
8. Дозы ионизирующих излучений

ВВЕДЕНИЕ

Современное развитие естественных наук вызвало необходимость систематизации и углубления опыта по исследованию вредного влияния различного рода излучений на биологические и другие объекты.

В данной работе рассматривается влияние на человеческий организм ионизирующего излучения, возникающего при радиоактивном распаде и ядерных реакциях. Цель настоящей работы — дать сведения об основных понятиях дозиметрии, о способах защиты от излучений, о предельно допустимых дозах и уровнях радиации. Экспериментальный раздел работы даст возможность освоить современные методы дозиметрии.

§ 1. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ ДОЗИМЕТРИИ

В результате воздействия излучения на вещество могут происходить следующие процессы:

- ионизация атомов и молекул;
- возбуждение атомов и молекул (с испусканием, как и в случае ионизации, вторичного электромагнитного излучения);
- химические изменения вещества, в том числе разрушение молекул и образование свободных радикалов;
- нагревание вещества;
- ядерные реакции (например, захват ядрами нейтронов с последующим образованием и распадом радиоактивных нуклидов) и некоторые другие процессы.

Во всех случаях происходит передача энергии излучения веществу, поэтому естественно рассматривать эту переданную энергию как меру воздействия излучения на вещество. Отсюда следует понятие *дозы* — фундаментальной величины дозиметрии —

доза есть энергия, переданная излучением единице массы вещества — $D = E/m$. В качестве единицы дозы может быть выбрана любая величина, имеющая соответствующую размерность. В системе СИ эта величина есть *Джоуль/килограмм*. Единица дозы в системе СИ называется *грей* (Г.Грей — английский физик, 1905–1965) и она равна:

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/1 кг}$$

Ранее использовалась внесистемная единица дозы *рад*, $1 \text{ рад} = 100 \text{ эрг/г}$. Так как $1 \text{ Дж} = 10^7 \text{ эрг}$, то $1 \text{ Гр} = 10^4 \text{ эрг/г} = 100 \text{ рад}$.

В течение длительного времени и нередко в настоящее время используется внесистемная единица дозы *рентген* (Р). Рентген — это такая доза облучения рентгеновскими или гамма-квантами, при которой в 1 см^3 сухого атмосферного воздуха при температуре 0°C и давлении 760 мм рт. ст. образуются ионы, несущие заряд 1 СГСЕ каждого знака. Если принять, что средняя величина энергии ионизации молекул воздуха составляет 34 эВ, то доза 1 Р соответствует поглощению энергии 88 эрг в 1 г сухого воздуха, что близко к значению 1 рад. Доза, выраженная в рентгенах, носит название *экспозиционной* (исторический термин). Отметим, что хотя экспозиционная доза относится к сухому воздуху при нормальных условиях, тем не менее её применение имеет смысл, так как воздух (смесь газов N_2 –75%, O_2 –23%, CO_2 –0,05%, Ar, Ne, Xe, Kr, H_2O –1,85%) и мягкие ткани человеческого тела состоят из элементов с близким атомными номерами Z .

Для характеристики воздействия излучения на биологические объекты существенно не только количество энергии, переданной объекту, но и то, каким образом передана эта энергия. Если *плотность ионизации* при передаче энергии велика, как это имеет место, например, при облучении альфа-частицами или протонами, то молекулы белков и ДНК могут быть разорваны в нескольких местах и их повреждения становятся необратимыми, так как защитные механизмы организма не могут их восстановить. Образовавшиеся свободные радикалы весьма токсичны и могут нанести дополнительный вред организму. При облучении электронами или рентгеновскими и гамма-лучами степень разрушения молекул, как правило, значительно меньше, что позволяет защитным силам организма в какой-то мере восстановить молекулы. Для учета особенностей воздействия различных типов излучения

на биологические объекты необходимо рассматривать величину *линейной плотности ионизации* ($ЛПИ = \Delta N / \Delta L$) и величину *линейной передачи энергии* ($ЛПЭ = \Delta E / \Delta L$) для различных видов излучения с различной энергией. Исходя из величин ЛПИ и ЛПЭ определяются значения коэффициентов, которые следует учитывать при оценке воздействия тех или иных видов излучения на биологические объекты. Эти коэффициенты называются *взвешивающими*. Значения взвешивающих коэффициентов для ряда излучений приведены в табл. 11 (значения взяты из Норм радиационной безопасности НРБ-99[1]).

