

ВВЕДЕНИЕ

Согласно Государственной программе по ликвидации в Беларуси последствий аварии на Чернобыльской АЭС, Министерство образования предложило ввести в высших учебных заведениях специальный курс “Радиационная безопасность”, который должен разъяснить явление радиоактивности, рассказать о воздействии радиации на биологические организмы, способах защиты от излучений, видах ионизирующих излучений и других вопросах связанных с понятием “радиация”.

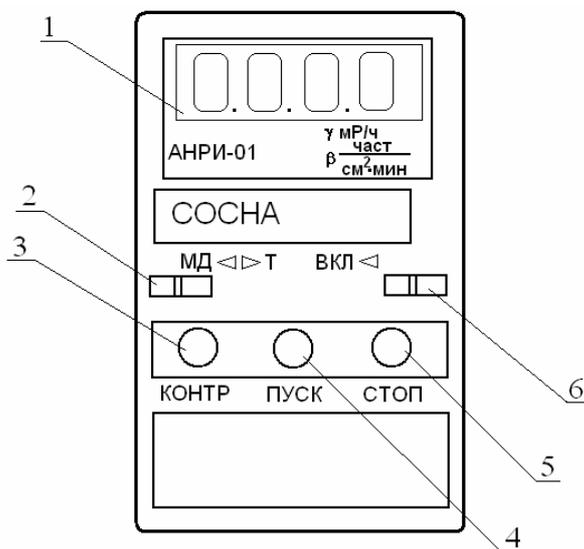
Одним из условий успешного освоения курсом “Радиационной безопасности”, является изучение на практике основных свойств ионизирующего излучения, получение навыков работы с дозиметром. Это позволяет не только углубить знание теоретического материала, но также получить определенный опыт работы с источниками который может пригодиться в будущей профессии от юриста до технолога, а также в нашей повседневной жизни.

Методические указания рассчитаны на студентов как технических специальностей, имеющих достаточную подготовку по физике атомного ядра, так и для студентов нетехнических специальностей, которые в силу своей будущей профессии физику в вузе не изучают, т. е. обладают достаточно слабой естественнонаучной подготовкой. Поэтому методические указания ко всем лабораторным работам содержат необходимые для понимания сути работы краткие теоретические сведения, порядок и методику проведения измерений и вычислений.

Перед выполнением лабораторных работ, студентам предлагается внимательным образом изучить порядок и режимы работы, а так же методику проведения измерений дозиметрами-радиометрами типа «Анри-01. Сосна», «Белрад 04». Это обусловлено тем, что, во-первых, данный тип приборов применяется при выполнении всех лабораторных работ, а, во-вторых дозиметры данного типа относятся к полупрофессиональным, поскольку обладают достаточно низкой погрешностью измерений и в отдельных случаях могут быть использованы для профессиональных заключений.

Основные правила работы с радиометрами-дозиметрами типа «Анри-01. Сосна», «Белрад 04»

Внешний вид бытового радиометра-дозиметра (далее – дозиметра) представлен на *рис. 1*. Блок детектирования и измерительный блок смонтированы в едином пластмассовом корпусе. Детектирование излучения осуществляется с помощью двух или четырех (в дозиметрах типа «Белрад 04») газоразрядных счетчиков Гейгера-Мюллера, размещенного за задней крышкой.



Для индикации измерений в приборе используется жидкокристаллический цифровой индикатор *1*. Управление прибором осуществляется переключателем режимов работы *2*, кнопками *3* – *КОНТР*, *4* – *ПУСК*, *5* – *СТОП*, выключателем *6*. Для измерений с открытой задней крышкой прибора необходимо повернуть фиксатор на задней панели и открыть заднюю крышку. **Внимание!** При замерах с открытой задней крышкой необходимо соблюдать осторожность, чтобы не повредить тонкую защитную пленку, закрывающую счетчики прибора.

1. Проверка работоспособности прибора.

1.1. Включите прибор, для чего выключатель *6* переведите в положение “*вкл.*” Включение прибора должно сопровождаться коротким звуковым сигналом. Если переключатель режима работы *2* находится в положении “*МД*” (крайнее левое положение), то на цифровом табло должно индицироваться “0.000”, если переключатель находится в положении “*Т*” (крайнее правое положение), то на цифровом табло должно индицироваться “0000”.

1.2. Если прибор после включения издает постоянный звуковой сигнал, то необходимо обратиться к преподавателю.

1.3. Для того, чтобы убедиться в исправности электронной пересчетной схемы и таймера прибора, переведите переключатель режима работы в положение “МД” (крайнее левое положение), нажмите кнопку 3 (КОНТР) и удерживая ее в нажатом состоянии до конца проведения контрольной проверки, кратковременно нажмите кнопку 4 (ПУСК). На цифровом табло должны появиться три точки между цифровыми знаками и начаться отсчет чисел. Через 20 с отсчет чисел должен прекратиться, окончание отсчета должно сопровождаться коротким звуковым сигналом, а на табло должно индицироваться число “1024”. После окончания отсчета отпустите кнопку 3 (КОНТР).

1.4. Если при проведении контрольного теста полученное число отличается от указанного выше, то следует обратиться к преподавателю.

1.5. Для проверки работоспособности преобразователя напряжения и счетчиков необходимо установить переключатель режима работы в положение “МД” (крайнее левое положение) и нажать кнопку 4 (ПУСК). После окончания измерения на табло должно индицироваться число, близкое к естественному фону гамма-излучения (смотрите лабораторную работу 1). Если после измерения на табло индикатора зафиксировалось число “0.000” или число меньшее “0.005”, то следует считать данное измерение ошибочными не учитывать его в расчетах.

Внимание! Пункты 1.3 – 1.5 выполняются по желанию или по указанию преподавателя.

2. Режимы работы.

Дозиметры рассматриваемых типов имеют следующие режимы работы:

1. поиск;
2. измерение мощности экспозиционной дозы;
3. измерение плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей;
4. оценка объемной (удельной) активности радионуклидов в пробах вещества.

Рассмотрим подробно порядок работы в каждом из режимов.

2.1. Работа в режиме “Поиск”

В режиме «поиск» прибор служит для грубой оценки радиационной обстановки по частоте следования звуковых сигналов. В этом режиме прибор ведет счет импульсов от счетчиков прибора, и подает короткий звуковой сигнал через каждые десять импульсов. Порядок работы следующий:

2.1.1. Проверьте, закрыта ли задняя крышка прибора, при необходимости плотно закройте ее и зафиксируйте фиксатором.

2.1.2. Переведите переключатель режима работы 2 в положение “Т” (крайнее правое положение).

2.1.3. Подключите прибор к блоку питания на рабочем столе и включите блок питания.

2.1.4. Включите прибор переключателем 6 и нажмите кратковременно кнопку 4 (ПУСК). При этом на цифровом табло должны появиться точки после каждого разряда “0.0.0.0” и начаться счет импульсов. В данном режиме на табло 1 индицируются каждый десяток импульсов. Нормой, для нашей местности, в этом режиме принято считать, если за каждые десять секунд регистрируется один десяток импульсов.

2.1.5. После проведения измерений выключите прибор переключателем 6, отсоедините его от блока питания и выключите блок питания.

2.2. Работа в режиме измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения.

В режиме измерения мощности экспозиционной дозы прибор ведет в течение 20 секунд счет импульсов от счетчиков прибора. По окончании счета, время которого задается внутренним таймером прибора, на цифровом табло появляется число, соответствующее мощности экспозиционной дозы гамма-излучения. Порядок работы следующий:

2.2.1. Проверьте, закрыта ли задняя крышка прибора, при необходимости плотно закройте ее и зафиксируйте фиксатором.

2.2.2. Переведите переключатель режима работы 2 в положение “МД” (крайнее левое положение).

2.2.3. Подключите прибор к блоку питания на рабочем столе и включите блок питания.

2.2.4. Включите прибор переключателем 6 и нажмите кратковременно кнопку 4 (ПУСК). При этом на цифровом табло должны появиться точки после каждого разряда “0.0.0.0” и начаться счет импульсов.

2.2.5. Через 20 с измерение закончится, это будет сопровождаться звуковым сигналом, а на цифровом табло зафиксируется число с одной точкой, например “0.012”. Такое показание прибора будет соответствовать мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, измеренной в миллирентгенах в час ($mP/ч$). Для упрощения формы записи и обработки результатов удобно записывать мощность экспозиционной дозы гамма-излучения в микро-рентгенах в час ($μP/ч$), этой величине соответствуют последние две цифры на табло дозиметра. Т.е. показание “0.012” соответствует мощности экспозиционной дозы гамма-излучения $0,012 mP/ч$, или мощности экспозиционной дозы гамма-излучения $12 μP/ч$.

2.2.6. Показание на цифровом табло сохранится до повторного нажатия на кнопку 4 (ПУСК) или выключения прибора.

2.2.7. Для выполнения повторного замера достаточно, не выключая прибор, вновь кратковременно нажать кнопку 4 (ПУСК).

2.2.8. После проведения измерений выключите прибор переключателем 6, отсоедините его от блока питания и выключите блок питания.

2.3. Работа в режиме измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей.

В режиме измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей необходимо проведение двух измерений исследуемой поверхности: с закрытой и открытой задней крышкой прибора. Время измерений в обоих случаях задается внутренним таймером прибора. Порядок работы следующий:

2.3.1. Получите у преподавателя исследуемое вещество.

2.3.2. Проверьте, закрыта ли задняя крышка прибора, при необходимости плотно закройте ее и зафиксируйте фиксатором.

2.3.3. Переведите переключатель режима работы 2 в положение “МД” (крайнее левое положение).

2.3.4. Подключите прибор к блоку питания на рабочем столе и включите блок питания.

2.3.5. Включите прибор переключателем 6. Поднесите прибор плоскостью задней крышки к исследуемой поверхности на расстояние $0,5-1$ см и нажмите кратковременно кнопку 4 (ПУСК). Выполните измерение и запи-

шите показания прибора. Измеренная величина соответствует мощности экспозиционной дозы гамма-излучения исследуемой поверхности (N_γ).

2.3.6. Откройте заднюю крышку прибора.

2.3.7. Выполните измерение с открытой задней крышкой аналогично п. 2.3.5. Запишите показания прибора. Измеренная величина соответствует мощности гамма- и бета-излучения исследуемой поверхности ($N_{\gamma+\beta}$).

