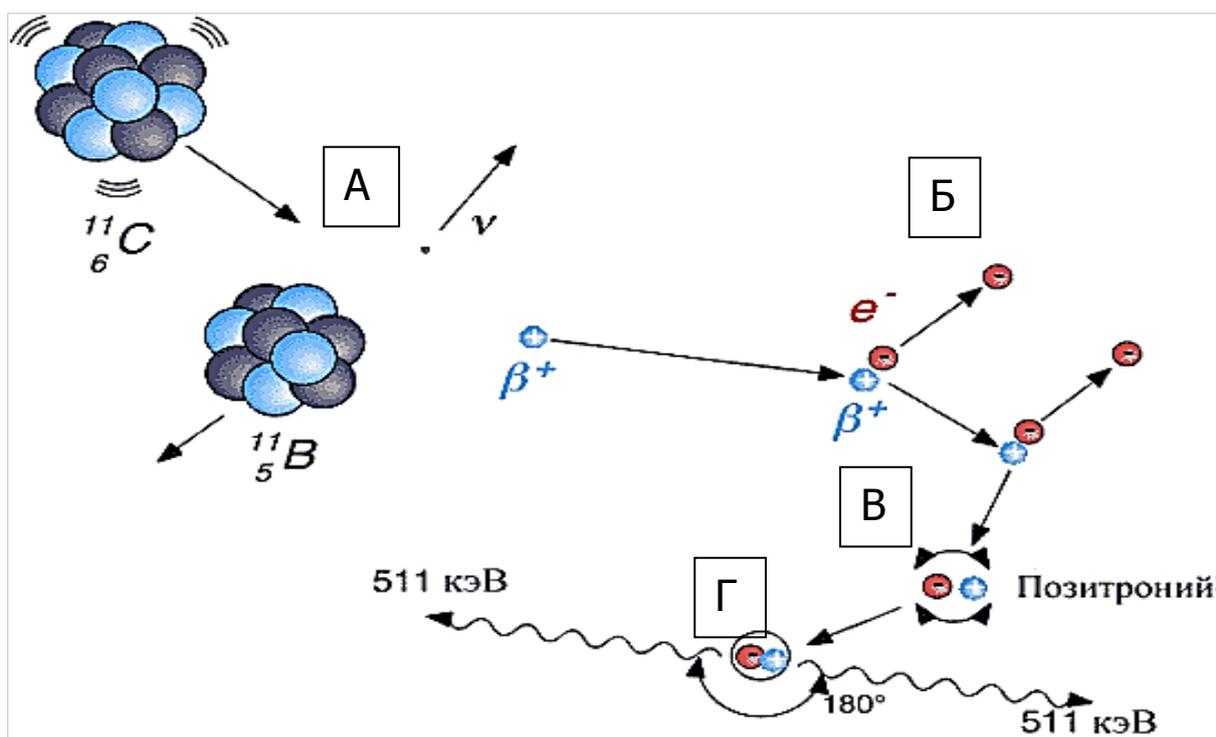


Рис. 5.1. Схема, иллюстрирующая процессы, протекающие в веществе после распада ^{11}C :

- (А) радиоактивный распад $^{11}\text{C} \rightarrow ^{11}\text{B} + \text{e}^+ + \nu_{\text{e}}$;
- (Б) пробег позитрона с потерей кинетической энергии;
- (В) образование позитрония;
- (Г) аннигиляция.

Потенциал ПЭТ в значительной степени определяется арсеналом разработанных радиофармпрепаратов. Большой выбор подходящих радиофармпрепаратов позволяет изучать с помощью ПЭТ такие разные процессы, как метаболизм, транспорт веществ, лиганд-рецепторные взаимодействия, экспрессию генов и так далее. Использование радиофармпрепаратов, относящихся к различным классам биологически активных соединений, делает ПЭТ достаточно универсальным инструментом современной медицины. Поэтому разработка новых радиофармпрепаратов и эффективных методов их синтеза является ключевым этапом в развитии метода ПЭТ.

Набор радионуклидов, активно используемых в ПЭТ, представлен в табл. 5.2. Их получают с помощью циклотронных ускорителей по ядерным реакциям, приведенным в этой же таблице

Таблица 5.2.

Ядерно-физические характеристики основных радионуклидов для ПЭТ.

Радио- нуклид	Ядерная реакция получения	Период полураспада, мин	Макс. энергия излучения, МэВ	Средний пробег позитрона в воде, мм
^{11}C	$^{14}\text{N}(p,\alpha)^{11}\text{C}$	20,4	0,960	1,7
^{13}N	$^{16}\text{O}(p,\alpha)^{13}\text{N}$	9,96	1,198	2,0
^{15}O	$^{14}\text{N}(d,n)^{15}\text{O}$ $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$	2,03	1,732	2,7
^{18}F	$^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ $^{20}\text{Ne}(d,\alpha)^{18}\text{F}$	109,8	0,633	1,4

В связи с малыми периодами полураспада ^{13}N и ^{15}O , эти радионуклиды в основном применяются в составе простых соединений: $[^{15}\text{O}]\text{O}_2$, $[^{15}\text{O}]\text{CO}$, $[^{15}\text{O}]\text{CO}_2$, $[^{15}\text{O}]\text{H}_2\text{O}$ и $[^{13}\text{N}]\text{NH}_3$. Синтез таких радиофармпрепаратов обычно проводится непосредственно в мишени циклотрона.

Наибольший интерес для разработки радиофармпрепаратов для ПЭТ представляют ^{11}C и ^{18}F . Период полураспада этих изотопов позволяет проводить синтез достаточно сложных соединений.

При получении ^{11}C по ядерной реакции $^{14}\text{N}(p,\alpha)^{11}\text{C}$ в зависимости от состава облучаемой газовой смеси метка стабилизируется либо в форме $[^{11}\text{C}]\text{CO}_2$, либо в форме $[^{11}\text{C}]\text{CH}_4$. Из этих соединений может быть получен целый ряд других соединений, схема синтеза простейших соединений, которые можно ввести в более сложные химические структуры, представлена на рис 5.2.

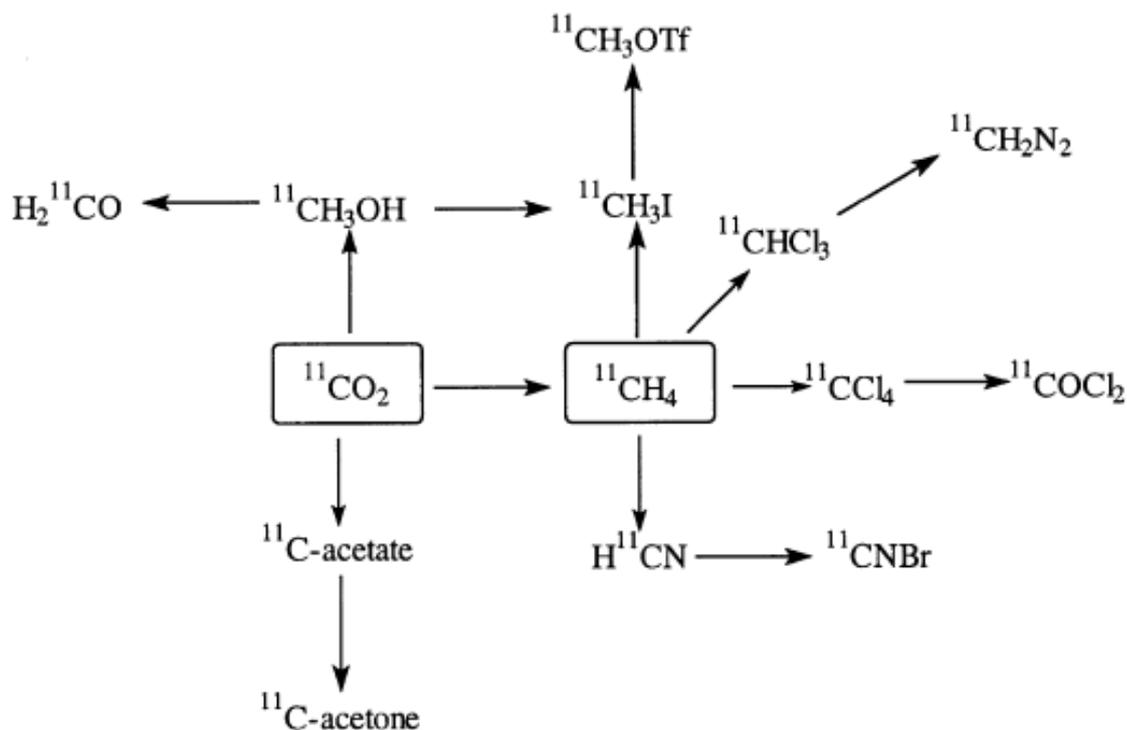


Рис. 5.2. Схема синтеза простейших синтонов, меченных ^{11}C .

^{18}F обладает оптимальными характеристиками для использования в ПЭТ: наибольшим периодом полураспада и наименьшей энергией излучения. Низкая энергия позитронного излучения обеспечивает высокое пространственное разрешение ПЭТ-изображений. С другой стороны, период полураспада ^{18}F достаточно велик, чтобы обеспечить возможность транспортировки радиофармпрепаратов на основе ^{18}F из централизованного места производства в клиники и институты, имеющие ПЭТ-сканеры, а также расширить временные границы ПЭТ-исследований и синтеза радиофармпрепарата

Создание радиофармпрепаратов на основе ^{18}F сопряжено с рядом трудностей. Во-первых, фтор не входит в состав эндогенных соединений и тем самым введение фтора в биологически активные соединения может неожиданным образом сказаться на их биохимических свойствах. Хотя иногда такое изменение свойств может оказаться благоприятным. Например,

важнейший из радиофармпрепаратов 2-[^{18}F]фтор-2-дезоксид-глюкоза (^{18}F ФДГ) позволяет изучать региональную скорость утилизации глюкозы, хотя химически отличается от нее. Замена гидроксильной группы в молекуле глюкозы атомом фтора приводит к тому, что ^{18}F ФДГ транспортируется в ткани аналогично глюкозе, однако в клетках метаболизм ^{18}F ФДГ останавливается на стадии фосфорилирования, что приводит к накоплению ^{18}F ФДГ в областях повышенного энергетического метаболизма глюкозы. Поэтому распределение ^{18}F ФДГ в тканях организма описывается в рамках простой фармакокинетической модели, и данные ПЭТ исследования могут быть достаточно легко интерпретированы. Во-вторых, введение фтора в органические молекулы является трудной задачей органической химии. Необходимо также заметить, что многие синтетические подходы к получению фторорганических соединений не применимы в радиохимическом синтезе соединений меченных фтором-18, вследствие его специфики – работы с микроколичествами ^{18}F , необходимости экспрессных методов синтеза и выделения продуктов, необходимость автоматизации и так далее.