Используя значения взвешивающих коэффициентов, можно определить величину полученной дозы с учетом особенностей воздействия отдельных видов излучения на биологические объекты. Эта доза называется *эквивалентной*. Эквивалентная доза $D_{\text{ЭКВ}}$ определяется по формуле:

$$D_{\text{ЭКВ}} = W_R \cdot D_R, \quad (8.1)$$

где W_R — взвешивающий коэффициент для излучения вида R (см. табл. 11); D_R — доза от излучения вида R . Если поле излучения состоит из нескольких видов излучения R_i , то

$$D_{\text{ЭКВ}} = \sum_i W_{R_i} \cdot D_{R_i}, \quad (8.2)$$

где символом i обозначены отдельные виды излучения.

Единицей измерения эквивалентной дозы является *Джоуль/кг*, которая называется *зиверт* (Р.Зиверт — шведский физик, 1896–1966)

$$1 \text{ Зв} = 1 \text{ Дж/кг} = 10^4 \text{ эрг/г}$$

Ранее использовалась внесистемная единица эквивалентной дозы *бэр* ($1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$).

Кроме величины плотности ионизации большое значение имеет место облучения, т. е. какой именно орган подвергается воздействию ионизирующего излучения. Было установлено, что наиболее чувствительными к радиации являются кроветворные органы, гонады, легкие, щитовидная железа, желудок. Величина, характеризующая меру воздействия излучения на человека с учетом радиочувствительности его органов, называется *эффективной дозой*. Она является суммой произведений эквивалентной до-

Таблица 11. Взвешивающие коэффициенты W_R для отдельных видов излучения.

Вид излучения	W_R
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Таблица 12. Взвешивающие коэффициенты W_T для тканей и органов.

Тип ткани или органа	W_T
Гонады	0,2
Костный мозг (красный)	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01

зы, полученной отдельным органом, на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного органа или ткани:

$$D_{\text{эфф.}} = \sum W_T \cdot D_T, \quad (8.3)$$

где D_T — эквивалентная доза в ткани или органе; W_T — соответствующий взвешивающий коэффициент для ткани или органа (табл. 12). Эффективная доза измеряется в *зивертах* (Дж/кг).

Именно величина эффективной дозы характеризует воздействие излучения на человека, поэтому предельно допустимые уровни облучения выражаются в единицах эффективной дозы. В табл. 13 приведены пределы *годовой эффективной дозы*, установленные Нормами радиационной безопасности НРБ-99.

Основные дозовые пределы облучения не включают в себя дозы от природных и медицинских источников, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Таблица 13. Основные годовые дозовые пределы.

Лица из персонала (группа А) Эффективная доза за год	Лица из населения Эффективная доза за год
20 мЗв (2 бэр) в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв (0,1 бэр) в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год

Персонал группы А — это лица, работающие с источниками техногенных ионизирующих излучений. Персонал группы Б — это лица, находящиеся по условиям работы в сфере воздействия источников. Нормы для персонала группы Б не должны превышать 25% от норм для персонала группы А. Отметим, что дозовый уровень 1 мЗв в год близок к величине естественного фона.

В дозиметрии существенно понятие *мощности дозы*. Мощность дозы — это величина дозы, полученной за определенный интервал времени (например: час, сутки, год).

Одной из основных дозиметрических характеристик является *активность источника*. Активность источника — это число актов распада радиоактивного нуклида в единицу времени. Единицей активности в системе СИ является *беккерель* (Бк). Один беккерель равен одному распаду в секунду. Ранее использовалась и до сих пор нередко применяется внесистемная единица активности — *кюри*, $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}^4$.

В Нормах радиационной безопасности (НРБ-99) приводятся объёмные содержания нуклидов в воздухе (например, содержание радона, т.е. смеси газов ^{220}Rn и ^{222}Rn , не должно превышать 200 Бк/м^3). Там же приведены предельно допустимые уровни загрязнения радиоактивными нуклидами кожного покрова, поверхности рабочих помещений и используемых средств защиты (см. табл. 14).

§ 2. ДОЗИМЕТРИЯ ОТДЕЛЬНЫХ ВИДОВ ИЗЛУЧЕНИЯ

ДОЗИМЕТРИЯ α -ЧАСТИЦ И ПРОТОНОВ

Энергия α -частиц, испускаемых радиоактивными изотопами, лежит в пределах от 4 до 11 МэВ. Пробег α -частиц в воздухе при

⁴1 Ки — это активность 1 г ^{226}Ra .

Таблица 14. Допустимые уровни общего радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, средств индивидуальной защиты и поверхности помещений, част./мин×см².