2.3.8. Закройте заднюю крышку прибора, выключите прибор переключателем 6, отсоедините его от блока питания и выключите блок питания.

2.3.9. Величину плотности потока бета-излучения (*частиц/см²·минуту*) с поверхности можно вычислить по формуле:

$$q = K_S (N_{\gamma+\beta} - N_\gamma), \quad (1)$$

где N_γ — показание прибора с закрытой задней крышкой без учета запятой на табло (импульсов);

$N_{\gamma+\beta}$ — показание прибора с открытой задней крышкой без учета запятой на табло импульсов;

K_S — коэффициент счета прибора (частиц/см²·мин·импульс), составляет 0.5 частиц/см²·мин·импульс.

Расчетная формула и значение коэффициента K_S указаны на задней крышке прибора.

2.3.10. По окончании работы сдайте полученные пробы преподавателю и уберите свое рабочее место.

2.4. Работа в режиме оценки объемной (удельной) активности радионуклидов в пробах вещества.

В режиме оценки объемной активности радионуклидов в пробах необходимо проведение двух измерений. Оба измерения проводятся с закрытой задней крышкой, а прибор устанавливается на кювету. Первое измерение проводится с кюветой, заполненной чистой питьевой водой, второе измерение – с кюветой, заполненной исследуемым веществом. Время измерения контролируется по секундомеру или часам. Оценка объемной (удельной) радиоактивности проб является наиболее сложной операцией при работе с прибором. Правильность оценки зависит от многих факторов, в том числе от физических свойств оцениваемого вещества, времени измерения, уровней мощности дозы гамма-излучения, приготовления пробы и

др. Оценку объемной (удельной) радиоактивности проб желательно проводить в местах с малыми уровнями фоновых значений гамма-излучения (менее 20 мкР/ч). Чем меньше фоновые значения гамма-излучения, тем точнее можно оценить объемную (удельную) радиоактивность проб. Порядок работы следующий.

2.4.1. Возьмите чисто вымытую, сухую кювету и заполните ее чистой питьевой водой.

2.4.2. Подключите прибор к блоку питания на рабочем столе и включите блок питания.

2.4.3. Откройте заднюю крышку прибора и установите его на кювету. Установите переключатель режима работы 2 в положение “Т” и включите прибор переключателем б.

2.4.4. Подготовьте ручные часы или секундомер для фиксации времени измерения. Зафиксируйте время начала замера и кратковременно нажмите кнопку 4 (ПУСК). Через 10 мин нажмите кнопку 5 (СТОП). Запишите показание прибора ($N_{ЭТ}$).

2.4.5. Заполните кювету исследуемым веществом. Твердые вещества необходимо измельчить и укладывать в кювету плотным, ровным слоем

2.4.6. Установите прибор на кювету и выполните измерение исследуемого вещества аналогично п.3.4.4. Запишите показание прибора ($N_{ОБР}$).

2.4.7. Выключите прибор, отключите блок питания, снимите дозиметр с кюветы, закройте заднюю крышку и отсоедините его от блока питания.

2.4.8. Оценка величины объемной активности в Кюри на литр (Ки/л) радионуклидов производится по формуле:

$$A_V = K_{II} \left(\frac{N_{ОБР}}{t_2} - \frac{N_{ЭТ}}{t_1} \right) \quad (2)$$

где $N_{ЭТ}$ — показание прибора при замере с кюветой, заполненной водой (импульсов);

$N_{ОБР}$ — показание прибора при замере с исследуемым веществом, импульсов;

t_1 — время замера с кюветой, заполненной водой, минут, ($t_1 = 10$ мин);

t_2 — время замера с исследуемым веществом, минут, ($t_2 = 10$ мин);

K_{II} — коэффициент прибора ($\text{Ки} \cdot \text{мин/л} \cdot \text{импульс}$).

Значение коэффициента и расчетная формула указаны на задней крышке прибора.

2.4.9. Если в результате замеров и расчета получится величина, меньшая чем 10^{-7} Ки/л, что соответствует разности показаний прибора при двух измерениях $(N_{ОБР}-N_{ЭТ}) < 250$ импульсов, то необходимо повторить измерение исследуемого вещества, увеличив время замера t_2 до 30 мин и повторить вычисления.

2.4.10. Если в результате повторных измерений и расчетов получилась величина меньшая, чем $5 \cdot 10^{-8}$ Ки/л ($1,85 \cdot 10^3$ Бк/л), то оценить объемную радиоактивность невозможно, можно лишь считать, что $A_V < 5 \cdot 10^{-8}$ Ки/л ($1,85 \cdot 10^3$ Бк/л).

2.4.11. По окончании работы сдайте полученные пробы преподавателю и уберите свое рабочее место.

Лабораторная работа №1

«Изучение статистических закономерностей радиоактивных процессов»

Цель работы: ознакомиться с методикой обработки радиометрической информации, освоить методики расчета статистических ошибок при регистрации радиационного фона.

Время выполнения работы 4 часа

Краткие теоретические сведения

Естественным радиационным фоном называется ионизирующее излучение, состоящее из вторичных космических лучей и излучения радионуклидов космогенного и земного происхождения, рассеянных в земной коре, биосфере, гидросфере и атмосфере. Измененный в результате деятельности человека естественный радиационный фон называют техногенно измененным естественным радиационным фоном или техногенным фоном.

Радиоактивный распад естественных, искусственных и космогенных радионуклидов имеет вероятностный характер. Поэтому число ионизирующих частиц, регистрируемых счетчиками любых конструкций и типов в одних и тех же условиях за одинаковые промежутки времени при измерении интенсивности радиационного фона, оказывается, как правило, разным. Это означает, что при различных радиометрических и дозиметрических измерениях всегда существуют статистические ошибки, порождаемые флуктуациями самой измеряемой величины. Статистические ошибки являются случайными. Их величина и знак меняются от опыта к опыту.

Число радиоактивных распадов в источнике, а также интенсивность космического излучения, регистрируемые импульсным счетчиком, являются дискретными случайными величинами, и их можно описать с помощью распределения Пуассона:

$$P(N) = \frac{\bar{N}^N \exp(-\bar{N})}{N!} \quad (1.1)$$

где $P(N)$ – вероятность того, что счетчик за некоторое время зарегистрирует N частиц;

$\bar{N} = \frac{1}{n} \sum_1^n N_i$ – среднее число частиц, зарегистрированных счетчиком (n – число измерений).

Форма зависимости $P(N)$ определяется в значительной степени величиной \bar{N} . По мере роста \bar{N} график $P(N)$ становится все более симметричным относительно $N = \bar{N}$. При выполнении условия $\sqrt{\bar{N}} \gg 1$ (не менее чем в 10 раз) достигается полная симметрия зависимости, и распределение Пуассона переходит в нормальное распределение Гаусса (рис. 1.1).

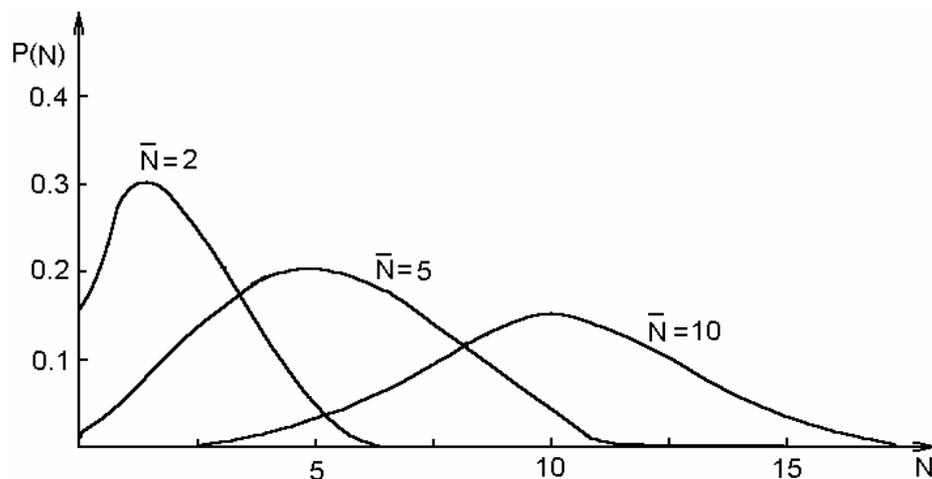


Рис. 1.1.

В этом случае плотность вероятности $p(N)$ определяется выражением

$$p(N) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\bar{N}}} \exp\left(-\frac{(N - \bar{N})^2}{2\bar{N}}\right) \quad (1.2)$$

В частности, вероятность того, что значение исследуемой величины лежит в интервале значений от a до b может быть определена следующими способами:

- с помощью распределения Пуассона:

$$P(a < N < b) = \sum_{i=a}^b P(N_i) \quad (1.3)$$

– с помощью распределения Гаусса:

$$P(a < N < b) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\bar{N}}} \int_a^b \exp\left(-\frac{(x - \bar{N})^2}{2\bar{N}}\right) dx \quad (1.4)$$

Для определения истинного значения $N_{ист}$ исследуемой величины, распределенной согласно выражению Пуассона (1.1), вводят параметр σ_N – среднеквадратичную ошибку отдельного измерения

$$\sigma_N = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}{n-1}} \quad (1.5)$$

Согласно теории ошибок, средняя квадратичная ошибка отдельного измерения случайной величины, распределенной по закону Пуассона

$$\sigma_N \approx \sqrt{\bar{N}} \quad (1.6)$$

В теории вероятности определяют также величину $\sigma_{\bar{N}}$ – среднеквадратичную ошибку среднего значения \bar{N} . Величина $\sigma_{\bar{N}}$ в серии из n измерений меньше средней квадратичной ошибки отдельного измерения σ_N в \sqrt{n} раз.

$$\sigma_{\bar{N}} = \frac{\sigma_N}{\sqrt{n}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}{n(n-1)}} \quad (1.7)$$

Выражение (1.6) позволяет определить, насколько достоверно (с какой вероятностью) полученное значение исследуемой величины N соответствует истинному значению. Например:

- с достоверностью 68% можно утверждать, что истинное значение $N_{ист}$ заключено в пределах $[N - \sigma_N, N + \sigma_N]$;
- с достоверностью 95% $N_{ист}$ заключена в пределах $[N - 2\sigma_N, N + 2\sigma_N]$;
- с достоверностью 99,7% $N_{ист}$ принадлежит диапазону $[N - 3\sigma_N, N + 3\sigma_N]$;

Аналогично, выражение (1.7) позволяет утверждать, что с заданной достоверностью истинное значение $N_{ист}$ измеряемой величины N заключено в некотором интервале:

- с достоверностью 68% в интервале $[\bar{N} - \sigma_{\bar{N}}, \bar{N} + \sigma_{\bar{N}}]$;
- с достоверностью 95% в интервале $[\bar{N} - 2\sigma_{\bar{N}}, \bar{N} + 2\sigma_{\bar{N}}]$;
- с достоверностью 99,7% в интервале $[\bar{N} - 3\sigma_{\bar{N}}, \bar{N} + 3\sigma_{\bar{N}}]$.