5.4 Радиоиммунный анализ

Радиоиммунный анализ (РИА) представляет отдельное направление радионуклидной медицинской диагностики, и является одним из методов количественного определения физиологически активных веществ в биологических жидкостях. РИА основывается на конкурентном связывании искомым стабильных и аналогичных им меченных радионуклидом веществ со специфическими связывающими системами, с последующей их регистрацией на радиоспектрометрах. Таким образом, главное отличие радиоиммунного анализа от иммуноферментного анализа заключается в том, что вместо фермента антитело помечается радионуклидом. Для метки антител или антигенов чаще всего используется ^{125}I . Широкое признание и популярность метод получил в 80-е годы, особенно для определения маркеров HBV и других

некультивируемых вирусов. С помощью РИА активно проводятся исследования состояния щитовидной железы, а также по содержанию определенного типа гормонов можно идентифицировать наличие онкологии.

5.5 Методы терапии в ядерной медицине

В современной ядерной медицине используют несколько подходов к лечению заболеваний, прежде всего онкологических, с помощью действия ионизирующих излучений. Главная задача радионуклидной терапии - уничтожение клеток злокачественных опухолей с минимальным радиационным воздействием на здоровые органы и ткани. Как уже обсуждалось в разделе 3.1 - клетки опухолей более восприимчивы к действию ионизирующих излучений. Лечение ионизирующими излучениями включает как внешние источники облучения (рентгеновское излучение, γ -излучение, пучки элементарных частиц из медицинского ускорителях), так и введение в организм пациента радиофармпрепаратов, содержащих радионуклиды, испускающие β - и α -излучение или испытывающие К-захват с испусканием электронов Оже. В таблице 5.3 представлены основные требования, предъявляемые к радионуклидам для терапии, и приведены примеры таких радионуклидов.

Для тканевой терапии, когда требуется уничтожить локализованную опухоль целиком, используют так называемый «гамма-нож» - мощный источник γ -излучения, в качестве которого чаще всего используют кобальтовые пушки, источником излучения в которых является радионуклид ^{60}Co .

Радионуклиды для терапии.

Тип воздействия	γ	β	α	Оже электроны
Энергия излучения, МэВ	>1 МэВ	1-3 МэВ	4-8 МэВ	~ 20 кэВ
Пробег излучения	пронизывает все тело	около 1 см	30-80 мкм	1 мкм
Радионуклиды	^{60}Co	^{131}I , ^{90}Y , ^{153}Sm , ^{166}Ho	^{212}Bi , ^{213}Bi , ^{212}Pb , ^{211}At , ^{223}Ra , ^{224}Ra , ^{225}Ac , ^{227}Th	^{125}I , ^{165}Er

В случае нелокализованных диффузных опухолей, и для борьбы с метастазами применяют радиофармпрепараты, содержащие α - и β - излучатели. Используют радионуклиды с маленьким периодом полураспада для уменьшения дозовой нагрузки на весь организм. Важно также, чтобы препарат селективно накапливался в опухоли. В этом случае создается максимальная доза облучения на злокачественном новообразовании, убивающая раковые клетки, а из-за малого пробега излучения в тканях пациент получает сравнительно небольшую дозу облучения. Использование электронов Оже для терапии выглядит очень перспективным ввиду очень малой зоны поражения (около 1 мкм). Фактически речь идет о «ядерной микрохирургии» на уровне даже не клетки, а более детальном.

Кроме того для радионуклидной терапии используют закрытые источники, которые могут быть помещены непосредственно в опухоль или рядом с ней, что также дает терапевтический эффект (брахитерапия). В настоящее время ядерная терапия стала эффективным средством как самостоятельного, так и комбинированного лечения больных, появились многообещающие разработки с использованием новых радиоизотопов для лечения рака, резистивного к другим видам терапии, а также для снятия боли при метастазах и артритах.

В качестве лучевой терапии очень эффективным методом является использование ускоренных частиц, и прежде всего протонов. Механизм гибели

опухолевых клеток под действием ускоренных протонов в общем-то такой же, как и для других ионизирующих излучений. Взаимодействие ускоренных протонов с веществом происходит подобно α -частиц (см. раздел 1.3), только масса частицы в 4 раза меньше, а заряд – в 2 раза меньше. Также как α -частицы ускоренные протоны испытывают небольшое поперечное рассеяние в ткани, и дисперсия их продольного пробега очень невелика. Поэтому пучок протонов можно сфокусировать на опухоль, не подвергая повреждению окружающие здоровые ткани. Также как и α -частицы протоны с одинаковой энергией имеют совершенно одинаковый пробег. А максимум выделения энергии и ионизации окружающего вещества происходит в конце пробега (Брегговский пик). Местоположение Брегговского пика зависит от энергии, до которой были разогнаны протоны в ускорителе. Поэтому изменяя энергию частиц, можно сфокусировать область разрушения клеток протонным пучком в глубине здоровой ткани. Ткани, расположенные до Брегговского пика получают некоторую незначительную дозу облучения, а ткани, расположенные за ним, практически не получают никакой дозы.

Безусловно, лучевая терапия не лишена недостатков. Например, в месте воздействия могут формироваться лучевые ожоги, повышается ломкость сосудов, возможно появление мелкоочаговых кровоизлияний. Кроме того организм подвергается токсическому отравлению, обусловленному распадом погибающих облученных клеток. При мощных дозах облучения нельзя избежать проявлений лучевой болезни. У больного наблюдаются слабость, утомляемость, появляются тошнота, рвота, выпадают волосы, становятся ломкими ногти, изменяется картина крови, происходит угнетение кроветворения. Однако лучевая терапия в настоящее время является одним из наиболее эффективных способов борьбы со многими формами онкологических заболеваний.

6. РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ ЗЕМЕЛЬНЫХ УЧАСТКОВ РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ В ЧАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Национальные нормы* радиационной безопасности в Российской Федерации – это НРБ-99/2009 (далее Нормы) применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения. Требования и нормативы, установленные этим документом являются обязательными для всех юридических и физических лиц независимо от их подчиненности и формы собственности. Нормы распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:

1. техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
2. техногенные источники в результате радиационной аварии;
3. природные источники;
4. медицинские источники;

Наряду с НРБ-99/2009 к обязательным нормативным документам относятся «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ 99/2010), далее Правила или (СП 2.6.1.2612-10).

В данном разделе мы не будем касаться всех источников ионизирующих излучений (1-4), тем более, что воздействие техногенных источников и нормативная база при их воздействии рассмотрены в главе III.

Мы рассмотрим в данном разделе меры необходимые для ограничения природного облучения всего населения.

Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается.

* Всемирная организация здравоохранения (ВОЗ) может высказывать свои рекомендации по тем или иным разделам национальных нормативных документов, но именно национальные нормативные документы (или нормативные документы страны, утвержденные государственными структурами) являются официальной юридической базой в вопросах, на которые эти документы распространяются.

В нормах приводится эффективная доза, эквивалентная доза за год в хрусталике глаза, коже, костях и стопах. Эти нормативы учитывают воздействие всех источников ионизирующего излучения на население, независимо от сферы его деятельности.

Облучение от природных источников хотя и не нормируется, но в Нормах и Правилах устанавливается система ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения.

С этой целью разработаны единые требования к организации и проведению радиационного контроля и гигиенической оценки по показателям радиационной безопасности земельных участков, отведенных под строительство жилых, общественных и производственных зданий и сооружений, включая также спортивные площадки и автостоянки, навесы, рекреационные зоны, участки комплексного благоустройства и озеленения, трассы трубопроводов, коммуникаций и т.п.

При проведении радиационного контроля земельных участков под строительство определению подлежат следующие показатели радиационной безопасности:

1. Мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (далее мощность дозы). Величина данного показателя определяется на высоте 1.0 м от поверхности земли, если это не оговорено особо.

2. Плотность потока радона (ППР) с поверхности грунта в пределах площади застройки. Контроль земельных участков по плотности потока радона не проводится, если на участке не планируется строительство зданий и закрытых сооружений с постоянным пребыванием людей, т.е. не проводится определение ППР при создании рекреационных зон, участков комплексного благоустройства и озеленения, трасс различных коммуникаций, строительство навесов, открытых автостоянок и спортивных площадок.

3. Если планируется использование перемещаемых в ходе строительства грунтов для обратной засыпки, благоустройства территорий и т.д., то

обязательным является анализ соответствия радиологических показателей грунтов требованиям п. 5.3.4 НРБ-99/2009. Анализ грунтов на естественные радионуклиды и техногенный цезий обязателен и в ряде других случаев и будет рассмотрен далее.

Радиационный контроль земельных участков проводится на стадии выбора земельного участка того или иного назначения, при строительстве зданий жилого, общественного и производственного назначения, стадий проектирования объектов строительства, а в необходимых случаях также при производстве земельных работ в ходе строительства.

Радиационный контроль земельных участков проводят испытательные лаборатории, аккредитованные в установленном порядке в данной области испытаний соответствующими организациями (Госстандарт, Санэпидем-надзор или другой организацией, имеющей подобные полномочия).

Методики выполнения измерений показателей радиационной безопасности должна быть в установленном порядке метрологически аттестованы (стандартизированы).

Средства измерений, использованные для контроля показателей радиационной безопасности должны иметь действующие свидетельства о поверке.

6.1. Определение мощности дозы от гамма-излучений

Радиационный контроль земельных участков начинается с оценки мощности дозы гамма-излучений, который следует проводить в два этапа. Для этих измерений должны применяться дозиметры гамма-излучения со следующими техническими характеристиками.