Объект загрязнения	α-активные высокотоксичные нуклиды [*]	α-активные нуклиды (прочие)	β-активные нуклиды
Кожные покровы, поверхности средств индивидуальной защиты	2	2	200
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в этих помещениях оборудования	50	200	1000

*Высокотоксичными альфа-излучателями считаются нуклиды, допустимая объемная концентрация которых в воздухе рабочих помещений менее 300 Бк/м³, например, ²²⁶Ra.

нормальных условиях составляет 3 — 11 см, в алюминии от 0,1 до 0,4 мм. Сложенный пополам обычный лист писчей бумаги полностью поглощает α-частицы с энергией 5 МэВ (он эквивалентен 5 см воздуха).

Путь протонов, α-частиц и более тяжелых ионов в веществе приблизительно прямолинеен вплоть до полной остановки. С уменьшением энергии энергетические потери и ионизирующая способность α-частиц и протонов увеличивается. В конце пробега удельная ионизация достигает максимума и быстро падает до нуля. Максимум ионизации α-частиц соответствует энергии 0,6 МэВ, протонов — 0,15 МэВ. Из-за малого рассеяния тяжелых частиц зависимость распределения глубинных доз (для параллельного пучка частиц) имеют отчетливо выраженный максимум вблизи конца пробега. Мощность дозы от источника α-частиц активностью $3,7 \times 10^7$ Бк (1 мКи) равна

$$P = 0,42 \cdot E \text{ мЗв/час}, \quad (8.4)$$

где E — энергия α-частицы, МэВ.

Внешний покров тела человека полностью поглощает α-частицы, поэтому внешнее облучение α-частицами не представляет опасности для внутренних органов человека. Однако так как плотность ионизации, создаваемая α-частицами, велика (примерно $3 \cdot 10^4$ пар ионов на каждый сантиметр пути), то α-частицы

весьма опасны при попадании их внутрь организма. При непосредственном контакте с α -источниками α -частицы вызывают долго незаживающие ожоги на поверхности тела.

В дозиметрических приборах для регистрации α -частиц и протонов используются сцинтилляционные и газонаполненные детекторы, закрытые тонкими пленками (для уменьшения эффекта поглощения). На эффект поглощения вносятся поправки, зависящие от энергии и вида излучения.

ДОЗИМЕТРИЯ β -ИЗЛУЧЕНИЯ

Проникающая способность β -излучения значительно больше, чем α -частиц. Пробег β -частиц в воздухе зависит от их энергии и для частиц, обладающих энергией 3 МэВ, составляет около 3 м. Одежда и кожный покров человеческого тела поглощают около 75% β -частиц и только 20–25% проникает внутрь человеческого тела на глубину 2 мм. Наибольшую опасность представляет попадание β -частиц в глаза, так как внешняя поверхность глаза не имеет защитного покрова. Удельная ионизация, создаваемая β -частицей, значительно меньше, чем α -частицей той же энергии. Это объясняется меньшим электрическим зарядом и большей скоростью движения β -частиц, уменьшающей вероятность взаимодействия с атомами. Средняя удельная ионизация, вызываемая β -излучением в воздухе, составляет в среднем 60 пар ионов на 1 см пути β -частицы. Рассеяние играет для легких β -частиц значительно большую роль, чем для тяжелых α -частиц. В результате значительного отклонения β -частиц под влиянием электрических полей, создаваемых атомами, фактический путь β -частиц в воздухе значительно превышает зону действия β -излучения (1–3 м). Полное поглощение β -частиц с энергией 1 МэВ происходит в слое алюминия ≈ 3 мм.

При дозиметрии β -излучения следует различать дозиметрию β -источников, введенных в организм (внутреннее облучение), и дозиметрию внешних потоков β -излучения (внешнее облучение).

При дозиметрии β -источника, введенного в организм, необходимо знать период полураспада радиоактивного нуклида, среднюю энергию β -частиц, концентрацию радиоактивного нуклида в облучаемом органе и период полувыведения нуклида из организма.

Чтобы вычислить мощность дозы от β -активного нуклида, введенного в организм, предположим, что нуклид распределен равномерно и что пробег электронов мал по сравнению с размерами области, где распределен нуклид. Тогда энергия, поглощенная веществом, равна суммарной энергии испущенных β -частиц. Мощность дозы в 1 грамме для концентрации n (Бк/г) равна

$$P = 1,6 \cdot 10^{-7} n E \quad \text{мЗв/час}, \quad (8.5)$$

где E — средняя энергия β -частиц непрерывного спектра, МэВ.