Средняя квадратичная относительная ошибка измерения среднего значения \bar{N} определяется выражением

$$\varepsilon_{\bar{N}} = \frac{\sigma_{\bar{N}}}{\bar{N}} 100\% = \frac{\sigma_N}{\bar{N}\sqrt{n}} = \frac{100\%}{\sqrt{n\bar{N}}} = \frac{100\%}{\sqrt{N}} \quad (1.8)$$

Из последнего выражения следует, что относительная точность измерения зависит только от общего числа частиц, зарегистрированных счетчиком, независимо от того зарегистрированы они в одном опыте или в серии из n опытов. Простые вычисления по формуле (1.8) показывают, что для измерения счетчиком числа ионизирующих частиц с 1%-ной относительной ошибкой необходимо зарегистрировать 10000 частиц, при измерениях с точностью 3% примерно 1000 частиц и т.д.

Статистические закономерности процессов радиоактивности отчетливо видны на гистограммах. Для построения гистограмм распределения некоторой статистической величины N проводят n ее измерений. Затем находят максимальное N_{max} и минимальное N_{min} значения величины N . Весь диапазон наблюдаемых значений N разбивают на 10 – 20 интервалов ΔN и откладывают значения их границ по оси абсцисс. По оси ординат откладывают W – относительную частоту появления измеряемой величины N_i , характеризуемой в заданном интервале прямоугольником с основанием ΔN и высотой $W = F_i/n$, где F_i – число измерений, результаты которых N_i попали в интервал $[N_i - \Delta N, N_i + \Delta N]$, n – общее число измерений.

Для примера рассмотрим построение гистограмм распределения некоторой дискретной величины N при общем числе измерений n . Пусть в результате $n=100$ измерений были получены следующие значения, представленные в таблице:

Таблица 1

12	13	16	12	12	12	16	12	11	8
15	9	14	13	11	13	13	15	9	17
8	12	14	13	9	16	16	8	10	10
9	15	14	13	12	7	16	17	19	14
8	11	17	9	14	13	11	11	14	12
9	15	12	12	17	18	18	14	17	11
14	18	10	12	10	15	17	9	12	16
9	10	20	12	13	17	14	10	10	9
11	11	11	16	7	19	18	10	14	12
6	18	14	13	18	14	21	12	8	14

Диапазон полученных значений от $N_{min}=6$, до $N_{max}=21$. Число $N_1=6$ встречается один раз, значит, для первого числа ($N_1=6$) $F_1=1$ и $W_1=0,01$. Значение $N_2=7$ встречается два раза, значит, для числа $N_2=7$ имеем $F_2=2$ и $W_2=0,02$. Аналогично находим число значений величин F_i и W_i , например, для значения $N_4=9$ имеем $F_4=9$ и $W_4=0,09$, т.к. значение 9 встречается девять раз. По результатам строится гистограмма, представленная на рисунке 1.2. По средним значениям каждого интервала экспериментальной гистограммы может быть построена кривая, качественно соответствующая распределению Пуассона (1.1), которая позволяет оценить вероятность появления соответствующего показания на табло дозиметра (пунктирная линия на рис. 1.2).

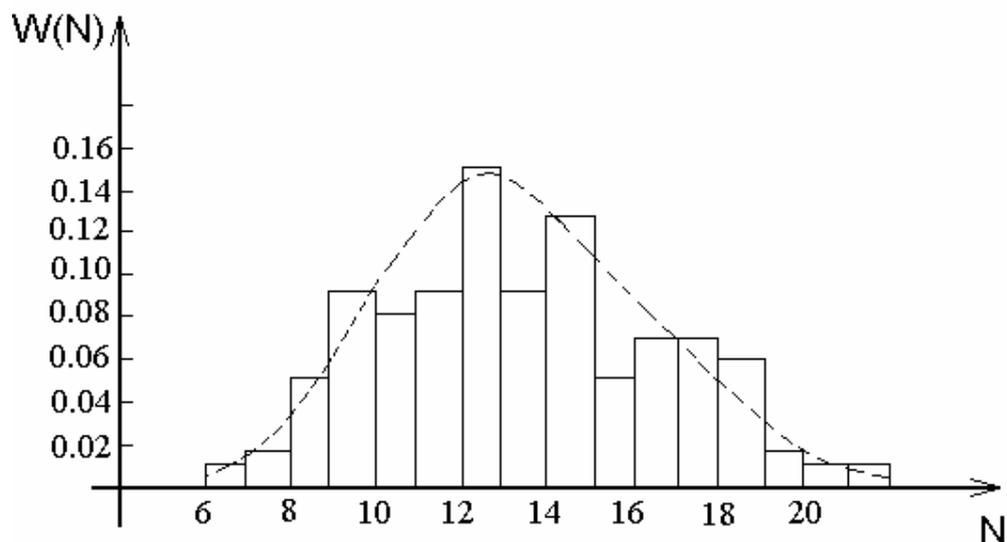


Рис. 1.2

Порядок выполнения работы

1. Экспериментальная часть

1.1. Провести 100 последовательных измерений мощности экспозиционной дозы естественного радиационного фона N_γ (согласно п. 2.2 Основных правил работы с дозиметрами) при фиксированном положении дозиметра на лабораторном столе.

1.2. Результаты измерений представить в виде следующей таблицы:

Таблица 2

N_1	N_2	...	N_{10}
N_{11}	N_{12}	...	N_{20}
\vdots	\vdots		\vdots
N_{91}	N_{92}	...	N_{100}

1.3. Вычислить среднеарифметическое значение $\bar{N} = \frac{\sum_{i=1}^n N_i}{n}$

1.4. По результатам измерений определить величины F_i и W_i для каждого из встречаемых в таблице 2 значений мощности экспозиционной дозы. Данные занести в таблицу 3:

Таблица 3

$N_i, \text{мкР/ч}$			
F_i			
W_i			

1.5. По результатам, представленным в таблице 3, построить гистограмму распределения (рис. 1.2).

2. Расчет статистических ошибок для выбранных значений

2.1. Определить согласно выражению (1.6) среднеквадратическую ошибку σ_N для выбранных показаний дозиметра $N_1=8$ (или 9); $N_2=12(13)$; $N_3=15(16)$. Определите, для тех же показаний дозиметра, согласно выражению (1.1), теоретическую вероятность $P_T(N)$; экспериментальную вероятность $P_\Sigma(N)$, их появления на табло дозиметра, построив кривую распределения вероятности по экспериментальной гистограмме согласно

п. 1.5 (пример – пунктирная линия на рис. 2.1). Результаты расчетов занести в таблицу 4.

Таблица 4

N_i	$N_i - \bar{N}_i$	$(N_i - \bar{N}_i)^2$	σ_N	$P_T(N)$	$P_{\Sigma}(N)$
8(9)					
12(13)					
15(16)					

2.2. Определить, сколько значений n_1 измеренной величины N (из табл. 2) попадет в диапазон $[\bar{N} - \sigma_N; \bar{N} + \sigma_N]$. Найти отношение $w_1 = n_1/n$, где n – общее число значений выбранной величины N в таблице 2.

2.3. Аналогично п. 2.2 определите, сколько значений n_2 и n_3 измеренной величины (из табл. 2) попадут соответственно в диапазоны $[\bar{N} - 2\sigma_N; \bar{N} + 2\sigma_N]$ и $[\bar{N} - 3\sigma_N; \bar{N} + 3\sigma_N]$. Найдите отношения $w_2 = n_2/n$ и $w_3 = n_3/n$.

2.3. Если $w_1 \approx 0.68$, $w_2 \approx 0.95$, $w_3 \approx 0.99$, то можно сделать вывод, о том, что значения измеренного радиационного фона подчиняются распределению Пуассона.

Контрольные вопросы.

1. Что представляет собой естественный радиационный фон?
2. Что представляет собой техногенный радиационный фон?
2. Какую величину, характеризующую радиационный фон, измеряют с помощью дозиметра и чем обусловлена нестабильность его показаний?
3. Какой физический смысл имеет площадь, ограниченная распределением Пуассона и осью абсцисс?
4. Что выражают интервалы отклонения истинного значения $N_{ист}$ от значения N и \bar{N} .

Лабораторная работа №2

«Основы дозиметрии ядерных излучений»

Цель работы: ознакомиться с основными дозиметрическими величинами, характеризующими ионизирующие излучения, а так же с методами их измерения и расчета.

Время выполнения работы 4 часа

Краткие теоретические сведения

Результат радиационного воздействия зависит от множества разнообразных факторов, однако объективным показателем воздействия этих факторов является количество поглощаемой энергии излучения в рассматриваемой массе вещества. Эта величина получила название дозы.

Доза – общий термин, означающий количество поглощенного излучения или энергии веществом. В настоящее время выделяют экспозиционную, поглощенную, эквивалентную и эффективную дозы и другие. Рассмотрим более подробно некоторые из них.

Экспозиционная доза и ее мощность являются основными характеристиками фотонного излучения. Фотонными называются электромагнитные ионизирующие излучения. К ним относятся γ -кванты, рентгеновское и частично ультрафиолетовое излучения. Экспозиционная доза представляет собой количественную меру ионизационного воздействия фотонного излучения на сухой атмосферный воздух. При определении экспозиционной дозы должно выполняться условие электронного равновесия, при котором сумма энергий заряженных частиц, покидающих рассматриваемый объем, соответствует сумме энергий заряженных частиц, входящих в этот объем. Экспозиционная доза определяется как отношение суммарного заряда всех ионов одного знака ΔQ , которые образуются рентгеновским или γ -излучением в некотором объеме, к массе воздуха Δm , заключенного в этом объеме:

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} \quad (2.1)$$

За единицу экспозиционной дозы принят один кулон электрического заряда в одном килограмме облучаемого воздуха – 1 Кл/кг . Внесистемная единица экспозиционной дозы – рентген (P). Между этими единицами существуют следующие соотношения:

$$1 P = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}, \quad 1 \text{ Кл/кг} = 3,88 \cdot 10^3 P. \quad (2.2)$$

Рентген – единица экспозиционной дозы фотонного излучения, при прохождении которого через 0.001293 грамма сухого воздуха создается $2 \cdot 10^9$ пар ионов.