Для первого этапа (гамма-съемка земельных участков) следует применять поисковые дозиметры-радиометры (например, СРП-68, СРП-88 и др.) или высокочувствительные дозиметры гамма-излучения, имеющие поисковый режим работы со звуковой индикацией. Поисковые гамма-радиометры (высокочувствительные дозиметры в поисковом режиме работы) должны

обеспечивать регистрацию потока гамма-квантов в диапазоне энергий 0,05 - 3,00 МэВ при интенсивности от 10^{-1} с и выше.

Для второго этапа измерения (мощность дозы гамма-излучения в контрольных точках) применяются дозиметры, у которых:

– нижний предел диапазона измерения мощности дозы гамма-излучения составляет не более 0,1 мкЗв/ч при относительной погрешности не выше 60%; погрешность измерений мощности дозы на уровне 0,3 мкЗв/ч - не более 30%;

– "ход с жесткостью" в диапазоне энергий регистрируемых гамма-квантов от 0,05 до 3,00 МэВ - не более 25%.

На первом этапе проводится гамма-съемка территории с целью выявления и локализации возможных радиационных аномалий и определения объема дозиметрического контроля при измерениях мощности дозы гамма-излучения.

Перед началом измерений проводится рекогносцировка участка с целью оценки его доступности и готовности для разбивки сети контрольных точек. На плане участка в масштабе 1:2000 или менее (в зависимости от площади участка) с привязкой к местности наносят контуры проектируемых зданий (сооружений).

Поисковая гамма-съемка на участке проводится по прямолинейным профилям, расстояние между которыми не должно превышать 1 м в пределах контура проектируемых зданий, 2,5 м - при площади участка до 1,0 га, 5 м - при площади от 1,0 до 5,0 га и 10 м - при площади участка свыше 5,0 га.

Проходя выбранные профили со скоростью не более 2 км/ч, непрерывно наблюдают за показаниями поискового радиометра с постоянным прослушиванием скорости счета импульсов в головной телефон. При этом блок детектирования радиометра должен совершать зигзагообразные движения перпендикулярно направлению прохождения выбранного профиля и находиться на расстоянии около 0,1 - 0,3 м от земли и не ближе 0,5 - 1,0 м от оператора.

Если по результатам гамма-съемки на участке не выявлено зон, в которых показания радиометра в 2 раза или более превышают среднее значение, характерное для остальной части земельного участка, или мощность дозы гамма-излучения не превышает 0,3 мкЗв/ч на земельных участках под строительство жилых и общественных зданий, или 0,6 мкЗв/ч - на участках под строительство производственных зданий и сооружений, то считается, что локальные радиационные аномалии на обследованной территории отсутствуют.

В точках с максимальными значениями мощности дозы, а также при наличии информации о возможном загрязнении территории техногенными радионуклидами обязательным является отбор проб грунта и анализ его радионуклидного состава.

Если по результатам гамма-съемки выявлены зоны, в которых показания радиометра в 2 раза или более превышают среднее значение, характерное для остальной части обследованной территории, или мощность дозы гамма-излучения превышает 0,3 мкЗв/ч на земельных участках под строительство жилых и общественных зданий, или 0,6 мкЗв/ч - на участках под строительство производственных зданий и сооружений, то такие зоны следует рассматривать как аномальные.

На территории населенных пунктов в большинстве случаев наличие таких зон обусловлено подсыпкой отдельных участков гранитным щебнем, расположением крупных природных камней вблизи поверхности земли и т.д. В некоторых случаях аномалии могут быть связаны с наличием радиоактивного загрязнения почвы гамма-излучающими радионуклидами техногенного происхождения вблизи поверхности земли *.

* Признаком наличия локализованного источника гамма-излучения вблизи поверхности почвы является заметное снижение мощности дозы при увеличении высоты расположения дозиметра над поверхностью земли в пределах аномалии или возрастание мощности дозы по глубине от поверхности почвы на аномальном участке.

По результатам полученных мощностей доз (Н) рассчитывается среднеарифметическое значение

$$\bar{H} = \frac{\sum_{i=1}^N H_i}{N} \quad (6.1)$$

где N – количество контрольных точек и стандартная неопределенность (погрешность) значения $\bar{H} - \delta$. Стандартная неопределенность значения \bar{H} рассчитывается по формуле:

$$\delta = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\bar{H} - H_i)^2}{N(N-1)}} \quad (6.2)$$

Если $\bar{H} + \delta \leq 0,6$ мКз/г, то обследованная территория пригодна для строительства производственных зданий и сооружений.

По результатам определения мощности дозы гамма-излучения на земельных участках под строительство оформляется протокол испытаний, в который включают всю необходимую информацию. Форма протокола испытаний имеет рекомендательный характер, и будут приведены в конце раздела.

6.2. Определение потенциальной радоноопасности земельных участков

На поверхность земли, если она не покрыта твердыми, достаточно герметичными искусственными покрытиями (асфальт, бетон и т.д.) происходит эсхалиция радона-222 и торона-220 (изотоп радона) из недр земли. Определение плотности потока радона R (мБк/м²с) с поверхности грунта является одним из видов исследования радиационной безопасности на участках застройки.

Определение плотности потока радона проводится путем предварительной сорбции радона в накопительных колонках с активированным углем, и после соответствующей выдержки образцов определяют ППР на приборе «Камера-01». Более детально вся процедура радиационных исследований по измерению эсхалиции радона на поверхности земли будет представлена в описании практической работы (№ 3).

Определение численных значений ППР на земельном участке проводится в узлах сети контрольных точек, расположение которых выбирается следующим образом:

Если расположение контуров проектируемых объектов на участке не определено (предпроектная стадия), то сеть контрольных точек выбирается с шагом 25 x 25 м или более в зависимости от площади участка:

– до 5 га - число контрольных точек принимается из расчета не менее 15 на 1 га;

– от 5 до 10 га - не менее 10 точек на 1 га, но не менее 75 точек на участок;

– свыше 10 га - не менее 5 точек на 1 га, но не менее 100 точек на участок.

При этом общее число точек определения ППР на участке должно быть не менее 10, независимо от его площади.

Если имеется привязка проектируемого здания на земельном участке под строительство, то измерения производятся только в пределах контура здания, при этом шаг сети контрольных точек должен приниматься из расчета не более 10 x 10 м, а общее число точек должно быть не менее 10, независимо от площади застройки здания.

Сеть контрольных точек наносится на план участка и обозначается на местности. При этом в пределах площади застройки проектируемых зданий и сооружений контрольные точки располагаются по возможности равномерно.

Каждая контрольная точка располагается в центре площадки размером около 0,5 x 0,5 м, подготовленной к измерениям с соблюдением требований соответствующих методик выполнения измерений (МВИ). Результаты измерений должны заноситься в протокол испытаний.

За величину плотности потока радона с поверхности грунта принимается рассчитанное среднее значение \bar{R} с вычисленной погрешностью. Для их расчета используют формулы аналогичные 6.1 и 6.2.

Если по результатам определения ППР на участке строительства жилых домов и общественных зданий и сооружений для всех точек получения $R \leq 80$ мБк/м²с и

$$\bar{R} + \delta \leq 80 \text{ мБк/м}^2\text{с} \quad (6.3)$$

, то делается заключение, что данный участок соответствует требованиям санитарных правил и гигиенических нормативов по данному показателю.

Для строительства производственных зданий и сооружений должно выполняться условие

$$\bar{R} + \delta \leq 250 \text{ мБк/м}^2\text{с} \quad (6.4)$$

Если условия, приведенные в уравнениях (6.3) для жилых домов и условия уравнения (6.4) для производственных зданий не выполняются, то в проектах должны быть предусмотрены инженерно-строительные мероприятия по снижению поступления радона в зданиях и сооружениях из почвы. Подробнее об этом можно прочитать в методических указаниях МУ 2.6.1.2398.08 М. Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации.

6.3. Определение эффективной удельной активности $A_{\text{эфф}}$ в грунтах строительных материалах

Отбор проб грунта для определения в нем естественных радионуклидов ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K и техногенного ^{137}Cs проводится в следующих случаях:

1. В точках с максимальными показателями поискового радиометра-дозиметра в пределах локальных радиационных аномалий. В данном случае под локальными радиационными аномалиями подразумевают точки для которых $N_{\text{max}}/N_0 \geq 2$, где N_{max} – точки с максимальными значениями мощности дозы на поверхности земли, а N_0 – на расстоянии 1 м от поверхности и при этом $N_{\text{max}} \geq 03$ мкз/час на участках строительства жилых домов $N_{\text{max}} \geq 06$ мкз/час при возведении промышленных зданий и сооружений. В этих случаях пробы грунта отбираются на дне лунки с периметром 0,5 x 0,5 м со снятием слоев

толщиной около 10 см, до глубины 0,3 м. Указанные пробы отправляют на γ -спектральный анализ на присутствие радионуклидов. Если на глубине 0,3 м показания дозиметра будут превышать 1 мкз/ч, то отбор проб прекращается, участок огораживается для исключения доступа посторонних лиц, и ликвидацией радиоактивного загрязнения занимаются специализированные организации, имеющие лицензию на соответствующий вид деятельности.

Если на глубине 0,3 м мощность дозы не увеличивается (или далее уменьшается), то после тщательного анализа грунтов как спектрального, так и визуального выносится заключение о причинах данных аномалий. Как показала наша практика, часто это бывает в глинистых, плотных почвах, которые служат своего рода гидрозатвором, в которых скапливаются радионуклиды, смываемые дождевыми потоками из окружающей территории или вкрапления строительных материалов (щебенка, камни и т.д.), в которых, содержание радионуклидов было повышенным.

2. В предыдущих методических указаниях был приведен отбор проб, с участков застройки, причем для больших площадей рекомендовалось отбирать 2-4 пробы грунта на 1 га, как правило на небольших участках застройки мы отбираем 5 проб грунта методом «конверта» и дополнительно в некоторых контрольных точках не с аномально высокими значениями Н, а со значениями мощности дозы максимальными для данного земельного участка.

3. Если при строительстве зданий используются привозные строительные материалы (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и т.п.) и указанные материалы не имеют сертификата радиоэкологической экспертизы, то они в обязательном порядке должны ее пройти, как и образцы грунта перечисленные в п.п. 1, 2, радиоэкологический контроль с γ -спектральным определением в них естественных радионуклидов перечисленных выше.