Так как наряду с радиоактивным распадом идёт выделение радиоактивного вещества, то необходимо использовать эффективный период полувыведения $T_{\text{эфф}}$:

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_{1/2} T_{\text{ВЫВ}}}{T_{1/2} + T_{\text{ВЫВ}}}, \quad (8.6)$$

где $T_{1/2}$ — период полураспада; $T_{\text{ВЫВ}}$ — период полувыведения радиоактивного вещества.

Если C_0 — начальная концентрация, то

$$C(t) = C_0 \exp(-t \ln 2 / T_{\text{эфф}}). \quad (8.7)$$

Доза внешних потоков β -излучения измеряется тонкостенными счетчиками, изготовленными из материала с малым Z . В качестве детекторов электронов часто используются органические сцинтилляторы. Во всех случаях входные окна дозиметров закрываются тонкими пленками, на поглощение в которых вводят соответствующие поправки.

ДОЗИМЕТРИЯ γ -ИЗЛУЧЕНИЯ

Гамма-излучение обладает наибольшей проникающей способностью по сравнению с альфа- и бета-излучениями. В воздухе γ -излучение может преодолевать значительные расстояния, не испытывая существенного поглощения. Ослабления γ -излучения можно достигнуть, применяя свинец, сталь, большие слои бетона и грунта. Большая проникающая способность γ -излучения делает его особенно опасным при внешнем облучении. Например, чтобы ослабить действие γ -излучения с энергией 1 МэВ в 2 раза,

потребовался бы свинцовый комбинезон массой 130 кг. Линейная плотность ионизации, создаваемая γ -излучением, значительно меньше, чем при облучении α - и β -излучениями. На 1 см пути в воздухе γ -кванты создают только несколько пар ионов.

При прохождении γ -квантов через среду ионизация производится электронами, которые выбиваются из атомов в результате взаимодействия с γ -квантами. Интенсивность потока γ -излучения после прохождения через слой толщиной x определяется экспоненциальным законом

$$I(x) = I_0 \exp(-\mu x), \quad (8.8)$$

где μ — полный коэффициент ослабления γ -излучения, определяемый свойствами вещества ослабляющего слоя и энергией γ -квантов.

Защитные свойства часто характеризуются *толщиной половинного поглощения*, т. е. толщиной слоя, после прохождения которого интенсивность γ -излучения уменьшается вдвое. Связь коэффициента ослабления γ -излучения и слоя половинного ослабления $x_{1/2}$ выражается следующей формулой:

$$x_{1/2} = \ln 2 / \mu \approx 0,693 / \mu. \quad (8.9)$$

Для оценки ионизирующего действия γ -излучения используется понятие *ионизационной постоянной*. Ионизационная постоянная радиоактивного нуклида определяется как мощность дозы, создаваемая нефльтрованным γ -излучением точечного источника активностью 1 мКи на расстоянии 1 см.

Ионизационная постоянная для одной монохроматической линии определяется по формуле

$$K_\gamma = \frac{3600 \cdot 3,7 \cdot 10^7 (\tau + \sigma) h\nu}{4 \cdot \pi \cdot 7,1 \cdot 10^4} \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{мКи} \cdot \text{ч}}, \quad (8.10)$$

где $h\nu$ — энергия кванта, МэВ; τ — коэффициент фотоэлектрического поглощения в воздухе, см^{-1} ; σ — коэффициент поглощения при комптоновском рассеянии в воздухе (с учетом вторичного взаимодействия), см^{-1} . Постоянный множитель возник при переходе к единицам, используемым в дозиметрии (мКи, ч, Р и МэВ).

В табл. 15 указаны значения ионизационной постоянной K_γ для некоторых радиоактивных нуклидов.

Таблица 15. Значения ионизационной постоянной K_γ для ряда радиоактивных нуклидов.

Нуклид	$T_{1/2}$	E_γ , кэВ	K_γ , Р·см ² ·мКи ⁻¹ ·ч ⁻¹	K_γ , мЗв·см ² ·МБк ⁻¹ ·ч ⁻¹
²⁴ Na	14,66 час	1369 и 2754	18,1	4,3
⁶⁰Co	5,27 года	1173 и 1332	12,8	3,0
¹³¹ I	8,04 дн.	Сложный спектр	2,2	0,52
¹³⁴ Cs	2,06 года	Сложный спектр	8,7	2,1
¹³⁷Cs	30,0 лет	661,6	3,2	0,76
¹⁷⁰ Tm	129 дн.	84,3	0,3	0,07
¹⁹² Ir	73,8 дн.	Сложный спектр	4,7	1,12
²²⁶ Ra	1600 лет	Сложный спектр	8,4	2,0

Для того, чтобы определить **мощность дозы источника γ -излучения** необходимо знать активность источника, расстояние между облучаемым объектом и источником, значение ионизационной постоянной для данного нуклида и размеры источника.