Хотя экспозиционная доза вводится только для воздуха и только для рентгеновского или γ -излучения, введение этой величины оправдано по ряду причин:

Во-первых, измерение экспозиционной дозы (в отличие от других видов доз) основано на простом физическом методе.

Во-вторых, в области малых доз, экспозиционная доза линейно связана с поглощенной дозой, и, измерив экспозиционную дозу, можно вычислить другие.

В-третьих, на загрязненной радионуклидами местности, человек достаточно равномерно облучается лишь γ -квантами (большая часть α - и β -излучения поглощается одеждой и верхними кожными покровами)

Интенсивность ионизирующих излучений на загрязненной территории со временем не остается постоянной. Уровень загрязнения может уменьшаться, например, за счет распада части радионуклидов или их перераспределения по поверхности вследствие природных явлений и земледелия, или наоборот, увеличиваться при выпадении радиоактивных осадков. Поэтому на практике часто пользуются понятием мощности экспозиционной дозы γ -излучения.

Мощность экспозиционной дозы – это величина, равная отношению изменения экспозиционной дозы к промежутку времени, за которое произошло это изменение:

$$\dot{X} = \frac{\Delta X}{\Delta t} \quad (2.3)$$

В системе СИ мощность экспозиционной дозы измеряется в Амперах на килограмм (1 А/кг). Внесистемной единицей является рентген в час ($P/ч$). Соотношение между ними

$$1 \text{ А/кг} = 1,397 \cdot 10^7 P/ч \quad 1 P/ч = 7,16 \cdot 10^{-8} \text{ А/кг} \quad (2.4)$$

Экспозиционная доза описывает радиационную обстановку независимо от свойств облучаемых объектов. Конечно, чем больше интенсивность радиации, о чем косвенно позволяет судить экспозиционная доза, тем опаснее. Однако воздействие на объект оказывает только та часть излучения, которая поглотилась в нем, поэтому на практике используются дополнительные величины.

Поглощенная доза – отношение средней энергии ионизирующего излучения ΔE , поглощенной элементарным объемом облучаемого вещества, к массе Δm вещества, заключенного в этом объеме:

$$D = \frac{\Delta E}{\Delta m} \quad (2.5)$$

Единицей поглощенной дозы в системе СИ является Грей (Gr). Грей равен поглощенной дозе, при которой веществу массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения 1 Дж; $1 Gr = 1 Дж/кг$.

На практике до сих пор широко используется внесистемная единица поглощенной дозы – рад. $1 рад = 0,01 Gr$; $1 Gr = 100 рад$.

В отличие от экспозиционной дозы понятие поглощенной дозы применимо при описании воздействия любого вида ионизирующего излучения на любое вещество.

При облучении вещества поглощенная доза может изменяться. Скорость изменения дозы характеризуется мощностью поглощенной дозы. Мощность поглощенной дозы – отношение приращения поглощенной дозы излучения ΔD за интервал времени Δt к этому интервалу:

$$\dot{D} = \frac{\Delta D}{\Delta t} \quad (2.6)$$

Единицей мощности поглощенной дозы в системе СИ является $1 Gr/c$. Внесистемная единица – $1 рад/c$.

Поглощенная доза и ее мощность характеризуют не само излучение, а результат его взаимодействия с веществом. Поэтому, говоря о поглощенной дозе, необходимо указывать, для какой среды рассчитана или измерена эта величина. Например, поглощенная доза излучения в мягкой биологической ткани называется тканевой.

Поглощенная доза D фотонного излучения в веществе с известным химическим составом может быть рассчитана по его экспозиционной дозе:

$$D = K_D X \quad (2.7)$$

где K_D – энергетический эквивалент экспозиционной дозы. Его величина зависит от природы данного вещества. Например, для воздуха энергетический эквивалент $K_D=34,1 \text{ Гр/Кл/кг}$ (во внесистемных единицах $K_D=0,88 \text{ рад/Р}$), а для биологической ткани этот коэффициент имеет значение: $K_D = 37,2 \text{ Гр/Кл/кг}$, либо $K_D = 0,96 \text{ рад/Р}$.

Конечным итогом воздействия ионизирующего излучения на вещество является ионизация и возбуждение атомов среды. Интенсивность этого воздействия определяется дозой излучения, поглощенной веществом. Однако при одной и той же дозе облучения неблагоприятные биологические последствия оказываются разными для различных видов излучений. Это означает, что вероятность возникновения биологического эффекта зависит не только от количества, но и от “качества” поглощенной энергии. В конечном итоге, при одной и той же поглощенной дозе различные виды излучений вызывают неодинаковое повреждение биологических объектов. Объясняется это различной ионизирующей способностью излучений, т.е. числом ионов, возникающих на единице длины пути данного излучения в веществе.

Для сравнения биологических эффектов, вызываемых разными видами ионизирующих излучений, введено понятие относительной биологической эффективности (*ОБЭ*). Под *ОБЭ* понимают отношение поглощенной дозы D_0 образцового излучения, вызывающего определенный биологический эффект, к поглощенной дозе D_x исследуемого излучения, вызывающего тот же биологический эффект:

$$ОБЭ = \frac{D_0}{D_x} \quad (2.8)$$

В качестве образцового принимается рентгеновское излучение с граничной энергией фотонов 200 кэВ . Величина коэффициентов *ОБЭ* зависит от многих физических и биологических факторов: поглощенной дозы, вида облучаемого объекта и условий облучения, критерия оценки наблюдаемого биологического эффекта.

С введением относительной биологической эффективности непосредственно связано понятие радиационного риска, поскольку *ОБЭ* показывает, на сколько данное излучение опаснее, чем образцовое.

Регламентированные значения *ОБЭ* установленные для контроля степени радиационной опасности при хроническом облучении, называются

коэффициентом качества излучения (k). Коэффициент качества определяет зависимость неблагоприятных биологических последствий облучения человека в малых дозах от ионизирующей способности данного излучения в условиях хронического облучения в малых дозах. При больших дозах коэффициент качества начинает заметно зависеть от мощности поглощенной дозы, т.е. от промежутка времени, за который получена эта доза. Поэтому для оценки последствий аварийного облучения человека при больших уровнях воздействия излучения эквивалентную дозу применять не допускается. Значения коэффициента качества, рекомендованные Международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ), приведены в таблице 1.

Таблица 1

Коэффициенты качества

Вид излучения	k
Рентгеновское и γ -излучение	1
Электроны, позитроны	1
Протоны с энергией меньше 10 МэВ	10
Нейтроны с энергией меньше 20 кэВ	3
Нейтроны с энергией в диапазоне 0.1–10 МэВ	10
α -частицы с энергией меньше 10 МэВ	20
Тяжелые ядра отдачи	20

Чтобы избежать ошибок при определении степени радиационной опасности облучения поглощенную дозу умножают на коэффициент качества. Полученную таким образом дозу называют эквивалентной дозой:

$$H = kD \quad (2.9)$$

При сложном по составу излучении эквивалентная доза определяется суммой эквивалентных доз каждого компонента излучения:

$$H = k_{\alpha}D_{\alpha} + k_{\beta}D_{\beta} + k_{\gamma}D_{\gamma} + \dots \quad (2.10)$$

Единицей эквивалентной дозы является 1 Зиверт (Зв). Используется также внесистемная единица – бэр (биологический эквивалент рентгена). $1 \text{Зв} = 100 \text{ бэр}$, $1 \text{ бэр} = 10^{-2} \text{Зв}$

Бэр – внесистемная единица эквивалентной дозы любого вида излучения, которое создают такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 рад рентгеновского или γ -излучения с энергией квантов 200 кэВ

В случае неравномерного облучения организма недостаточно определить эквивалентную дозу по ряду причин:

- облучение менее губительно для простых организмов, чем для сложных;
- наблюдения за облученными показали, что органы и ткани организма обладают различной чувствительностью к облучению, что определяется их функциональными особенностями;
- эквивалентная доза рассчитывается для “средней” биологической ткани организма и потому велика вероятность ошибки в случае неравномерного облучения;
- некоторые радионуклиды, попавшие в организм, избирательно накапливаются в определенных органах и тканях (например, йод в щитовидной железе);
- при лучевой терапии опухолей облучению подвергаются лишь отдельные их участки и надо знать, каким испытаниям подвергается весь организм.

Поскольку человек представляет собой сложноорганизованную систему, то при неравномерном облучении организма необходимо учитывать радиочувствительность органов и тканей, отличающихся по уровню сложности строения и функциональным особенностям.

Согласно беспороговой концепции действия радиации, между вероятностью возникновения стохастических эффектов (опухоли, генетические повреждения) и дозой существует линейная зависимость. Тогда степень риска неблагоприятных последствий можно описать выражением:

$$r_i = r_{i,H} H_i \quad (2.11)$$

где H_i – значение эквивалентной дозы в i -ом органе или ткани; $r_{i,H}$ – коэффициент риска облучения i -го органа или ткани (N – общее число взятых в рассмотрение органов и тканей). Суммарный риск при неравномерном облучении всего тела определяется так:

$$R_1 = \sum_{i=1}^N r_i = \sum_{i=1}^N r_{i,H} H_i \quad (2.12)$$

При равномерном облучении всего тела некоторой эквивалентной дозой H_E суммарный риск

$$R_2 = \sum_{i=1}^N r_{i,H} H_E = H_E \sum_{i=1}^N r_{i,H} = H_E r_{\Sigma,H} \quad (2.13)$$

где $r_{\Sigma,H} = \sum_i^N r_{i,H}$ – сумма коэффициентов риска для всех органов и тканей.