В образцах грунта и строительных материалов определяются удельные (массовые) активности $A_{уд.}^{226}\text{Ra}$, $A_{уд.}^{232}\text{Th}$, $A_{уд.}^{40}\text{K}$ и по их значениям рассчитывается эффективная удельная активность образцов по формуле

$$A_{эфф.} = A_{уд.}\text{Ra} + 1,3 A_{уд.}\text{Th} + 0,09 A_{уд.}\text{K} \quad (6.5)$$

Для грунтов материалов I класса, используемых при строительстве жилых и общественных зданий $A_{эфф.} \leq 370$ Бк/кг. $A_{эфф.} \leq 740$ Бк/кг (II класс) – материалы, используемые в дорожном строительстве в пределах населенных пунктов и $A_{эфф.} \leq 1500$ Бк/кг (III класс) для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов.

Параллельно с определением естественных радионуклидов в грунтах стройматериалах определяют техногенный цезий-137. Радионуклид, который может присутствовать на любых территориях в результате глобальных выпадений с осадками, как следствие различных аварий и утечек на предприятиях ядерного комплекса и деятельности атомных электростанций. В нормативных документах нет жестких ограничений для данного радионуклида, но из научной литературы и дискуссий со специалистами, работающими в данной области можно в качестве реперного значения использовать значение удельной активности цезия-137 < 40 Бк/кг. Как правило это величина на реальных объектах значительно меньше.

В заключение этого раздела отметим, что все развитые страны на протяжении десятков лет осуществляют радиоэкологическую, химическую и гистологическую экспертизу территорий различного использования (перечисленных ранее). Иностранные инвесторы, находящиеся в стране для разработки ископаемых, строительства промышленных предприятий и объектов инфраструктуры относятся к этим исследованиям достаточно серьезно. Поэтому подготовка специалистов, готовых проводить различные виды экспертизы, весьма актуальна для Республики Азербайджан.

7. ПРАКТИЧЕСКИЕ РАБОТЫ

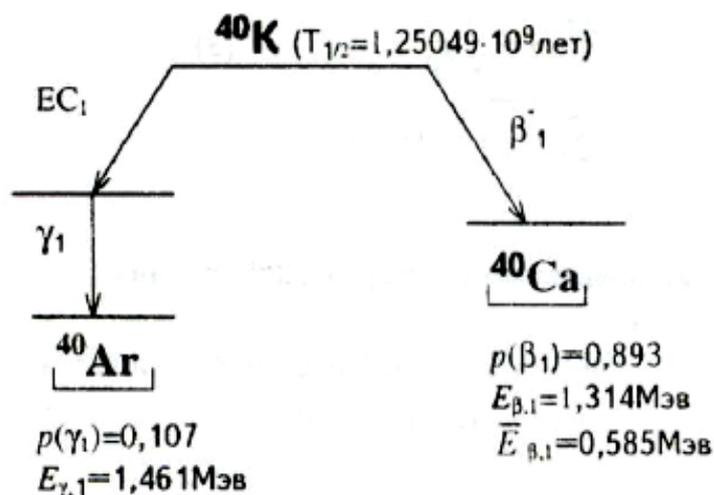
Задачи 2, 3, 4 выполняются на участке застройки объекта и в лаборатории.

Общее название к задачам 2-4: «Радиоэкологическое исследование, предполагаемого участка застройки территории».

Задача № 1. Определение содержания калия в солях и природных объектах по его радиоактивности

Элемент калий состоит из двух стабильных изотопов ^{39}K (93,08%), ^{41}K (6,91%), а также содержит небольшое количество радиоактивного ^{40}K (0,0118%).

Схема распада ^{40}K



Следовательно, содержание калия в различных объектах можно определить по его радиоактивности. Если проводить измерение радиоактивности достаточно толстых препаратов с помощью счетчика, регистрирующий бета-излучение, то измеряемая скорость счета оказывается пропорциональной концентрации калия в препарате. (Объяснить! Оценить величину толщины препарата, когда это условие выполняется!).

Цель работы. Определение коэффициента пропорциональности в зависимости скорости счета солей калия от его процентного содержания. Определение

содержания калия в ряде солей неизвестного состава и определение этих соединений из полученных данных. Оценка содержания калия в пищевых продуктах.

Оборудование и материалы:

Альфа-бета радиометр для измерения малых активностей УМФ-2000.

Кюветы для измерения.

Набор солей калия.

Пищевые продукты (кофе, чечевица)

Выполнение работы.

Провести:

1. Измерение фона радиометрической установки. (3 раза по 200 с)
2. Измерение радиоактивности четырех препаратов солей калия известного состава (время измерения 50 с, 4 повтора для каждого препарата).

№ препарата	1	3	5	7
состав	KCl	KIO ₃	K ₂ Cr ₂ O ₇	K ₂ CrO ₄

3. Измерение радиоактивности трех препаратов солей калия неизвестного состава (препараты 2, 4, 6, время измерения 50 с, 4 повтора).
4. Измерение радиоактивности кофе и чечевицы (время измерения 200 с, 3 повтора).

Рассчитать средние значения скорости счета (имп/с) для солей калия известного состава (I_c), фона (I_ϕ), а также солей калия неизвестного состава и пищевых продуктов (I_{np}). Определить погрешности среднего для 95%-ной доверительной вероятности. Построить график зависимости скорости счета солей за вычетом фона ($I_c - I_\phi$) от процентного содержания в них калия ($c\%$) по препаратам известного состава. Определить коэффициент B для линейной корреляции между этими величинами:

$$I_c - I_\phi = B * c\% \quad (1)$$

Из полученной зависимости и скорости счета солей неизвестного состава и пищевых продуктов оценить содержание в них калия:

$$c\% = (I_{np.} - I_{\phi}) / B \quad (2)$$

Определить доверительную погрешность полученных значений.

Из найденного содержания калия в солях определить их химический состав.

При выполнении данной работы пришлось пренебречь выполнением ряда условий, требуемых для корректного ее выполнения (*сформулируйте, какими?*). Тем не менее, работа дает правильную оценку содержания калия и наглядно демонстрирует, что радиоактивность постоянно присутствует в нашей жизни.

Задача № 2. «Определение мощности дозы на обследованном участке застройки»

Перед началом работы проводится рекогносцировка участка с целью оценки его доступности и готовности для разбивки сети контрольных точек. Как правило, заказчик работы предоставляет ситуационный план участка с привязкой его к близлежащим улицам, домам, водоемам и т.д. Ситуационный план выполняется в масштабе 1 : 2000 или менее, в зависимости от площади участка. В случае отсутствия ситуационного плана студенты составляют сами план-схему с привязкой его к местности и географическим сторонам света (север, юг...). На план-схеме наносят контуры будущего строения(ий) и все имеющиеся в наличии сооружения (например: детские площадки, школы, скверы, трансформаторные подстанции и т.п.).

Поисковая гамма-съемка («прослушивание») проводится на участке по прямолинейным профилям, расстояние между которыми не должно превышать 1 м в пределах контура проектируемых зданий, 2,5 м – на остальной части участка (участок до 1 га), 5 м – площадь участка от 1 до 5 га и 10 м – при площади участка свыше 5 га. Радиометр-дозиметр (ДРБП-03) включен в режим «Поиск», и каждый студент проходит один из профилей маршрута. Студент

двигается со скоростью не более 2 км/час, при этом совершая зигзагообразные перемещения прибора в разные стороны (вправо, влево) от направления следования. Детектор находится на расстоянии $\approx 0,5$ м от оператора (студента).

Если в процессе гамма-съемки аномальные участки не выявлены, т.е. нет локальных участков с H в 2 раза большим значением прикидочного среднего значения и H на всей территории не превышает 0,3 мкз/ч (при строительстве жилых домов) и 0,6 мкз/ч (при строительстве промышленных объектов), то студенты приступают ко второму этапу определения мощности дозы.

На втором этапе проводятся измерения мощности дозы в контрольных точках. Количество контрольных точек должно быть не менее 10 на 1 га. При выполнении задачи количество точек будет определяться количеством студентов. Каждый студент снимает одну контрольную точку. Контрольные точки должны быть равномерно распределены по площади участка, обязательно захватывать те части участка, для которых наблюдались максимальные значения мощности дозы. Прибор в этом случае переключен на режим работы для определения H с определенной погрешностью (как правило, $\delta = 0,3$). Определение мощности дозы в контрольных точках проводится на расстоянии ≈ 1 м от поверхности земли.

Результаты измерений заносятся в протокол (каждый студент обязан иметь 1 экз. протокола). В лабораторных условиях рассчитывают среднее значение мощности дозы

$$\bar{H} = \frac{\sum_{i=1}^N H_i}{N}$$

и погрешность в определении \bar{H} (δ)

$$\delta = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\bar{H} - H_i)^2}{N(N-1)}}$$

Вся информация заносится в протокол и обсуждается студентами и преподавателями. По полученным результатам делаются выводы.

Задача № 3. «Определение плотности потока радона на месте строительства здания»

Для определения плотности потока радона служит прибор «Камера -01».

В базовый вариант комплекса входят следующие основные элементы:

1. персональный компьютер с операционной системой «WINDOWS 95» или выше;
2. блок питания, подсоединяемый к сети;
3. 4-х канальный коммутатор (МК-4), рассчитанный на подключение к каждому каналу блока детектирования бета-излучения (БДБ-13);
4. блоки детектирования бета-излучения (БДБ-13)-2 или 4. В подставки которого пересыпается активированный уголь из сорбционных колонок;
5. сорбционные колонки (СК-13) с активированным углем;
6. накопительные камеры (НК-32).

Измерение активности радона в угле выполняется по β^- -излучению дочерних ^{214}Pb , ^{214}Bi , находящихся в равновесии с радоном.