Мощность дозы от *точечного источника* γ -излучения вычисляется по формуле

$$P = \frac{K_\gamma A}{R^2} \frac{P}{\text{ч}}, \quad (8.11)$$

где K_γ — ионизационная постоянная, Р·см²/(мКи·ч); R — расстояние от точечного источника до ионизируемого объекта, см; A — активность источника, мКи. При переходе от единиц $P/\text{ч}$ к единицам Зв/ч надо учесть, что 1 Р=0,0088 Зв.

В случае широкого пучка имеется возможность попадания в детектор рассеянного γ -излучения. Вероятность попадания рассеянных γ -квантов в детектор увеличивается с увеличением поля облучения. Расчеты мощности дозы от широкого источника сложны. В настоящей работе используются источники небольших размеров и к ним применимо приближение точечного источника.

ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Нейтроны, как правило, не испускаются при распаде радиоактивных нуклидов, но очень часто возникают в ядерных реакциях. На практике нейтронное излучение сопровождает работу ускоряющих и энергетических ядерных установок.

Не имеющие заряда нейтроны не вызывают непосредственного биологического эффекта. При соударениях с легкими ядрами (например, с ядрами водорода) нейтроны высоких энергий передают ядрам часть своей кинетической энергии, при этом атомы теряют свои орбитальные электроны и при движении в среде вызывают её ионизацию.

Медленные нейтроны вызывают активацию ядер, беспрепятственно проникая сквозь кулоновский барьер. Массовое число ядра поглотившего нейтрон, увеличивается на единицу, т. е. ядро становится новым изотопом того же элемента и при этом, как правило, неустойчивым. Его распад сопровождается испусканием излучения, которое опять-таки вызывает ионизацию соседних атомов. По своему воздействию на организм нейтроны делятся на две энергетические группы: медленные нейтроны с энергией до 10 МэВ и быстрые нейтроны с энергией более 10 МэВ.

Защита от нейтронного излучения осуществляется в два этапа:

1 этап. Замедление нейтронов до энергий 0,01–0,1 эВ (тепловые нейтроны). В качестве замедлителей используются водородосодержащие вещества (парафин, вода, пластмассы и т.д.) и графит.

2 этап. Поглощение тепловых нейтронов. В качестве поглотителей можно выбрать любое вещество с большим сечением захвата (часто используются кадмий, бор и их химические соединения).

Необходимо отметить, что захват тепловых нейтронов сопровождается гамма-излучением. Поэтому необходимо принять меры к защите от этого вида излучения.

§ 3. ИЗМЕРЕНИЕ АКТИВНОСТИ ПРЕПАРАТОВ

Для того, чтобы вычислить полученную дозу и толщину защиты от конкретного вида излучения необходимо знать или уметь определить абсолютную активность источника ионизирующего излучения. В настоящее время разработаны надежные методы определения абсолютных активностей препаратов. Выбор метода определяется требуемой точностью и качеством источника. Ниже кратко рассматриваются наиболее часто используемые методы и оценивается их применимость.

Метод счета с фиксированным телесным углом позволяет с минимальным количеством аппаратуры определить абсолютную активность, но введение многочисленных поправок, зависящих от энергии и типа излучения (в том числе поправка на самопоглощение излучения в источнике), сильно снижает указанное достоинство. Вводимые поправки не табулируются и требуют определения для каждой установки. Измеряемые активности малы и составляют несколько микроюри.

Принцип метода очень прост. Измеряемая активность и детектор располагаются на расстоянии R друг от друга и производится измерение скорости счета N . Исходя из геометрии опыта и конструкции детектора находится телесный угол Ω , под которым излучение источника попадает в детектор. Обычно перед детектором располагается коллимирующая диафрагма (входное окно детектора), что упрощает определение телесного угла. Также необходимо знать эффективность детектора⁵ k для данного вида излучения.

Активность препарата вычисляется по формуле

$$A = \frac{4\pi N}{\Omega k}. \quad (8.12)$$

Калориметрический метод позволяет определить активность препарата тем точнее, чем она больше. Метод требует точного знания схемы распада. Поправки на самопоглощение в источнике (препарате) не требуется.