При совпадении риска в случае равномерного R_1 и неравномерного облучения R_2 можно записать:

$$r_{\Sigma,H} H_E = \sum_{i=1}^N r_{i,H} H_i \Rightarrow H_E = \sum_{i=1}^N \frac{r_{i,H}}{r_{\Sigma,H}} H_i \quad (2.14)$$

либо

$$H_E = \sum_{i=1}^N \omega_i H_i; \quad \sum_{i=1}^N \omega_i = 1 \quad (2.15)$$

Величина H_E называется эффективной эквивалентной дозой и используется в радиационной безопасности в качестве меры определения степени риска при облучения человека малыми дозами. Коэффициент ω_i – это взвешивающий фактор (весовой коэффициент), характеризующий по определению отношение риска при облучении только одного органа или ткани к суммарному риску при равномерном облучении тела. Взвешивающий фактор ω_i определяет весовой вклад данного органа или ткани в риск неблагоприятных последствий при равномерном облучении организма. Это означает, что при облучении всего организма дозой 1 Зв или облучении только красного костного мозга дозой $0,12 \text{ Зв}$ степень риска его повреждения одинакова.

Эффективная эквивалентная доза при неравномерном облучении органов или тканей равна такой эквивалентной дозе при равномерном облучении всего организма, при которой риск неблагоприятных последствий будет таким же, как и при данном неравномерном облучении. Единицы измерения эффективной эквивалентной дозы совпадают с единицами измерения эквивалентной дозы $1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$; $1 \text{ бэр} = 10^{-2} \text{ Зв}$

В табл. 2 приведены рекомендованные МКРЗ значения взвешивающих факторов и коэффициентов риска смерти от рака и наследственных дефектов, применяемые для задач радиационной защиты. Они могут быть использованы для лиц всех возрастов и обоих полов. Приведенные величины для гонад учитывают серьезные наследственные эффекты, проявляющиеся в первых двух поколениях (т.е. дети и внуки подвергшихся облучению лиц). На практике за “другие” органы и ткани, не перечисленные в таблице, принимают пять, получивших самые высокие эквивалентные дозы: для них

берется $\omega_i = 0,06$. В действительности значение $r_{i,H}$ зависит от многих факторов (возраста, пола, состояния организма в момент облучения и т.д.). Поэтому их следует рассматривать как ориентировочные.

Таблица 2

Взвешивающие факторы и коэффициенты риска смерти от рака
и наследственных дефектов

Орган или ткань	Заболевание	$r_{i,H} 10^{-2}, 36^{-1}$	ω_i
Гонады	Наследственные дефекты	0,40	0,20
Молочная железа	Рак	0,25	0,05
Красный костный мозг	Лейкемия	0,20	0,12
Легкие	Рак	0,20	0,12
Щитовидная железа	Рак	0,05	0,05
Костная ткань	Злокачественные опухоли	0,05	0,03
Все другие органы и ткани	То же	0,5	0,43
Весь организм		1,65	1,00

Порядок выполнения работы

1. Оценка радиационной обстановки местности.

1.1. В пяти различных точках лаборатории произвести по 20 измерений мощности экспозиционной дозы естественного радиационного фона N_Φ согласно п. 2.2. Основных правил работы с дозиметрами. Результаты измерений в каждой точке представить в виде таблицы 3. (всего пять таблиц)

Таблица 3

N_1	N_2	...	N_5
N_6	N_7	...	N_{10}
\vdots	\vdots		\vdots
N_{16}	N_{17}	...	N_{20}

Вычислить среднее значение $\overline{N_\Phi}$ в целом в лаборатории.

1.2. Перевести полученное среднее значение мощности экспозиционной дозы $\overline{N_\Phi}$ из внесистемных единиц ($мкР/ч$) в единицы международной системы СИ ($А/кг$).

1.3. Согласно (2.2) оценить среднегодовую экспозиционную дозу в R и $Кл/кг$.

1.4. Оценить среднегодовую поглощенную дозу с учетом эмпирических коэффициентов для биологической ткани (в *Rad* и *Gr*).

1.5. В соответствии с (2.9) оценить среднегодовую эквивалентную дозу для рентгеновского и γ -излучения (в *бэр* и *Зв*).

1.6. Согласно (2.15) оценить среднегодовую эффективную дозу (в *бэр* и *Зв*) при условии облучения всего организма.

1.7. Результаты расчетов в отчете представить в виде таблицы:

Таблица 4

Величина	Международная система единиц	Внесистемная единица измерений
\dot{X} (Мощность экспозиционной дозы)		
X (Экспозиционная доза)		
D (Поглощенная доза)		
H (Эквивалентная доза)		
$H_{\text{Э}}$ (Эффективная эквивалентная доза)		

2. Оценка обстановки на загрязненной территории.

2.1. Получить у преподавателя пробу слаборадиоактивного вещества.

2.2. Произвести 20 измерений мощности экспозиционной дозы γ -излучения согласно п. 2.3.1 – 2.3.5 Основных правил работы с дозиметрами. Результаты измерений представить в виде таблицы 3. Вычислить среднее значение $\overline{N_{\gamma}}$.

2.3. Согласно пунктам 1.2 – 1.6 рассчитать среднегодовые поглощенные, эквивалентную и эффективную эквивалентную дозы. Результаты представить в виде таблицы 4.

3. Сделать вывод о радиационной обстановке в лаборатории.

4. Сделать вывод о радиационной обстановке местности, если бы результаты, полученные в п. 2 были бы получены на этой местности.

5. Согласно приложению оформить отчет о проделанной работе.

Контрольные вопросы

1. Какая величина называется экспозиционной дозой, мощностью экспозиционной дозы? В каких единицах они измеряются? Какая связь между различными единицами экспозиционной дозы?

2. По каким причинам является оправданным использование в дозиметрии экспозиционной дозы излучения, которая не характеризует поглощение энергии веществом

3. Какая величина называется поглощенной дозой, мощностью поглощенной дозы? В каких единицах они измеряются? Какая связь между различными единицами поглощенной дозы?

4. В чем заключается условие электронного равновесия для системы воздух-излучение? Какие эмпирические соответствия установлены между экспозиционной и поглощенной дозами на основании этого условия?

5. Что характеризует величина, называемая коэффициентом качества? Какая величина называется эквивалентной дозой, в каких единицах она измеряется? Как определить эквивалентную дозу, если излучение имеет сложный состав?

6. Что характеризует величина, называемая взвешивающим фактором? Для чего используется понятие коэффициент риска?

Лабораторная работа №3

«Идентификация альфа-, бета- и гамма-радиоактивных веществ с помощью бытового дозиметра»

Цель работы: изучить основные свойства α -, β -, γ -излучений. Научиться идентифицировать слабо радиоактивные вещества по типу излучений.

Время выполнения работы – 2 часа.

Краткие теоретические сведения.

Исследования показали, что излучение, испускаемое при радиоактивном распаде, имеет сложный состав. В процессе распада данного радионуклида происходит излучение только одного вида заряженных частиц: положительных – α -излучение и отрицательных – электронов (гораздо реже положительных – позитронов) – β -излучение. Излучение этих частиц обычно сопровождается испусканием γ -квантов. Опытным путем установлены некоторые общие свойства излучений, возникающих в процессе радиоактивного распада:

1. Излучения вызывают ионизацию атомов и молекул. В связи с этим излучения называются ионизирующими. В результате взаимодействия нейтрального атома с излучением образуется положительно заряженный ион и свободный электрон. Это свойство излучения является основной причиной поражения организма человека излучением, возникающим в процессе радиоактивного превращения.

2. Излучения обнаруживают химическое действие. Это означает, что в результате их воздействия могут происходить некоторые химические реакции. Данное явление имеет место как для веществ неживой природы (например, образование дефектов металлических конструкций при длительном облучении), так и, что особенно важно, для живых объектов. Данное свойство на практике применяется для обнаружения и регистрации излучений. Химическое действие может быть обусловлено ионизацией атомов и молекул вещества.

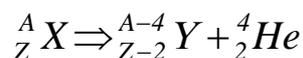
3. Излучения обладают проникающей способностью. Поскольку испускаемые частицы и электромагнитное излучение обладают энергией и импульсом, то они способны взаимодействовать с веществом и проникать вглубь любого объекта на определенную глубину. Это свойство также определяет степень опасности того или иного вида излучения.

4. Излучение вызывает свечение (флуоресценцию) некоторых твердых и жидких веществ. Это свойство широко используется для регистрации ионизирующих излучений.

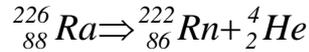
5. Излучение изменяет физико-химические свойства веществ. Вообще говоря, это свойство является следствием совокупного химического и ионизирующего действия радиоактивных излучений. Однако ввиду его особой значимости можно выделить его в отдельное свойство. Например, растворимость белков в воде в значительной степени предопределяет пространственную конфигурацию данного белка, а значит и его биологические функции (например, способность гемоглобина связывать молекулу кислорода). Нарушение пространственной конфигурации белка вследствие воздействия радиации может приводить к утрате данной биологической функции.

Помимо общих свойств каждому виду радиоактивного излучения присущи свои особенности. Рассмотрим свойства α -, β -, γ -излучений в отдельности.

α -излучение возникает в результате α -распада, при котором из атомного ядра радионуклида (материнское ядро – ${}^A_Z X$) отщепляется частица ядерного вещества, которая состоит из 2-х протонов и 2-х нейтронов, т.е. ядро атома гелия ${}^4_2 He$. При α -распаде выполняются правила смещения – следствия законов сохранения массы вещества и электрического заряда:



Дочернее ядро ${}^{A-4}_{Z-2} Y$ вследствие α -распада имеет зарядовое число на 2 единицы, а массовое число на 4 единицы меньше, чем у материнского ядра. Источником α -частицы являются ядра тяжелых радиоактивных элементов, которые имеют порядковый номер более 80 и расположены в конце таблицы Д.И. Менделеева. Примером возникновения α -частицы может быть превращение радия ${}^{226}_{88} Ra$ в изотоп радона ${}^{222}_{86} Rn$



α -излучение обладает рядом отличительных свойств:

- скорость вылетающих из ядра α -частиц достигает 10000 – 25000 км/с;
- данный радионуклид испускает α -частицы с одной и той же энергией, т.е. энергетический спектр α -частиц дискретный что используется при идентификации распадающегося радионуклида;
- проходя через слой вещества, α -частица производит на своем пути ионизацию атомов и постепенно теряет энергию, α -частицы обладают высокой ионизирующей способностью: в воздухе на длине пробега в 1 см образуется от 100 000 до 300 000 пар ионов, траектория движения α -частицы, как правило представляет собой прямую линию;
- α -распад всегда сопровождается γ -излучением.