В главе 5 данного пособия указано количество точек, в которых определяется ППР в зависимости от площадки застройки. В нашем конкретном случае площадь застройки менее 1 га, поэтому минимальное количество точек для определения ППР должна быть не менее 10. Каждую точку будут снимать два студента, таким образом, количество точек 11-12. На план-схеме с привязкой к местности мы равномерно отмечаем места установки накопительных колонок. В день определения ППР и в предыдущие сутки не должно быть осадков. Для установки накопительной колонки (НК-32) для нее готовится место, в которой на глубину ≈ 5 см разрыхляют почву. В накопительную колонку (НК-32) из сорбционной колонки (СК-13) пересыпают активированный уголь, просушенный в течении 90 мин в сушильном шкафу при температуре 140°C . В сорбционную колонку помещается около 5 г активированного угля. Накопительная колонка закрывается сорбционной колонкой, и в рабочем журнале студенты записывают

точное время установки колонки и ее номер. В течении 4 часов происходит сорбция на активированном угле эсхалиции радона. Затем колонка снимается, активированный уголь пересыпается в сорбционную колонку, закрывается крышкой (практически герметично). Все этапы работы хронометрируются.

После снятия и пересыпки активированного угля сорбционные колонки выдерживают около 4 часов ($T_{1/2} Rn = 3,82$ час) за это время половина сорбированного радона распадается, давая ряд дочерних продуктов с меньшими периодами полураспада, которые будут находиться с ним в равновесии и иметь такую же активность. Определение радона проводится по дочерним ^{214}Pb , ^{214}Bi , являющемуся β^- -излучателем.

Время детектирования 20-30 мин.

Программное обеспечение прибора для определения ППР учитывает время экспозиции колонок, время их выдержки и начало счета образцов, их продолжительность и выдает значения ППР, с учетом всех этих параметров для каждой колонки, которые заносятся в протокол. Все точки измерения ППР с погрешностью вводятся в специальную программу для обработки всего массива данных. По информации полученной после обработки всех точек выдается протокол.

Результаты обсуждаются студентами и преподавателями и на основании обсуждения результатов в соответствии с нормативными материалами делаются выводы. Протокол обследования должен быть в рабочем журнале каждого студента.

Задача № 4. «Определение радионуклидного состава γ -излучателей в природных объектах и строительных материалах методом γ -спектроскопии»

В главе II подробно рассмотрен метод гамма-спектроскопии. В данной работе ставится задача провести радиологический мониторинг окружающей среды в части определения в почвах участков земли различного назначения, а также в строительных материалах естественных радионуклидов и техногенного цезия-137.

В соответствии с НРБ-99/2009 проводится определение естественных радионуклидов: радий-226, торий-232 и калий-40, а также техногенного цезия-137, наличие которого обусловлено в первую очередь глобальными выпадениями в различных районах среды обитания.

Для выполнения указанных работ будет использован гамма-спектрометрический комплекс «Прогресс» со сцинтилляционным детектором NaI (NI). Перед началом работы спектрометрический комплекс должен быть дважды откалиброван. Во первых должна быть проведена калибровка по энергиям радионуклидов. При этом мы исходим из следующих принципов:

а) в каждый канал спектрометра попадают импульсы с амплитудой $V \pm \Delta V$, соответствующие гамма-квантам с энергией $E \pm \Delta E$. Амплитуда импульса пропорциональна энергии γ -кванта;

б) при спектрометрических исследованиях должно выполняться требование линейности между преобразуемыми величинами на каждом этапе преобразования (сцинтиллятор, ФЭУ, усилитель). В частности необходимо использовать сцинтиллятор с линейным световым выходом. На ФЭУ подается такое напряжение, при котором сохраняется линейное усиление сигналов, для усиления импульсов использовать линейный усилитель. В используемом гамма-спектрометре «Прогресс», указанные требования учтены.

Выбор развертки дисплея зависит от диапазона энергий фотопиков, определяемых гамма-излучателем, т.е. от поставленных задач. В данной задаче мы будем определять следующие радионуклиды:

^{226}Ra и два его дочерних нуклида имеют $E_{\gamma} = 186$ кэВ ($p = 0,057$)

^{137}Cs ($^{137\text{m}}\text{Ba}$) $E_{\gamma} = 661$ кэВ ($p = 0,92$)

^{232}Th определяется по дочернему ^{228}Ac с $E_{\gamma} = 911$ кэВ ($p = 0,266$)

^{40}K $E_{\gamma} = 1460$ кэВ ($p = 0,11$)

В соответствии с энергиями, определяемых радионуклидов мы выставляем на приборе энергетический диапазон от 0 до 1500-2000 кэВ.

Калибровка детектора по энергиям осуществляется, как правило, по стандартным спектрометрическим источникам γ -излучателя типа ОСГИ, содержащим 11 эталонных источников с энергиями γ -квантов в интересующем нас диапазоне. Поскольку в используемом комплексе принцип линейности соблюдается, мы можем использовать для энергетической калибровки 2 источника, тот который прилагается к прибору, и в качестве второго – один из препаратов калия, в котором мы в задаче №1 определяли содержание калия-40 и рассчитывали его абсолютную активность.

Второй вариант – это грунты, в которых интересующие нас нуклиды определены на кафедре радиохимии на откалиброванном полупроводниковом детекторе фирмы «ORTEC». В работе мы будем использовать оба метода калибровки, и сопоставим их результаты.

Для количественного определения радионуклидов необходимо проводить калибровку прибора в строго определенной геометрии, т.е. препараты для калибровки спектрометра и сами измеряемые препараты, должны иметь одинаковую геометрию, как по конфигурации препаратов, так и по их отношению к детектору.

Достаточно часто для этого используют так называемую геометрию «Маринелли», т.е. образцы сыпучих эталонов помещены в сосуде «Маринелли»

объемом 0,5 или 1 л, имеющем на дне впадину по размеру детектора и наполненные эталоном (образцом) до необходимого объема.

Для каждого фотопиков эталона определяется так называемая светосила $L = \varepsilon\eta$, равная произведению эффективности регистрации гамма-квантов с данной энергией фотопика умноженному на соответствующий геометрический коэффициент L_i радионуклида

$$L_i = \frac{\frac{\sum_{\text{ППП}} N_{c_i}}{t_c} - \frac{\sum N_{\text{фон}}}{t_{\text{фон}}}}{A_0 \cdot e^{-\lambda t} \cdot p_i} = - \frac{\sum_{\text{ППП}} I_i}{A_0 \cdot e^{-\lambda t} \cdot p_i},$$

где $\sum_{\text{ППП}} N_{c_i}$ - сумма импульса равна площади i пика полного поглощения за время

t_c ; $\frac{\sum N_{\text{фон}}}{t_{\text{фон}}}$ - площадь фона на i пике;

A_0 – паспортное значение активности эталонного препарата;

$e^{-\lambda t}$ – поправка на распад (в наших исследованиях в ней нет необходимости);

p_i – выход гамма-квантов с данной энергией на распад.

Далее строится график $L = f(E_\gamma)$, по которому можно найти L для фотопиков с любой энергией в данном энергетическом диапазоне. Активность препаратов определяется по формуле

$$A_{\text{препарата}} = \frac{\sum_{\text{ППП}} I_{\text{преп.}i}}{L_i}$$

Для проведения работы по определению эффективной активности грунтов и стройматериалов мы будем проводить калибровку спектрометра не в геометрии «Маринелли», а геометрии емкостей вмещающих 150-250 г грунта или строительного материала и в которых удельные активности находящихся там грунтов измерены на кафедре радиохимии. Для каждого радионуклида мы по эталонированным грунтам найдем значение L_i , которое затем будем использовать при определении $A_{\text{уд.}i}$ нуклида в отобранных образцах грунтов и строительных материалов.

Данные по калибровке по светосиле будут сведены в табл. 1

Полученные данные \bar{L}_i нуклида используют в дальнейшем для определения $A_{эфф.}$ каждого радионуклида.

Таблица 1. Данные по калибровке гамма-спектрометра «Прогресс» по эталонированным образцам грунта

Радио-нуклид	№ эталона	E_γ (кэВ)	P	I_i	$\bar{L}_i + \Delta I$	A	L
Ra-226	1.	186	0,057				
	2.						
	3.						
Cs-137	1.	661	0,11				
	2.						
	3.						
Th-232	1.	911	0,266				
	2.						
	3.						
K-40	1.	1460	0,89				
	2.						
	3.						

На участке застройки методом конверта в коробочки для измерения (аналогичные тем, в которых проводилась калибровка прибора) отбирают 5 проб грунта с глубины $\approx 20-30$ см. Кроме того, проводится отбор проб песка, щебня, кирпича и бутувого и пиленого камня. За исключением песка все остальные строительные материалы предварительно измельчаются. Коробочки взвешиваются, от полученного веса отнимают вес пустой коробочки (находят по маркировке тары) и измеряют скорости счета грунта или стройматериала в течение (не менее) 2 часов на спектрометре. Все необходимые значения вносят в таблицу 2.

Зная, L радионуклида и N радионуклида по формуле находят его удельную активность

$$A_{уд.радионуклида} = \frac{N_i}{P \cdot L_i \cdot m \cdot t_i} \text{ (Бк/кг)}$$

где m-масса образца (кг)

Таблица 2. Определение удельной активности радионуклидов и $A_{эфф}$.

№ п/п	Характеристика образца	Глубина отбора (м)	Удельная активность радионуклидов в грунте (Бк/кг)				$A_{эфф}$ Бк/кг
			$^{137}\text{Cs} \pm \Delta_k$	$^{226}\text{Ra} \pm \Delta_k$	$^{232}\text{Th} \pm \Delta_k$	$^{40}\text{K} \pm \Delta_k$	
1.		0,2					
2.		0,2					
3.		0,2					
4.		0,2					
5.		0,2					
6.		0,2					
7.		0,2					
8.		0,2					
9.		0,2					
10.		0,2					
11.		0,2					
12.		0,2					
	среднее						
	максимальное						
	минимальное						

По определенным значениям $A_{уд.i}$ находят эффективную удельную активность образца по формуле

$$A_{эфф.} = A_{уд.}^{226}\text{Ra} + 1,3 A_{уд.}^{232}\text{Th} + 0,09 A_{уд.}^{40}\text{K}$$

С учетом нормативных значений и после обсуждения полученных данных делают соответствующие выводы. Все результаты индивидуально-групповой работы должны быть в рабочем журнале каждого студента.