Методы ионизационной камеры по сути дела относительные и требуют эталонных препаратов из измеряемого нуклида.

Для источников, испускающих только заряженные частицы (β или α), а также для радиоактивных газообразных источников используются 4π -счетчики, регистрирующие полное число частиц, испускаемых во всех направлениях. Эксплуатация подобного прибора и приготовление источников с высокой удельной активностью требуют высокого мастерства экспериментатора и поэтому метод используется в случаях повышенных требований и точности измерения.

⁵Эффективность детектора — безразмерная величина, равная отношению числа зарегистрированных частиц к полному числу частиц, попавших в детектор. Подробнее см. с. 118.

Методы β - γ и γ - γ совпадений требуют использования дополнительной электронной аппаратуры — схемы совпадений, но позволяют быстро определять активность препарата, если схема распада проста.

Рассмотрим суть этого метода. Пусть, например, радиоактивный препарат испускает β -частицу и γ -квант. Тогда препарат помещается между двумя детекторами (рис. 61), один из которых регистрирует только β -излучение, а другой только γ -лучи.

Скорость счета по β -каналу (N_β) определяется эффективностью счетчика (k), телесным углом (ω) и самопоглощением в источнике (η). Тогда

$$N_\beta = N_0 k_\beta \omega_\beta \eta_\beta,$$

где N_0 — полное число распадов в секунду.

Аналогичное рассуждение применительно к γ -каналу даст

$$N_\gamma = N_0 k_\gamma \omega_\gamma \eta_\gamma.$$

Количество совпадений во времени импульсов от β - γ -каналов будет определяться следующей формулой:

$$N_{\text{совп}} = N_0 k_\beta \omega_\beta \eta_\beta k_\gamma \omega_\gamma \eta_\gamma$$

или

$$N_{\text{совп}} = N_0 BC,$$

где $B = k_\beta \omega_\beta \eta_\beta$ и $C = k_\gamma \omega_\gamma \eta_\gamma$ — вероятности образования отсчета в β - и γ -каналах соответственно.

Легко убедиться, что

$$\frac{N_\beta N_\gamma}{N_{\text{совп}}} = N_0. \quad (8.13)$$

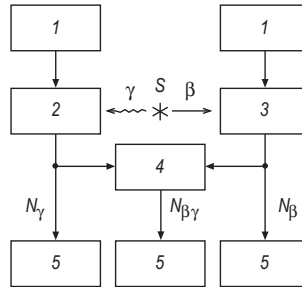


Рис. 61. Блок-схема установки для определения абсолютной активности методом совпадений:

1 — блоки высокого напряжения; 2 — детектор γ -квантов; 3 — детектор β -частиц; 4 — схема β - γ -совпадений; 5 — пересчетные приборы; S — источник

Таким образом, получено число актов распада в данном радиоактивном препарате без каких либо дополнительных исследований характеристик детектора и источника.

Использование в измерениях схемы совпадений требует введения поправки на случайные совпадения:

$$N_{\text{сл}} = 2\tau N_{\beta} N_{\gamma}, \quad (8.14)$$

где τ — разрешающее время схемы совпадений.

При окончательном расчете случайные совпадения $N_{\text{сл}}$ следует исключить из общего числа совпадений $N_{\text{совп}}$. Необходимо также исключить фон β - и γ -каналов (счет в отсутствие исследуемого препарата) из N_{β} и N_{γ} соответственно.

Наличие сложной схемы распада, т. е. нескольких путей распада исходного ядра, приводит к необходимости регистрации частиц и квантов различной энергии. Это усложняет задачу, так как эффективность регистрации в этом случае будет различной.

§ 4. УКАЗАНИЯ ПО ВЫПОЛНЕНИЮ РАБОТЫ

Часть 1. ИЗУЧЕНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ИНТЕНСИВНОСТИ γ -ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ РАССТОЯНИЯ, ОПРЕДЕЛЕНИЕ КРАТНОСТИ СНИЖЕНИЯ ДОЗЫ ЗА СЧЕТ УСТАНОВКИ ЗАЩИТЫ, РАСЧЕТ МОЩНОСТИ ДОЗЫ В ЗОНЕ ДЕЙСТВИЯ ПУЧКА γ -ИЗЛУЧЕНИЯ.

Установка показана на рис. 62. На рельсовом основании 1 установлен источник радиоактивного излучения 2 в свинцовой защите 3. Детектор излучения состоит из кристалла NaJ(Tl) 4, фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) 5 и формирователя 6.