β -излучение представляет собой поток электронов или позитронов (частица, обладающая массой, равной массе электрона, но имеющая положительный заряд). В первом случае говорят об электронном β^- -распаде, в другом – позитронном β^+ -распаде. Электронов и позитронов нет в ядре, они образуются в распадающемся ядре в момент распада. Схематично эти процессы представляют следующим образом:

β^- -распад:

${}_0^1n \rightarrow {}_1^1p + {}_{-1}^0e + \tilde{\nu}$ – превращение нейтрона в протон в ядре, которое сопровождается испусканием антинейтрино $\tilde{\nu}$

${}_Z^A X \rightarrow {}_{Z+1}^A Y + {}_{-1}^0e + \tilde{\nu}$ – правила смещения для β^- -распада;

${}_{83}^{209}\text{Bi} \rightarrow {}_{84}^{209}\text{Po} + {}_{-1}^0e + \tilde{\nu}$ – пример β^- -превращения висмута в полоний.

β^+ – распад:

${}_1^1p \rightarrow {}_0^1n + {}_{+1}^0e + \nu$ – превращение протона в нейтрон в ядре, которое сопровождается испусканием нейтрино ν ;

${}_Z^A X \rightarrow {}_{Z-1}^A Y + {}_{+1}^0e + \nu$ – правила смещения для β^+ -распада;

${}_{15}^{30}\text{P} \rightarrow {}_{14}^{30}\text{Si} + {}_{+1}^0e + \nu$ – пример β^+ -превращения фосфора в кремний.

β -излучение характеризуется рядом особенностей:

- энергия β -частиц может быть любой в интервале от 0 до E_{max} (E_{max} – верхняя энергетическая граница β -спектра, которая является характеристикой ядра). Причиной непрерывности энергетического

спектра β -излучения является наличие дополнительной частицы ν или $\bar{\nu}$ (нейтрино или антинейтрино). В результате избыточная энергия, которая выделяется при β -распаде, произвольным образом распределяется между электроном (позитроном) и антинейтрино (нейтрино);

- средняя энергия образующихся β -частиц соответствует скорости 10000 – 25000 км/с;
- β -распад обычно сопровождается γ -излучением.

γ -излучение представляет собой поток коротких (10^{-13} – 10^{-19} м) электромагнитных волн (квантов), которые испускаются в процессе радиоактивного распада при изменении энергетического состояния, образующихся в результате радиоактивного распада атомных ядер. Как самостоятельный вид излучения γ -излучение не встречается, оно всегда сопровождается α - или β -излучением. γ -излучение обладает рядом отличительных свойств:

- γ -излучение распространяется со скоростью света $3 \cdot 10^8$ м/с;
- γ -излучение может вызывать ионизацию атомов непосредственно (фотоэффект, эффект Комптона), или передавая энергию электронам, которые затем уже вызывают ионизацию атомов;
- энергетический спектр γ -излучения дискретен. Это означает, что при распаде радионуклида данного типа всегда излучается γ -квант с конкретным значением энергии.
- интенсивность γ -излучения при прохождении через слой вещества уменьшается по экспоненциальному закону:

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

где x – толщина слоя вещества

I – интенсивность излучения после прохождения слоя толщиной x

I_0 – интенсивность излучения в начальный момент

μ – линейный коэффициент ослабления (поглощения).

Длина пробега – это толщина слоя вещества, которую может пройти частица до полной остановки. Длина пробега или глубина проникновения характеризует проникающую способность данного излучения. Она зависит от рода частицы, энергии и плотности вещества, сквозь которое проходит излучение. Длина пробега α -частиц в воздухе в зависимости от энергии не превышает 8 см, тогда как для β -частиц в воздухе она может достигать 20 м. В сравнении с α - и β -частицами проникающая способность

γ -излучения огромна. В более плотных средах длина пробега ионизирующих излучений существенно меньше, однако соотношение между длиной пробега α - и β -частиц и γ -излучения сохраняется. α -частицы задерживаются листом бумаги β -частицы задерживаются одеждой и верхним слоем кожи, поэтому на открытой местности серьезной опасности α - и β -излучения не представляют. Однако, вследствие большой ионизирующей способности попадание α - и β -радиоактивного вещества с пищей или с воздухом в организм человека может нанести непоправимый вред здоровью человека. В сравнение с ними γ -излучение обладает огромной проникающей способностью и может существенно ослабляться лишь многометровым слоем бетона или пластиной из свинца толщиной в несколько сантиметров.

Порядок выполнения работы

1. Измерить 20 раз мощность экспозиционной дозы естественного радиационного фона на рабочем месте (согласно п. 2.2 Основных правил работы с дозиметрами), вычислить ее среднее значение $\overline{N_\phi}$.

2. Получить у преподавателя исследуемые образцы слаборадиоактивных веществ, помещенных в кюветы и измерить мощность экспозиционной дозы γ -излучения N_γ согласно п.п. 2.3.1.–2.3.5 Основных правил работы с дозиметрами. По результатам 20 измерений вычислить среднее значение $\overline{N_\gamma}$.

3. Провести 20 раз измерения $N_{\gamma+\beta}$ с открытой задней крышкой дозиметра согласно п.п. 2.3.6 – 2.3.8 Основных правил работы с дозиметрами. По результатам 20 измерений вычислить среднее значение $\overline{N_{\gamma+\beta}}$.

4. Произвести идентификацию образцов на радиоактивность, используя следующие критерии:

4.1 Если $\overline{N_\phi} \approx \overline{N_\gamma} \approx \overline{N_{\gamma+\beta}}$, то вещество не радиоактивно (т.е. его радиоактивность не превышает уровня естественного радиационного фона).

4.2 Если $\overline{N_\phi} < \overline{N_\gamma}$, а $\overline{N_\gamma} \approx \overline{N_{\gamma+\beta}}$, то вещество радиоактивное, причем можно утверждать что вещество обладает повышенной α -активностью.

4.3 Если $\overline{N}_\phi < \overline{N}_\gamma$, а $\overline{N}_\gamma < \overline{N}_{\gamma+\beta}$, то вещество радиоактивное, причем можно утверждать что вещество обладает повышенной β -активностью.

5. Оформить отчет о проделанной работе, в соответствии с приложением в котором представить результаты измерений и вычислений с указанием типа активности.

Контрольные вопросы

1. Какие общие свойства излучений, возникающих в процессе радиоактивного распада вы знаете?

2. Что собой представляет α -излучение? Какие его отличительные свойства?

3. Что собой представляет β -излучение? Какие его отличительные свойства?

4. Что собой представляет γ -излучение? Какие его отличительные свойства?

5. Какова длина пробега α -, β - и γ -лучей?

6. В чем заключается методика эксперимента в данной лабораторной работе?

7. Указать критерии идентификации α -, β - и γ -излучения с помощью дозиметра.

Лабораторная работа №4

«Измерение объемной активности вещества с помощью бытового дозиметра»

Цель работы: изучить основные положения теории радиоактивного распада, освоить метод измерения объемной активности вещества с помощью бытового дозиметра.

Время выполнения работы – 2 часа

Краткие теоретические сведения

Радиоактивный распад – это статистический процесс. Это означает, что если мы имеем дело с одним единственным ядром, совершенно невозможно предсказать, когда произойдет распад – сию минуту, через сутки или через тысячу лет. Другое дело, если радионуклидов много. Опыт показал, что при радиоактивном распаде выполняются следующие правила:

- за больший промежуток времени распадается большее число ядер;
- за данный промежуток времени распадается тем больше ядер, чем больше их было вначале.

Эти правила выражают закон радиоактивного распада, который отражает связь количества не распавшихся ядер данного радионуклида и времени. Этот закон справедлив для всех радионуклидов, независимо от природы радиоактивности. Математическая запись закона радиоактивного распада имеет вид:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t},$$

где N_0 – число не распавшихся ядер в начальный момент времени,

$N(t)$ – число не распавшихся к данному моменту времени t ядер,

λ – постоянная распада.

Коэффициент пропорциональности λ , входящий в закон, называется постоянной распада или радиоактивной постоянной для данного вида ядер. Так как распад относится к статистическим процессам, то λ вероятность распада. Постоянная распада λ характеризует скорость распада, и позволяет сравнить степень радиоактивности ядер различных типов. Чем больше

вероятность распада, тем быстрее распадается данный изотоп и тем выше интенсивность ионизирующих излучений. Поэтому при одинаковом начальном количестве N_0 не распавшихся ядер, к некоторому моменту времени t_0 больше останется ядер того радионуклида, для которого вероятность распада ниже (рис. 4.1). Постоянная распада имеет размерность сек^{-1} .

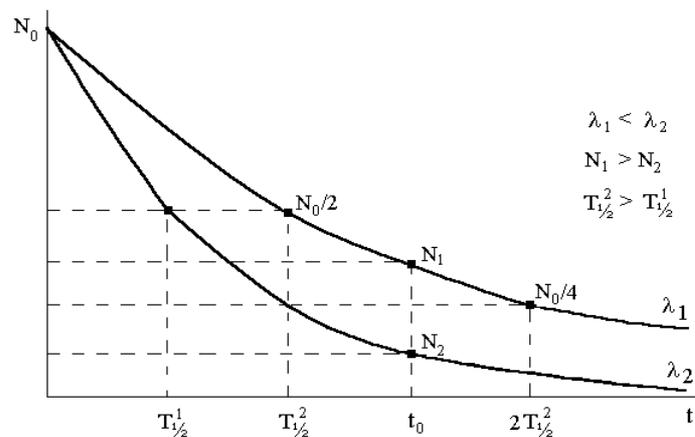


Рис.4.1 к понятию постоянной распада

Скорость уменьшения числа не распавшихся ядер данного вида можно охарактеризовать также периодом полураспада $T_{1/2}$. Это время, за которое распадается половина первоначального количества ядер данного вида (рис. 4.2).