После выполнения работ 2-4 составляется отчет о радиационном контроле земельного участка, который подписывают студенты и преподаватели, проводившие радиоэкологические исследования. Отчету присваивается гриф – «Учебная работа» и он утверждается руководством университета.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ан.Н. Несмеянов. Радиохимия. Изд. второе, перераб. М.: Химия, 1978, 560 с.
2. Ан.Н. Несмеянов. Прошлое и настоящее радиохимии. Л.: Химия, 1985, 168 с.
3. Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода. (под ред. Лукьянова В.Б.), М.: Высшая школа, 1985, 288 с.
4. Радиоактивные индикаторы в химии. Проведение эксперимента и обработка результатов» (под ред. Лукьянова В.Б.), М.: Высшая школа, 1977, 280 с.
5. Практикум «Основы радиохимии и радиоэкологии». М.: Изд. МГУ, 2008, 90 с.
6. А.А. Абрамов, М.И. Афанасов, Е.А. Солдатов. Введение в радиоактивность. М.: Изд. МГУ, 2006, 52 с.
7. А.А. Абрамов, М.И. Афанасов, В.А. Попков. Получение радионуклидов. Короткоживущие изотопы и их использование в медицине и технике. М.: Изд. МГУ, 2010, 46 с.
8. Ю.А. Сапожников, Р.А. Алиев, С.Н. Калмыков. Радиоактивность окружающей среды. М.: Бином. 2006. 286 с.
9. Изотопы. Свойства, получение, применение. (под редакцией чл.-корр. РАН Баранова В.Ю), М.: Атомиздат, 2000, 704 с.
10. Н.Г. Гусев, П.П. Дмитриев. Радиоактивные цепочки, справочник. М.: Энергоатомиздат, 1988, 112 с.
11. Ю.А. Сапожников, С.Н. Калмыков, Р.А. Алиев. Жидкостно-сцинтилляционная спектроскопия, часть I. М.: МГУ, 2003, 26 с.
12. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009, 100 с.
13. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010, 83 с.
14. Радиационный контроль и санитарно эпидемиологическая оценка земельных участков под строительство жилых домов, зданий и сооружений общественного и производственного назначения в части обеспечения

радиационной безопасности. Методические указания. МУ-2.6.1. 2398-08, М.; 2008, 29 с.

15. Ю.Б. Кудряшов. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения). М.: ФИЗМАТЛИТ, 2004, 448 с.

16. Холл Э.Дж. Радиация и жизнь. Пер с англ. М.: Медицина, 1989, 256с.

ПРИЛОЖЕНИЕ

Множители и приставки, используемые для образования наименований
и обозначений десятичных кратных и дольных единиц СИ.

Десятичный множитель	Приставка	Обозначение приставки	
		международное	Русское
10^{24}	иотта	Y	И
10^{21}	зетта	Z	З
10^{18}	экса	E	Э
10^{15}	пета	P	П
10^{12}	тера	T	Т
10^9	гига	G	Г
10^6	мега	M	М
10^3	кило	k	К
10^2	гекто	h	Г
10^1	дека	da	Да
10^{-1}	деци	d	Д
10^{-2}	санти	c	С
10^{-3}	милли	m	м
10^{-6}	микро	μ	мк
10^{-9}	нано	n	н
10^{-12}	пико	p	п
10^{-15}	фемто	f	ф
10^{-18}	атто	a	а
10^{-21}	зепто	z	з
10^{-24}	иокто	y	и

Справочные таблицы из пособия [5]

Таблица П.1

Характеристики радионуклидов

Нуклид	Получение и сечение ядерной реакции, барн*	Период полураспада T _{1/2}	Тип Распада	Энергия E и выход на распад p			
				частицы		γ-кванты	
				E, кэВ	p, %	E, кэВ	p, %
1*	2	3*	4	5	6	7	8
³ ₁ H, (Т)	⁶ Li(n,α)Т; 70	12,26 года	β ⁻	18,6	100	нет	
¹⁴ ₆ C	¹⁴ N(n,p) ¹⁴ C; 1,81	5700 лет	β ⁻	156	100	нет	
²² ₁₁ Na	²⁴ Mg(d,α) ²² Na;	2,60 года	β ⁺ (90%) ЭЗ (10%)	546	90	511* 1274	180 100
²⁴ ₁₁ Na	²³ Na(n,γ) ²⁴ Na; 0,53	15,0 ч	β ⁻	1390	100	1368 2754	100 100
³² ₁₅ P	³¹ P(n,γ) ³² P; 0,172 ³² S(n,p) ³² P; 0,154	14,4 сут	β ⁻	1710	100	нет	
³⁵ ₁₆ S	³⁵ Cl(n,p) ³⁵ S; 0,19	87 сут	β ⁻	167	100	нет	
³⁶ ₁₇ Cl	³⁵ Cl(n,γ) ³⁶ Cl; 30	3,1·10 ⁵ лет	β ⁻ , ЭЗ	710	98	нет	
⁴⁰ ₁₉ K	в природной смеси изотопов 0,0118%	1,3·10 ⁹ лет	β ⁻	1312	90	1460	10
⁴² ₁₉ K	⁴¹ K(n,γ) ⁴² K; 1,2	12,4 ч	β ⁻	1997 3521	19 81	1524	19
⁴⁵ ₂₀ Ca	⁴⁴ Ca(n,γ) ⁴⁵ Ca; 0,72	163 сут	β ⁻	257	100	нет	
⁵¹ ₂₄ Cr	⁵⁰ Cr(n,γ) ⁵¹ Cr; 16	28,7 сут	ЭЗ	нет		320	10
⁵² ₂₅ Mn	⁵² Cr(p,n) ⁵² Mn	5,6 сут	β ⁺ (28%) ЭЗ (72%)	574	28	511* 744 935 1434	56 87 94 100
⁵⁶ ₂₅ Mn	⁵⁵ Mn(n,γ) ⁵⁶ Mn; 13	2,6 ч	β ⁻	735	15	847	99
				1037	28	1811	27
				2848	56	2112	14
				+слабые		+другие	
⁵⁹ ₂₆ Fe	⁵⁸ Fe(n,γ) ⁵⁹ Fe; 0,98 ⁵⁹ Co(n,p) ⁵⁹ Fe; 0,006	45 сут	β ⁻	273	45	1099	56
				465	53	1292	43
				+слабые		+другие	
⁵⁸ ₂₇ Co	⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co; 0,23	71 сут	β ⁺ (15%) ЭЗ (85%)	475	15	511* 811	30 99
				+слабые			
⁶⁰ ₂₇ Co	⁵⁹ Co(n,γ) ⁶⁰ Co; 37	5,27 года	β ⁻	318	100	1173 1333	100 100

* 1 барн = 10⁻²⁸ м²

* - в столбцах 1 и 3 в скобках указаны короткоживущие дочерние изотопы и их периоды полураспада; сведения об излучении в этих случаях относятся к равновесной смеси материнского и дочернего изотопов

511* - фотоны, возникающие в результате аннигиляции β⁺

1*	2	3*	4	5	6	7	8
$^{64}_{29}\text{Cu}$	$^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$; 4,3	12,7 ч	β^- (37%) β^+ (18%) $\Xi\Xi$ (45%)	578 653	37 18	511*	36
$^{65}_{30}\text{Zn}$	$^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$; 0,77	244 сут	$\Xi\Xi$ (98,5%) β^+ (1,5%)	330	1,5	511* 1116	3,0 51
$^{74}_{33}\text{As}$	$^{75}\text{As}(n,2n)^{74}\text{As}$	17,8 сут	β^- (34%) β^+ (28%) $\Xi\Xi$ (38%)	716 939 1351 1535	15 25 19 3	511* 596 634	56 59 15
$^{76}_{33}\text{As}$	$^{75}\text{As}(n,\gamma)^{76}\text{As}$; 4,3	26,3 ч	β^-	1216	8	560	45
				2404	35	657	6
				2963	51	1216	4
				+другие		+другие	
$^{82}_{35}\text{Br}$	$^{81}\text{Br}(n,\gamma)^{82}\text{Br}$; 3,1	36,3 ч	β^-	264	2	554	71
				444	98	619	43
						698	28
						776	84
						828	24
						1044	27
						1317	28
				+другие		+другие	
$^{86}_{37}\text{Rb}$	$^{85}\text{Rb}(n,\gamma)^{86}\text{Rb}$; 0,91	18,8 сут	β^-	698 1774	9 91	1077	9
$^{89}_{38}\text{Sr} +$ ($^{90\text{m}}\text{Y}$)	$\text{U}(n,f)^{89}\text{Sr}$	50,6 сут (16 с)	β^-	1492	100	нет	
$^{90}_{38}\text{Sr}$	$\text{U}(n,f)^{90}\text{Sr}$	28,7 года	β^-	546	100	нет	
$^{90}_{39}\text{Y}$		64 ч	β^-	2274	100	нет	
$^{91}_{39}\text{Y}$	$\text{U}(n,f)^{91}\text{Y}$	59 сут	β^-	1544	~100	1204	0,3
$^{95}_{40}\text{Zr} +$ ($^{95\text{m}}\text{Nb}$)	$\text{U}(n,f)^{95}\text{Zr}$; $^{94}\text{Zr}(n,\gamma)^{95}\text{Zr}$; 0,08	64 сут (90 ч)	β^-	366	55	724	44
				399	44	757	55
				+другие		+слабые	
$^{95}_{41}\text{Nb}$		35 сут	β^-	160	100	766	100
$^{106}_{44}\text{Ru} +$ (^{106}Rh)	$\text{U}(n,f)^{106}\text{Ru}$	367 сут (30 с)	β^-	39	100	513	20
				2400	10	622	10
				3029	8		
				3541	79		
				+другие		+слабые	
$^{110\text{m}}_{47}\text{Ag}$ ($^{110}_{47}\text{Ag}$)	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$; 3	250 сут (25 с)	β^-	84	67	657	94
				531	32	763	23
				2235	5	884	73
				2893	95	937	34
						1384	26
						1500	15
				+другие		+другие	