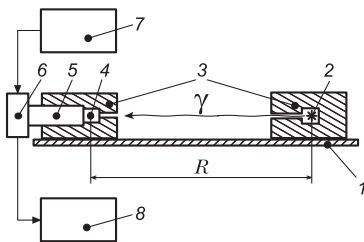


Рис. 62. Схема установки

Детектор также помещен в свинцовую защиту 3 для снижения фона. Расстояние между источником и детектором может изменяться путем передвижения источника излучения в свинцовой защите вдоль рельсового основания. Расстояние R определяется по шкале, помещенной на рельсовом основании. Питание усилителя и ФЭУ

осуществляется от блока питания 7. С формирователя импульсы поступают на вход пересчетного прибора 8. Пересчетный прибор служит для счета импульсов.

Каждое измерение надо производить несколько раз с указанной статистической точностью. Измерение скорости счета фона производится при источнике, закрытом заглушкой, и максимальном расстоянии между источником и детектором.

Задание 1. Изучение зависимости интенсивности γ -излучения от расстояния между источником и детектором. Измерить фон установки $N_{\text{ф}}$. Измерения делать со статистической погрешностью не более 5%. Затем измерить скорость счета при различных расстояниях R от источника до детектора. Расстояние изменять путем передвижения блока с источником. Из всех показаний вычесть фон установки. Результаты измерений (с указанием погрешностей) представить в таблице:

R , см	N , сек ⁻¹	$N - N_{\text{ф}}$, сек ⁻¹	$(N - N_{\text{ф}})R^2$, см ² ·сек ⁻¹

Построить графики функций $(N - N_{\text{ф}}) = f_1(R)$ и $(N - N_{\text{ф}})R^2 = f_2(R)$ и указать погрешности Δf_1 и Δf_2 . Объяснить зависимости обеих функций от расстояния R .

Задание 2. Определение кратности снижения дозы за счет установки защиты. Измерить скорость счета без защиты, затем закрыть источник тонким поглотителем и снова измерить скорость счета. Измерения производить со статистической точностью 2–3%. Из показаний вычесть фон. Отношение полученных величин дает кратность снижения дозы за счет установки защиты. Вычислить погрешность результата. Произвести теоретический расчет по формуле (8.8). Значение коэффициента μ взять из графиков на с. 111–113. Сравнить величины снижения дозы, полученные из эксперимента и расчета. В пределах погрешности эксперимента результаты должны совпасть.

Задание 3. Расчет мощности дозы в зоне действия пучка γ -излучения радиоактивного препарата. Провести вычисления по формуле (8.11). Значение величины K_{γ} взять из табл. 15, а активность препарата вычислить при помощи метода счета с фиксированным телесным углом (формула (8.12)), значение эффективности регистрации k определить по рис. 60. на с. 129).

По мощности дозы определить, какую дозу получит экспериментатор за 6-ти часовой рабочий день, работая в зоне действия γ -излучения от данного препарата. Сравнить это значение дозы с предельно допустимой дозой облучения, приведенной в первом разделе настоящего описания и с уровнем естественного фона, который вызван космическим излучением, возможным наличием небольшого количества радона в воздухе и γ -излучением естественного радиоактивного нуклида ^{40}K , который присутствует в окружающей обстановке. Уровень фона составляет в большинстве регионов 100–200 нЗв/час, что близко к 10–20 мкР/час.

Отчет должен также содержать блок-схему установки, значения энергии гамма-лучей и эффективности детектора, использованные для вычислений и активность радиоактивного источника в единицах системы СИ и во внесистемных единицах Кюри.

Часть 2. ИЗМЕРЕНИЕ АКТИВНОСТИ Р/А ПРЕПАРАТА МЕТОДОМ γ - γ -СОВПАДЕНИЙ.

В этой части работы можно воспользоваться установкой, изображенной на рис. 61, с той лишь разницей, что оба детектора являются сцинтилляционными и регистрируются γ - γ -совпадения. В качестве источника излучения используется один из радиоактивных препаратов: ^{24}Na или ^{60}Co .

При измерении скорости счета детекторов по отдельности время измерений должно составлять не менее 100 секунд. Измерение скорости счета совпадений должно проводиться за промежутки времени не менее 1000 секунд.

Удалите источник радиоактивного излучения за свинцовую защиту. Измерьте фон первого и второго детекторов (без источника) и скорость счета совпадений.