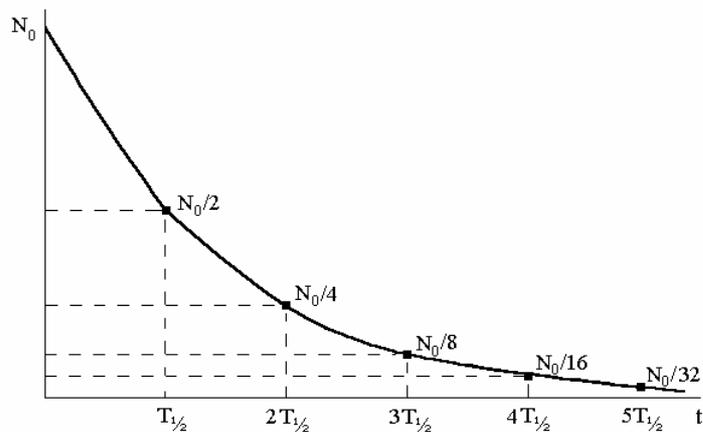


Рис.4.2 к определению периода полураспада

Как следует из закона радиоактивного распада, постоянная распада и период полураспада соотносятся как

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda}$$

Периоды полураспада радиоактивных элементов изменяются в широких пределах: от миллионных долей секунды до миллиардов лет: $T_{1/2}({}^{238}_{92}\text{U})=4,49$ млрд. лет; $T_{1/2}({}^{226}_{88}\text{Ra})=1600$ лет; $T_{1/2}({}^{222}_{86}\text{Rn})= 3,825$ суток; $T_{1/2}({}^{216}_{84}\text{Po}) = 3,05$ мин.; $T_{1/2}({}^{49}_{15}\text{P}) = 4,5$ сек. Периоды полураспада радионуклидов, вызвавших основное загрязнение местности после аварии на Чернобыльской АЭС равны: $T_{1/2}({}^{131}_{53}\text{I}) = 8.05$ суток; $T_{1/2}({}^{137}_{55}\text{Cs}) = 28$ лет; $T_{1/2}({}^{90}_{38}\text{Sr})= 29$ лет.

Чем меньше период полураспада, тем больше радиоактивность этого изотопа, тем более он опасен, поскольку в единицу времени распадается большее число ядер. Если мы будем последовательно рассматривать ситуацию через промежуток времени, равный периоду полураспада ($T_{1/2}, 2T_{1/2}, 3T_{1/2}, 4T_{1/2}$ и т.д.), то число не распавшихся ядер будет изменяться как $N_0/2, N_0/4, N_0/8, N_0/16$ и т.д. (рис. 4.2). В соответствии с этим при оценке радиационной обстановки считают, что через десять периодов полураспада ($10T_{1/2}$) число ядер данного радионуклида уменьшается настолько (в 1024 раза), что радиоактивностью изотопа данного типа можно пренебречь. По этой причине весь период после аварии на ЧАЭС условно разделяют на два этапа: период “йодной” опасности продолжительностью 2–3 месяца (80 суток) и период “цезиево–стронциевой” опасности продолжительностью около 300 лет.

Каждое радиоактивное вещество распадается со своей определенной скоростью, которая определяется вероятностью распада λ . Однако закон радиоактивного распада описывает только изменение числа не распавшихся ядер со временем. Поэтому для количественной характеристики радиоактивного распада вводится понятие активности. Под активностью понимают количество ядер, которые распадаются в единицу времени:

$$A = \frac{\Delta N}{\Delta t} = \lambda N$$

т.е. активность препарата равна произведению постоянной распада на число не распавшихся ядер данного радионуклида, содержащихся в этом препарате.

В качестве единицы активности выбрано число распадов в единицу времени. В системе СИ за единицу активности принят Беккерель (*Бк*). Такую активность имеет вещество, у которого за каждую секунду распадается

ся одно ядро: $1\text{Бк}=1\text{распад/сек}$. внесистемной единицей является Кюри (Ku). Такую активность имеет $1\text{г }^{226}_{88}\text{Ra}$:

$$1\text{ Ku}=3.7\cdot 10^{10}\text{ распадов/сек}=3.7\cdot 10^{10}\text{ Бк}.$$

Однако определение активности препарата не дает возможности сравнивать исследуемые объекты по степени загрязненности радионуклидами и делать вывод о степени их опасности, поскольку, например, объекты одинаковой массы или объема могут обладать различной активностью, как вследствие содержания различных радионуклидов, так и изменения их концентрации. Так, одинаковую активность в 1Ku имеют: 3 тонны $^{238}_{92}\text{U}$ ($T_{1/2}=4,5$ млрд. лет), $1\text{г }^{226}_{88}\text{Ra}$ ($T_{1/2}=1600$ лет) и 0.08 мг $^{131}_{53}\text{I}$ ($T_{1/2}=8$ суток). Поэтому применяют производные от активности величины (в скобках указаны внесистемные единицы измерения):

- удельная массовая активность, характеризующая активность единицы массы радиоактивного препарата: $A_m = \frac{A}{\Delta m}$, Бк/кг (Ку/кг);
- объемная активность, определяющая активность единицы объема радиоактивного препарата: $A_v = \frac{A}{\Delta V}$, Бк/м^3 (Бк/л , Ку/л);
- поверхностная активность, характеризующая активность единицы поверхности: $A_s = \frac{A}{\Delta S}$, Бк/м^2 (Ку/км^2).

Объемная активность применяется при оценках степени загрязнения радионуклидами жидких веществ, в частности, воды, молока и т.д. Поверхностная активность позволяет определить степень загрязнения местности. Так, согласно действующему законодательству территория с уровнем загрязнения более 40 Ку/км^2 – зона вынужденного переселения (эвакуации); $15\text{--}40\text{ Ку/км}^2$ – зона последующего отселения; $5\text{--}15\text{ Ку/км}^2$ – зона с правом на отселение.

Порядок выполнения работы

1. Получите у преподавателя исследуемое вещество.
2. Произведите измерение объемной активности исследуемого вещества согласно п. 2.4 Порядка работы.
3. Согласно приложению 1 оформите отчет о проделанной работе.

Контрольные вопросы

1. В чем заключается радиоактивный распад?
2. Запишите закон радиоактивного распада. Какой физический смысл имеет этот закон и как он изображается на графике?
3. Какая физическая величина называется постоянной распада?
4. Какая физическая величина называется периодом полураспада? Выведите формулу, связывающую период полураспада с постоянной распада.
5. Что называется активностью радиоактивного вещества, по какой формуле она определяется и в каких единицах измеряется?
6. Какие физические величины называются удельной массовой, объемной и поверхностной активностью? В каких единицах они измеряются и для чего применяются?
7. Какова методика определения объемной активности вещества с помощью бытового дозиметра?

Лабораторная работа №5

«Изучение взаимодействия ионизирующего излучения с веществом»

Цель работы: ознакомиться с основными особенностями взаимодействия ионизирующих излучений с веществом. Определить зависимость интенсивности ионизирующего излучения от толщины слоя поглощающего вещества. Оценить толщину половинного слоя поглощения и коэффициент поглощения ионизирующего излучения веществом.

Время выполнения работы – 2 часа.

Краткие теоретические сведения.

Как известно, атом является электрически нейтральным, поскольку положительный заряд протонов, находящихся в ядре компенсируется отрицательным зарядом электронов, образующих электронную оболочку. В результате ряда процессов один из внешних атомных электронов может быть удален из атома. При этом атом превращается в положительный ион и образуется свободный электрон. В результате присоединения свободного электрона к нейтральному атому возникает отрицательный ион. Процесс образования ионов различных знаков называется ионизацией. Ионизирующим излучением называют излучение, взаимодействие которого с веществом приводит к образованию в этом веществе ионов разного знака. Название “ионизирующее излучение” объединяет все виды излучений, которые в повседневной жизни обозначают общим словом “радиация”. К ионизирующим излучениям относятся пучки элементарных частиц, ядер, ионов, а также электромагнитные излучения: рентгеновское, γ -излучение радиоактивных элементов и тормозное излучение, возникающее при прохождении через вещество заряженных частиц. Большинство из них имеют заряд: β -частицы (электроны, позитроны), протоны (ядра атома водорода), α -частицы (ядро атома гелия), а также различные ионы. Но есть и ней-

тральные частицы – нейтроны. Они не могут участвовать в процессах, зависящих от электрического заряда. Однако нейтроны, взаимодействующие с ядрами, вызывают испускание протонов и γ -квантов. Поскольку нейтроны и электромагнитные излучения не участвуют непосредственно в ионизации атомов и молекул, то их называют косвенно ионизирующими.

При прохождении через вещество заряженные частицы теряют свою энергию, вызывая возбуждение и ионизацию встречающихся на их пути атомов. Этот процесс продолжается до тех пор, пока общий запас энергии частиц не становится настолько малым, что она утрачивает свою ионизационную способность. Если это электрон, то он захватывается каким-либо атомом с образованием отрицательного иона. Кроме этого в поле положительно заряженного ядра β -частица резко тормозится и теряет при этом часть своей энергии. Эта энергия излучается в виде тормозного рентгеновского излучения. Рентгеновское излучение, γ -излучение радиоактивных элементов и тормозное излучение отличаются друг от друга происхождением и имеют свой диапазон энергии, хотя границы этих диапазонов точно не определены. Поэтому деление электромагнитных излучений на диапазоны весьма условно. Основными процессами, сопровождающими прохождение фотонного излучения через вещество (рис. 5.1), являются фотоэффект (взаимодействие с веществом электромагнитного излучения с малой энергией), комптон-эффект (взаимодействие с веществом электромагнитного излучения со средней энергией) и образование электрон-позитронных пар (взаимодействие с веществом высокоэнергетического электромагнитного излучения). Рассмотрим более подробно эти явления.

Фотоэффект, это явление (рис. 5.1 а), при котором атом полностью поглощает

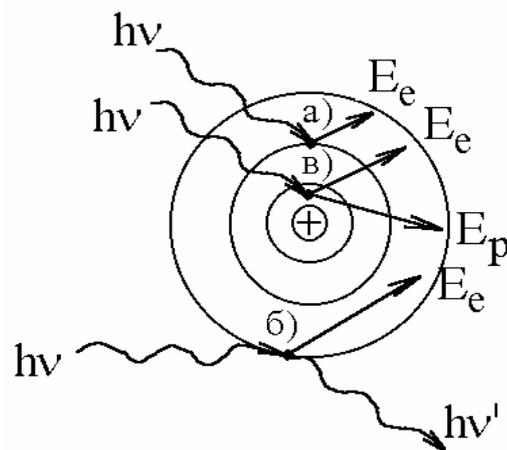


Рис. 5.1. Схема процессов, сопровождающих прохождение фотонного излучения через вещество. а) фотоэффект; б) комптон-эффект; в) образование электрон-позитронных пар

γ -квант с энергией $h\nu$ и испускает электрон с кинетической энергией E_e , равной $E_e = h\nu - U_i$, (U_i – энергия связи электрона на i -ой оболочке).

Комптон-эффект это такое явление (рис. 5.1 б), при котором γ -квант, взаимодействуя с электроном, передает ему часть своей энергии и рассеивается под некоторым углом, а электрон покидает атом с кинетической энергией E_e .