1*	2	3*	4	5	6	7	8
$^{111}_{47}\text{Ag}$	$^{110}\text{Pd}(d,n)^{111}\text{Ag}$	7,5 сут	β^-	686 783 1082	7 1 92	245 342	1 7
$^{124}_{51}\text{Sb}$	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$; 4,4	60 сут	β^-	211 611 1579 2302	8 53 5 21	606 645 722 1691	98 7 11 49
$^{131}_{53}\text{I}$	$^{130}\text{Te}(n,\gamma)^{131}\text{Te}$; 0,2 $^{131}\text{Te} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{131}\text{I}$ $\text{U}(n,f)^{131}\text{I}$	8,05 сут	β^-	248 334 606	2 7 90	284 364 637	6 81 7
$^{134}_{55}\text{Cs}$	$^{133}\text{Cs}(n,\gamma)^{134}\text{Cs}$; 30	2,06 года	β^-	89 415 658	27 3 70	567 604 797	23 97 93
$^{137}_{55}\text{Cs} +$ $^{137m}_{56}\text{Ba}$	$\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	30 лет (2,6 мин)	β^-	512 1173	95 5	662	85
$^{133}_{56}\text{Ba}$	$^{133}\text{Cs}(d,2n)^{133}\text{Ba}$	10,7 года	$\Xi\Xi$	нет		81 303 356	34 19 63
$^{140}_{56}\text{Ba}$	$\text{U}(n,f)^{140}\text{Ba}$	12,8 сут	β^-	454 567 872 991 1005	25 10 4 36 25	30 162 305 424 537	13 6 4 3 24
$^{140}_{57}\text{La}$	$^{140}\text{Ba} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{140}\text{La}$ $^{139}\text{Ba}(n,\gamma)^{140}\text{La}$; 8,2	40 ч	β^-	1260 1344 1412 1677 2164	23 44 5 20 7	328 487 751 815 867 925 1596	20 44 4 23 6 7 95
$^{141}_{58}\text{Ce}$	$^{140}\text{Ce}(n,\gamma)^{141}\text{Ce}$; 0,6	32,5 сут	β^-	436 581	69 31	145	48
$^{144}_{58}\text{Ce}$	$\text{U}(n,f)^{144}\text{Ce}$	284 сут	β^-	185 238 318	20 5 75	134	11
$^{144}_{59}\text{Pr}$	$^{144}\text{Ce} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{144}\text{Pr}$	17 мин	β^-	810 2300 2996	1 1 98	696 2185	1,3 0,8
$^{155}_{63}\text{Eu}$	$^{154}\text{Sm}(n,\gamma)^{155}\text{Sm}$; 5,5 $^{155}\text{Sm} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{155}\text{Eu}$	4,7 года	β^-	141 160 246	48 27 13	87 105	36 24
				+другие		+другие	

1*	2	3*	4	5	6	7	8
$^{170}_{69}\text{Tm}$	$^{169}\text{Tm}(n,\gamma)^{170}\text{Tm}$; 130	129 сут	β^-	884 968	24 76	84	3
$^{185}_{74}\text{W}$	$^{184}\text{W}(n,\gamma)^{185}\text{W}$; 2,1	75 сут	β^-	432	~100	слабые	
$^{192}_{77}\text{Ir}$	$^{191}\text{Ir}(n,\gamma)^{192}\text{Ir}$; 1120	74 сут	β^- (96%) ЭЗ (4%)	256 536 672	6 41 49	296 308 317 468	29 29 82 48
$^{203}_{80}\text{Hg}$	$^{202}\text{Hg}(n,\gamma)^{203}\text{Hg}$; 5	46,7 сут	β^-	212	100	279	82
$^{204}_{81}\text{Tl}$	$^{203}\text{Tl}(n,\gamma)^{204}\text{Tl}$; 8	3,78 года	β^- (98%) ЭЗ (2%)	763	98	нет	
$^{210}_{83}\text{Bi}$	В ряду ^{238}U $^{210}\text{Pb} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{210}\text{Bi}$	5,0 сут	β^-	1161	100	нет	
$^{210}_{84}\text{Po}$	$^{210}\text{Bi} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{210}\text{Po}$	138 сут	α	5304	100	слабые	
$^{222}_{86}\text{Rn}$	$^{226}\text{Ra} \rightarrow \alpha \rightarrow ^{222}\text{Rn}$	3,82 сут	α	5490	100	слабые	
$^{231}_{90}\text{Th}$	$^{235}\text{U} \rightarrow \alpha \rightarrow ^{231}\text{Th}$	25,6 ч	β^-	140 206 288	2 12 85	25 84 90	14 8 1
$^{232}_{90}\text{Th}$	в природной смеси изотопов 100%	$1,40 \cdot 10^{10}$ лет	α	3954 4013	23 77	слабые	
$^{234}_{90}\text{Th}$	$^{238}\text{U} \rightarrow \alpha \rightarrow ^{234}\text{Th}$	24,1 сут	β^-	22 60 104 199	1 5 21 73	63 93	4 5
$^{234m}_{91}\text{Pa}$	$^{234}\text{Th} \rightarrow \beta^- \rightarrow ^{234m}\text{Pa}$	1,2 мин	β^-	2281	98	слабые	
$^{234}_{91}\text{Pa}$	$^{234m}\text{Pa} \rightarrow \text{И.П.} \rightarrow ^{234}\text{Pa}$	6,7 ч	β^-	424 484 514 654 711 1183	5 50 7 17 5 6	101 131 226 569 882 926	57 20 11 13 26 21
$^{235}_{92}\text{U}$	в природной смеси изотопов 0,72%	$7,04 \cdot 10^8$ лет	α	4367 4397	17 54	144 186	11 57
$^{238}_{92}\text{U}$	в природной смеси изотопов 99,28%	$4,47 \cdot 10^9$ лет	α	4150 4197	23 77	слабые	

Таблица П. 2

Величины t_γ для различных значений доверительной вероятности γ
и числа степеней свободы f

f	Доверительная вероятность γ			f	Доверительная вероятность γ		
	0,90	0,95	0,99		0,90	0,95	0,99
1	6,31	12,71	63,66	11	1,80	2,20	3,11
2	2,92	4,30	9,93	12	1,78	2,18	3,06
3	2,35	3,18	5,84	13	1,77	2,16	3,01
4	2,13	2,78	4,60	14	1,76	2,15	2,98
5	2,02	2,57	4,03	15	1,75	2,13	2,95
6	1,94	2,45	3,71	20	1,73	2,09	2,85
7	1,90	2,37	3,50	30	1,70	2,04	2,90
8	1,86	2,31	3,36	60	1,67	2,00	2,66
9	1,83	2,26	3,25	120	1,66	1,98	2,62
10	1,81	2,23	3,17	∞	1,64	1,96	2,58

Таблица П.3

Значения χ^2 для 5%-ного уровня значимости

Число степеней свободы, f	$\chi^2_{0,05}$	Число степеней свободы, f	$\chi^2_{0,05}$	Число степеней свободы, f	$\chi^2_{0,05}$
1	3,841	11	19,675	21	32,671
2	5,991	12	21,026	22	33,924
3	7,815	13	22,362	23	35,172
4	9,488	14	23,685	24	36,415
5	11,070	15	24,996	25	37,652
6	12,592	16	26,296	26	38,885
7	14,067	17	27,587	27	40,113
8	15,507	18	28,869	28	41,337
9	16,919	19	30,144	29	42,557
10	18,307	20	31,410	30	43,773

Таблица П. 4

Максимальные пробеги R_{\max} , слой половинного ослабления $d_{1/2}$ и коэффициенты ослабления μ β -излучения с максимальной энергией $E_{\beta, \max}$ в алюминии

$E_{\beta, \max}$, МэВ	R_{\max} , мг/см ²	$d_{1/2}$, мг/см ²	μ , см ² /г	$E_{\beta, \max}$, МэВ	R_{\max} , мг/см ²	$d_{1/2}$, мг/см ²	μ , см ² /г
0,01	0,16	0,1	6930	0,70	250	30	23
0,02	0,70	0,3	2310	0,80	310	37	19
0,05	3,9	0,8	866	0,90	350	45	15
0,10	14	1,8	385	1,00	410	53	13
0,20	42	3,9	178	1,25	540	74	9,4
0,30	76	7,0	99	1,50	670	97	7,1
0,40	115	11,7	59	1,75	800	119	5,8
0,50	160	17,5	40	2,00	950	140	5,0
0,60	220	24,0	29	2,50	1220	173	4,0

Таблица П. 5

Линейные коэффициенты ослабления μ' узкого пучка фотонов
для алюминия и свинца в зависимости от энергии E_γ

E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹		E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹		E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹	
	Al	Pb		Al	Pb		Al	Pb
0,02	8,61	939	0,15	0,35	21,8	1,0	0,16	0,771
0,03	2,70	323	0,20	0,32	10,7	1,25	0,15	0,658
0,04	1,30	151	0,30	0,28	4,25	1,5	0,13	0,567
0,05	0,86	82,1	0,40	0,25	2,44	2,0	0,12	0,508
0,06	0,65	50,8	0,50	0,22	1,70	3,0	0,09	0,468
0,08	0,48	23,6	0,60	0,20	1,33	4,0	0,08	0,472
0,10	0,42	60,3	0,662	0,20	1,18	5,0	0,08	0,481
0,145	0,36	24,6	0,80	0,18	0,95	6,0	0,07	0,494

Таблица П. 6

Коэффициенты истинного поглощения μ_e (см²/г) рентгеновского и γ -излучения
в воздухе в зависимости от энергии E_γ (МэВ)

E_γ	μ_e								
0,01	4,570	0,05	0,0374	0,15	0,0247	0,50	0,0298	1,3	0,0261
0,015	1,250	0,06	0,0283	0,20	0,0265	0,60	0,0295	1,5	0,0254
0,02	0,501	0,08	0,0231	0,25	0,0281	0,70	0,0292	2,0	0,0234
0,03	0,139	0,10	0,0227	0,30	0,0287	0,80	0,0287	3,0	0,0205
0,04	0,0616	0,125	0,0241	0,40	0,0294	1,00	0,0278	4,0	0,0193

Таблица П. 7

Керма-постоянные Γ_B (аГр·м²/с·Бк) и гамма-постоянные Γ_γ (Р·см²/ч·мКи)
некоторых радионуклидов