Поместите источник радиоактивного излучения между детекторами и измерьте скорость счета первого и второго детектора. Затем проведите измерение скорости счета совпадений.

Удалите источник радиоактивного излучения и повторите измерение фона.

При вычислении активности радиоактивного препарата не забудьте учесть случайные совпадения.

Отчет должен содержать блок-схему установки, таблицу измерений, значение скорости счета случайных совпадений $N_{\text{сл}}$, обу-

словленную разрешающим временем схемы совпадений и значение активности радиоактивного препарата в единицах системы СИ и во внесистемных единицах Кюри.

§ 5. КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Что такое доза? Единицы, в которых измеряются доза и мощность дозы.
2. Определение единицы дозы облучения *рентген*.
3. Что такое 1 Грэй и 1 Зиверт?
4. Воздействие ионизирующих излучений на биологические объекты.
5. Коэффициенты качества (взвешивающие коэффициенты). Их физический смысл. Примеры значений коэффициентов качества.
6. Что такое эквивалентная и эффективная дозы?
7. Годовые дозовые пределы для населения и для персонала, работающего с ионизирующим излучением (группы А и Б).
8. Фоновое облучение. Источники фонового облучения в природе.
9. Дозиметрия гамма-излучения. Что такое ионизационная постоянная?
10. Дозиметрия бета-излучения.
11. Дозиметрия альфа-частиц и протонов.
12. Схема экспериментальной установки для изучения зависимости дозы гамма-излучения от расстояния. Методика эксперимента и обработки данных. Учет фона.
13. Расчет мощности дозы в зоне действия пучка гамма-лучей. Формулы.
14. Определение кратности снижения дозы за счет защиты. Формулы.
15. Что такое активность радиоактивного препарата и в каких единицах она измеряется? Методы определения активности радиоактивных препаратов.
16. Блок-схема установки для определения активности источника методом совпадений. Методика эксперимента и обработки данных. Учет фона и случайных совпадений.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99, Минздрав России, Москва, 1999
2. В.А.Кутьков. Современная система дозиметрических величин. В журнале «Аппаратура и новости радиационных измерений», №1, стр.4–17, 2000
3. И.И.Гуревич, В.П.Протасов. Нейтронная физика, М., Энергоатомиздат, 1997
4. А.А.Моисеев, В.И.Иванов. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. М. 1990
5. В.П.Машкович. Защита от ионизирующих излучений. Энергоатомиздат, 1982
6. Н.Г.Гусев, П.П.Дмитриев. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов. М., Атомиздат. 1977
7. В.Ф.Козлов. Справочник по радиационной безопасности. М. Атомиздат 1977.

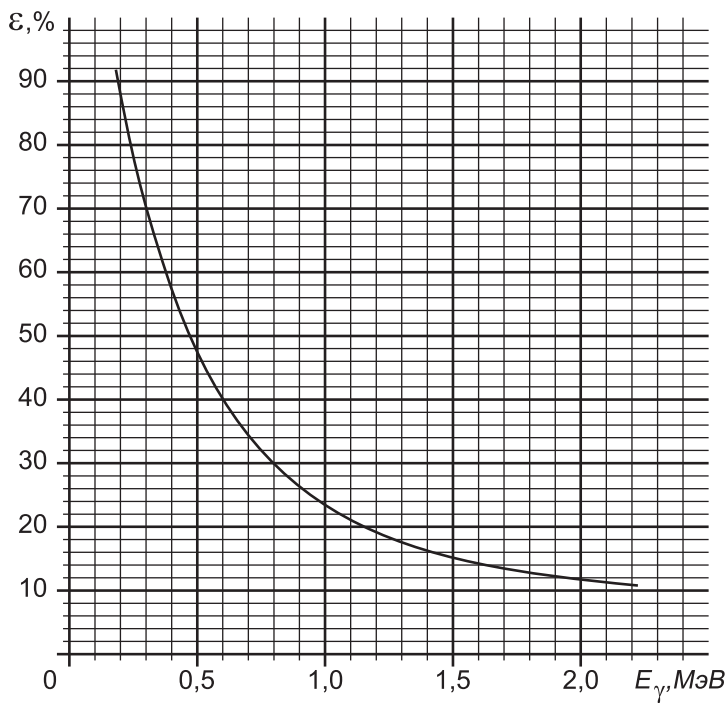


Рис. 60. Зависимость эффективности регистрации ε γ -детектора с кристаллом NaJ(Tl) (высота $h=30$ мм, диаметр $\varnothing 45$ мм) от энергии γ -лучей