Рождение позитрон-электронной пары – явление, при котором γ -квант вблизи ядра превращается в пару частиц – электрон и позитрон (рис. 5.1 в), которые приобретают соответствующие кинетические энергии E_e и E_p .

Таким образом, при прохождении ионизирующих излучений через вещество происходит ионизация или возбуждение (на один акт ионизации приходится несколько актов возбуждения) атомов и молекул вещества либо непосредственно заряженными частицами (α , β , протоны), либо опосредованно, через взаимодействие атомов вещества с вторичными заряженными частицами, возникающими вследствие различных процессов (фотоэффект, комптон-эффект и т.д.). При этом заряженные частицы теряют свою энергию и поглощаются веществом. Поглощение излучения приближенно определяется по формуле.

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

где x – толщина пройденного слоя вещества

I – интенсивность излучения после прохождения слоя толщиной x

I_0 – интенсивность излучения в начальный момент

μ – линейный коэффициент ослабления (поглощения).

Каждому из процессов (фотоэффект, эффект Комптона и рождение электронно-позитронных пар в электрическом поле атомного ядра), обуславливающих поглощение ионизирующего излучения, соответствует свой коэффициент ослабления, поэтому полный коэффициент равен сумме коэффициентов ослабления каждого из этих эффектов.

$$\mu = \mu_{\phi} + \mu_k + \mu_n \quad (5.2)$$

Часто, вместо коэффициента поглощения μ используется толщина $X_{1/2}$ слоя половинного поглощения, в котором происходит ослабление первоначальной интенсивности излучения в два раза. Толщина слоя половинного поглощения – $X_{1/2}$, и коэффициент линейного ослабления – μ ,

являются характеристиками вещества и зависят от его состава (плотности). Зная толщину слоя половинного поглощения, преобразовав выражение (5.1) можно найти коэффициент поглощения μ :

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu x} \quad (5.3)$$

т. к. при $x = X_{1/2}$ $I = 1/2 I_0$ то, прологарифмировав обе части выражения (5.3) получим:

$$\ln(0.5) = \ln(e^{-\mu X_{1/2}}) = -\mu X_{1/2} \quad (5.4)$$

откуда

$$\mu = -\frac{\ln 0.5}{X_{1/2}} \approx \frac{0.693}{X_{1/2}} \quad (5.5)$$

Толщину $X_{1/2}$ слоя половинного поглощения можно определить по графику зависимости интенсивности излучения от толщины поглощающего слоя (рис 5.1). На практике используют также величину $X_{1/10}$, которая характеризует толщину вещества, при которой интенсивность излучения уменьшается в 10 раз. На практике толщину укрытий для защиты от ионизирующих излучений выбирают равной толщине $X_{1/10}$.

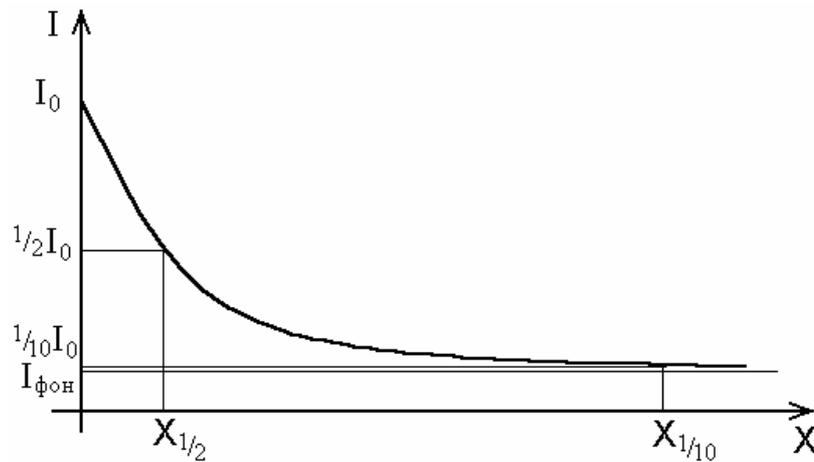


Рис. 5.2

Согласно выражениям (5.1) и (5.5) величину $X_{1/10}$ можно рассчитать по формуле

$$X_{1/10} = \frac{I}{\mu} \ln 10 = \frac{\ln 10}{\ln 2} X_{1/2} \approx 3.332 X_{1/2} \quad (5.6)$$

Порядок выполнения работы

1. Измерить 20 раз мощность экспозиционной дозы естественного радиационного фона на рабочем месте (согласно п. 2.2 Основных правил работы с дозиметрами), вычислить ее среднее значение $\overline{N_\phi}$.

2. Получить у преподавателя исследуемый образец слаборадиоактивного вещества, помещенного в кювету и провести 10 раз измерения $N_{\gamma+\beta}$ с открытой задней крышкой дозиметра согласно п.п. 2.3.6 – 2.3.8 Основных правил работы с дозиметрами. По результатам 10 измерений вычислить среднее значение $\overline{N_{\gamma+\beta}^0}$.

3. Поместить между дозиметром и кюветой пять листов тонкой бумаги, и измерить интенсивность прошедшего сквозь бумагу излучения. По результатам 10 измерений определить среднее значение $\overline{N_{\gamma+\beta}^5}$.

4. Помещая между дозиметром и кюветой 10, 15, 20 и т. д. листов бумаги по результатам 10 измерений (аналогично п. 3) вычислить средние значения $\overline{N_{\gamma+\beta}^{10}}$, $\overline{N_{\gamma+\beta}^{15}}$, $\overline{N_{\gamma+\beta}^{20}}$ т. д. Измерения производить до тех пор, пока среднее показание дозиметра не приблизится к значению $\overline{N_\phi}$.

Внимание!

Во-первых, в случае если последующее измерение окажется больше предыдущего (например, если окажется, что $\overline{N_{\gamma+\beta}^{10}} < \overline{N_{\gamma+\beta}^{15}}$), то расчет предыдущего значения (т.е. $\overline{N_{\gamma+\beta}^{10}}$) необходимо повторить, заменив крайние значения (минимальное и максимальное) двумя повторно измеренными, поскольку количество измерений ($n=10$) недостаточно для качественной оценки.

Во-вторых, средние показания дозиметра считать приближенными к значению $\overline{N_\phi}$, если они отличаются на 2 – 3 единицы.

5. Построить график (аналогично рис 5.1) зависимости интенсивности излучения исследуемого вещества от толщины поглощающего слоя (толщины бумаги), приняв толщину одного листа равной 0.1 мм.

6. Определить по построенному графику толщину половинного слоя поглощения $X_{1/2}$. В данной работе, количество зарегистрированных час-

тиц пропорционально интенсивности излучения вещества ($I \sim N$), поэтому выражение (5.1) имеет вид:

$$N = N_0 e^{-\mu x} \quad (5.1)$$

где x – толщина пройденного слоя вещества

N – интенсивность излучения после прохождения слоя толщиной x

N_0 – интенсивность излучения в начальный момент

μ – линейный коэффициент ослабления (поглощения).

Преобразуйте это выражение к виду (5.5) и вычислите коэффициент поглощения μ .

7. Согласно формуле (5.6) вычислите толщину слоя десятикратного ослабления $X_{1/10}$.

8. Оформить отчет о проделанной работе, в соответствии с приложением, в котором представить проделанные измерения и вычисления, график зависимости интенсивности излучения исследуемого вещества от толщины поглощающего слоя, коэффициент ослабления μ .

Контрольные вопросы

1. Какой физический процесс называется ионизацией?
2. Что такое ионизирующее излучение, какие виды излучений относятся к ионизирующим?
3. Как изменяется интенсивность ионизирующего излучения при прохождении вещества?
4. Какие физические процессы сопровождают прохождение ионизирующего излучения через вещество?
5. Какой физический смысл имеют величины μ , $X_{1/2}$, $X_{1/10}$?
6. В чем заключается методика эксперимента в данной работе?

Приложение**Оформление отчета**

Отчет по лабораторной работе оформляется на двойном (при необходимости на двух двойных) листах тетрадной бумаги в клеточку. Первая страница оформляется в виде титульного листа (образец см. ниже), на последующих отражается основное содержание лабораторной работы.

Титульный лист.

МО

РБ

УО «Полоцкий государственный университет»

Кафедра физики

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №(номер работы)

«Название работы»

группа (номер группы)

Выполнил(а)

(роспись студента)

Ф.И.О.
студента

Проверил

(роспись преподавателя)

Ф.И.О.
преподавателя

Новополоцк 200_г.

Содержание отчета.

Отчет должен содержать:

- *цель работы;*
- *краткие теоретические сведения*, в которые необходимо включить основные термины и определения данной работы, формулы по которым производятся расчеты;
- *экспериментальную часть*, в которой должны быть приведены расчеты, таблицы и графики в соответствии с заданиями, указанными в описаниях к лабораторным работам. **Внимание!** Графическая часть работы должна быть выполнена карандашом, графики и оси координат должны быть подписаны и выполнены размером не менее 10×15 см.
- *выводы*, которые должны соответствовать цели работы и содержать анализ результатов, полученных при выполнении работы.

Список рекомендуемой литературы.

1. Залесский В.Г. Радиационная безопасность. Конспект лекций для студентов нетехнических специальностей. Новополоцк УО «ПГУ», 2002.
2. Кужир П.Г., Сатиков И.А., Трофименко Е.Е. Радиационная безопасность. Минск “Пион”, 1999 г.
3. Савастенко В.А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности: Учебное пособие для втузов. Мн.: ДизайнПРО, 1998.
4. Постник М.И. Экологическая и радиационная безопасность: Учебное пособие для вузов. Мн.: Институт современных знаний, 1998.

СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	3
Основные правила работы с радиометрами-дозиметрами типа «Анри-01. Сосна», «Белрад 04».....	4
1. Проверка работоспособности прибора.....	4
2. Режимы работы.....	5
2.1. Работа в режиме “Поиск”.....	6
2.2. Работа в режиме измерения мощности экспозиционной дозы гамма излучения.....	6
2.3. Работа в режиме измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей.....	7
2.4. Работа в режиме оценки объемной (удельной) активности радионуклидов в пробах вещества.....	8
Лабораторная работа №1.....	11
Лабораторная работа №2.....	18
Лабораторная работа №3.....	28
Лабораторная работа №4.....	34
Лабораторная работа №5.....	39
Приложение.....	45
Список рекомендуемой литературы.....	47