Нуклид	Γ_B	Γ_γ	Нуклид	Γ_B	Γ_γ	Нуклид	Γ_B	Γ_γ
²² Na	77	11,8	⁷⁶ As	16,7	2,55	¹³⁷ Cs+ ^{137m} Ba	21	3,2
²⁴ Na	111,9	18,1	⁸² Br	87,1	13,3	¹³³ Ba	19	2,9
⁴⁰ K	4,8	0,74	⁸⁶ Rb	3,3	0,5	¹⁴⁰ Ba	7,5	1,13
⁴² K	9,2	1,4	⁸⁹ Sr + ^{89m} Y	3·10 ⁻³	5·10 ⁻⁴	¹⁴⁰ La	76	11,6
⁵¹ Cr	1,7	0,26	⁹¹ Y	0,13	0,02	¹³⁹ Ce	11,8	1,8
⁵² Mn	118	18,0	⁹⁵ Zr + ^{95m} Nb	27,1	4,14	¹⁴¹ Ce	2,8	0,43
⁵⁴ Mn	30	4,6	⁹⁵ Nb	28	4,3	¹⁴⁴ Ce+ ¹⁴⁴ Pr	1,78	0,27
⁵⁶ Mn	56	8,5	¹⁰⁶ Ru+ ¹⁰⁶ Rh	7,6	1,16	¹⁴⁴ Pr	0,92	0,14
⁵⁹ Fe	41	6,2	^{110m} Ag+ ¹¹⁰ Ag	101	15,4	¹⁵⁵ Eu	2,6	0,39
⁵⁷ Co	3,7	0,56	¹¹¹ Ag	0,98	0,15	¹⁷⁰ Tm	0,20	0,03
⁵⁸ Co	35	5,4	^{113m} In	11,8	1,8	¹⁸⁵ W	2·10 ⁻³	3·10 ⁻⁴
⁶⁰ Co	84	12,8	¹¹³ Sn+ ^{113m} In	18,3	2,8	¹⁹² Ir	31	4,7
⁶⁴ Cu	7,4	1,13	¹²⁴ Sb	63	9,6	²⁰³ Hg	8,5	1,3
⁶⁵ Zn	20	3,1	¹³¹ I	14,1	2,16	²²⁶ Ra*	55	8,4
⁷⁴ As	28	4,3	¹³⁴ Cs	57	8,7	²⁴¹ Am	0,92	0,14

* - в равновесии с продуктами распада.

Таблица П.8

Нормализованные парциальные керма-постоянные $\Gamma_{В,i}^*$ ($\text{аГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}\cdot\text{Бк}$)
и гамма-постоянные $\Gamma_{Э,i}^*$ ($\text{Р}\cdot\text{см}^2/\text{ч}\cdot\text{мКи}$) фотонов с энергией E_γ (МэВ)

E_γ	$\Gamma_{В,i}^*$	$\Gamma_{Э,i}^*$									
0,03	5,74	0,876	0,08	2,44	0,373	0,4	15,0	2,292	0,9	32,6	4,98
0,04	3,42	0,522	0,10	2,96	0,452	0,5	18,9	2,89	1,0	35,6	5,44
0,05	2,58	0,394	0,15	4,76	0,727	0,6	22,6	3,45	1,5	48,6	7,42
0,06	2,30	0,351	0,20	6,81	1,040	0,7	26,2	4,00	2,0	59,7	9,11
0,07	2,32	0,354	0,30	11,0	1,679	0,8	29,4	4,89	3,0	78,8	12,0

Таблица П. 9

Дозовые факторы накопления для свинца
(точечный изотропный источник в бесконечной среде)

E_γ , МэВ	$\mu\text{д}$											
	0,5	1	2	3	4	5	6	7	8	10	15	20
0,13	1,40	1,59	2,06	2,46	2,88	3,38	3,99	4,77	5,82	9,21	39,7	220
0,15	1,29	1,40	1,59	1,70	1,77	1,82	1,86	1,91	1,95	2,05	2,36	2,83
0,2	1,15	1,18	1,23	1,25	1,27	1,28	1,29	1,30	1,31	1,33	1,37	1,40
0,3	1,10	1,13	1,21	1,26	1,30	1,34	1,37	1,40	1,42	1,47	1,56	1,64
0,4	1,11	1,17	1,29	1,38	1,45	1,51	1,57	1,62	1,67	1,76	1,95	2,11
0,5	1,14	1,22	1,38	1,50	1,61	1,71	1,80	1,89	1,96	2,10	2,42	2,69
0,6	1,14	1,22	1,41	1,57	1,69	1,80	1,90	2,00	2,10	2,28	2,65	2,97
0,8	1,14	1,28	1,53	1,74	1,91	2,08	2,24	2,39	2,54	2,83	3,44	4,00
1,0	1,16	1,31	1,61	1,87	2,10	2,32	2,52	2,75	2,96	3,37	4,30	5,17
2,0	1,21	1,39	1,76	2,12	2,47	2,83	3,20	3,58	3,97	4,76	6,80	8,89
3,0	1,23	1,39	1,73	2,09	2,46	2,86	3,29	3,76	4,25	5,31	8,39	12,0
4,0	1,25	1,41	1,74	2,11	2,49	2,92	3,40	3,92	4,50	5,80	10,1	16,1

Таблица П.10

Дозовые факторы накопления для алюминия (бетона*)
(точечный изотропный источник в бесконечной среде)

E_γ , МэВ	$\mu\text{д}$						
	1	2	4	7	10	15	20
0,1	2,9	5,8	13	25	57	130	290
0,2	2,9	5,5	12	27	73	230	500
0,4	2,5	4,5	9,9	22	48	120	220
0,5	2,37	4,24	9,47	21,5	38,9	80,8	141
1,0	2,02	3,31	6,57	13,1	21,2	37,9	58,5
2,0	1,75	2,62	4,62	8,05	11,9	18,7	26,3
3,0	1,64	2,32	3,78	6,14	8,65	13,0	17,7
4,0	1,53	2,08	3,22	5,01	6,88	10,1	13,4

* - можно использовать для оценки значения фактора накопления в бетоне

Таблица П.11

Толщина защиты из свинца (см) в зависимости от кратности ослабления **k** и энергии γ -излучения (широкий пучок)

k	Энергия γ -излучения, МэВ															
	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,662	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	4,0
1,5	0,02	0,05	0,12	0,21	0,32	0,39	0,45	0,48	0,58	0,66	0,74	0,89	1,0	1,2	1,4	1,4
2	0,03	0,08	0,19	0,34	0,36	0,65	0,75	0,80	0,97	1,1	1,2	1,5	1,7	2,0	2,2	2,2
5	0,06	0,17	0,42	0,76	1,1	1,5	1,7	1,8	2,1	2,4	2,7	3,2	3,7	4,4	4,7	4,7
8	0,08	0,21	0,54	0,97	1,4	1,9	2,1	2,3	2,7	3,1	3,4	4,1	4,7	5,5	5,9	5,9
10	0,08	0,24	0,59	1,1	1,6	2,0	2,3	2,5	3,0	3,4	3,8	4,5	5,2	6,0	6,5	6,5
20	0,11	0,30	0,76	1,4	2,0	2,6	3,0	3,2	3,8	4,3	4,8	5,7	6,6	7,6	8,3	8,2
30	0,12	0,34	0,86	1,5	2,3	3,0	3,4	3,6	4,3	4,8	5,4	6,4	7,4	8,6	9,3	9,3
40	0,14	0,37	0,93	1,7	2,5	3,2	3,6	3,8	4,6	5,2	5,8	6,9	8,0	9,2	10,0	10,0
50	0,14	0,39	0,98	1,8	2,6	3,4	3,8	4,0	4,8	5,5	6,1	7,3	8,4	9,7	10,6	10,6
60	0,15	0,40	1,0	1,8	2,7	3,5	4,0	4,2	5,0	5,7	6,4	7,6	8,7	10,1	11,0	11,0
80	0,16	0,43	1,1	2,0	2,9	3,7	4,2	4,5	5,4	6,1	6,8	8,1	9,3	10,8	11,8	11,7
100	0,17	0,45	1,2	2,1	3,0	3,9	4,4	4,7	5,6	6,4	7,1	8,4	9,7	11,3	12,3	12,3
200	0,20	0,52	1,3	2,4	3,5	4,5	5,1	5,4	6,4	7,3	8,1	9,6	11,1	12,8	14,0	14,0
500	0,24	0,60	1,5	2,7	4,0	5,2	5,9	6,2	7,4	8,4	9,4	11,1	12,8	14,9	16,3	16,3
1000	0,28	0,67	1,7	3,0	4,4	5,7	6,5	6,9	8,2	9,3	10,4	12,3	14,1	16,4	17,9	17,9
2000	0,31	0,74	1,9	3,3	4,9	6,3	7,1	7,6	9,0	10,2	11,3	13,4	15,5	17,9	19,6	19,6
5000	0,35	0,82	2,1	3,7	5,4	7,0	8,0	8,4	10,0	11,3	12,6	14,9	17,2	19,8	21,8	21,8
$1 \cdot 10^4$	0,38	0,89	2,3	4,0	5,8	7,6	8,6	9,1	10,8	12,2	13,5	16,0	18,5	21,3	23,4	23,5
$2 \cdot 10^4$	0,42	0,95	2,4	4,3	6,3	8,1	9,2	9,7	11,5	13,0	14,5	17,2	19,7	22,8	25,1	25,1
$5 \cdot 10^4$	0,46	1,0	2,6	4,7	6,8	8,8	10,0	10,6	12,5	14,2	15,7	18,6	21,4	24,7	27,2	27,3
$1 \cdot 10^5$	0,50	1,1	2,8	5,0	7,2	9,3	10,6	11,2	13,3	15,0	16,7	19,7	22,7	26,2	28,9	29,0
$2 \cdot 10^5$	0,53	1,2	3,0	5,3	7,7	9,9	11,2	11,8	14,1	15,9	17,6	20,9	24,0	27,7	30,5	30,6
$5 \cdot 10^5$	0,58	1,2	3,2	5,6	8,2	10,6	12,0	12,7	15,1	17,0	18,9	22,3	25,7	29,6	32,6	32,8
$1 \cdot 10^6$	0,61	1,3	3,4	5,9	8,6	11,1	12,6	13,3	15,8	17,9	19,8	23,4	27,0	31,1	34,2	34,4