

Учреждение образования
«БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

Г.А. ЧЕРНУШЕВИЧ, В.В. ПЕРЕТРУХИН

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

**ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ ДЛЯ СТУДЕНТОВ
ВСЕХ СПЕЦИАЛЬНОСТЕЙ
(электронная версия)**

Минск 2015

УДК 539.16(076.5)
ББК 31.42я7
Ч-49

Рецензенты:

доктор технических наук, профессор, заведующий кафедрой
безопасности жизнедеятельности Белорусского государственного
аграрного технического университета Л. В. Мисун;

кандидат технических наук, доцент кафедры технологии
неорганических веществ и общей химической
технологии БГТУ *А. Ф. Минаковский*

Чернушевич, Г.А.

Ч-49 Радиационная безопасность. Электронный лабораторный
практикум для студентов всех специальностей / Г. А. Чер-
нушевич, В. В. Перетрухин. – Минск : БГТУ, 2015. – 158 с.

ISBN 978-985-434-752-3

Электронный лабораторный практикум разработан в соответствии с программой дисциплины «Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность». В практикуме рассмотрены основные теоретические положения радиационной безопасности, приведены описания приборов и экспериментальных установок для выполнения лабораторных работ, а также методики проведения измерений, обработки результатов, контрольные вопросы.

УДК 539.16(076.5)
ББК 31.42я7

© УО «Белорусский государственный
технологический университет», 2015

© Г. А. Чернушевич, В. В. Перетрухин
2015

ISBN 978-985-434-752-3

ПРЕДИСЛОВИЕ

Предлагаемый практикум является результатом обобщения более чем 20-летнего опыта преподавания рассматриваемого курса в Белорусском государственном технологическом университете.

Электронный лабораторный практикум является 3-м дополненным и переработанным изданием и предназначен для студентов высших технических учебных заведений, изучающих курс «Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность».

В процессе выполнения лабораторных работ студенты должны:

- изучить основные закономерности радиоактивного распада, методы регистрации ядерных излучений, механизм взаимодействия альфа-, бета- и гамма-излучений с веществом;
- приобрести практические навыки работы с радиометрической и дозиметрической аппаратурой;
- освоить методики радиометрического контроля сырья, строительных материалов, готовой продукции, продуктов питания и т. д.

В практикум включено 15 лабораторных работ, в которых рассмотрены вопросы статистики ионизирующих излучений и изучения методов их регистрации; физической природы ионизирующих излучений (взаимодействие альфа-, бета- и гамма-излучений с веществом); дозиметрии ионизирующих излучений; определения объемной (удельной) активности содержания радионуклидов цезия-137, цезия-134, стронция-90, йода-131, калия-40 в различных пробах.

Каждая лабораторная работа включает три подраздела и контрольные вопросы.

В первом подразделе «Основные теоретические положения» излагается теоретический материал по теме лабораторной работы.

Во втором подразделе «Оборудование и принадлежности» дается описание радиометрического или дозиметрического прибора, с использованием которого проводятся лабораторные измерения. Это гамма-радиометры РУГ-91, РУГ-91М, РКГ-02А/1, РКГ-АТ1320А, бета-радиометр РУБ-91 «АДАНИ», радиометр-дозиметр МКС-АТ1117М, МКС АТ 6130, бытовые дозиметры РКСБ-104, АНРИ-01-02 «Сосна» и др.

В третьем подразделе «Порядок выполнения работы и обработка результатов» приводится методика выполнения лабораторной работы, порядок ее оформления.

Выполненная лабораторная работа должна быть представлена в

виде отчета. Отчет о работе включает в себя: название; цель работы; краткое описание теории вопроса; используемые приборы и оборудование; результаты исследования в виде таблиц, графиков и расчетов; выводы и предложения.

Для допуска к проведению исследования и для защиты отчета студент должен ответить на контрольные вопросы, перечень которых дается в конце каждой лабораторной работы.

В практикуме использованы некоторые фрагменты лабораторных работ и справочных материалов учебного пособия В.А. Савастенко «Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности».

Лабораторная работа № 1
**ВЫБОР ВРЕМЕНИ СЧЕТА
ПРИ РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЯХ**

Цель работы: освоение методики статистической обработки результатов радиометрических измерений; выбор оптимального времени измерения скорости счета импульсов от источника излучения при наличии радиационного фона.

1. Основные теоретические положения

Распад радиоактивных ядер имеет статистический характер и описывается распределением Пуассона, предельным случаем которого, при достаточно большом числе измерений, является нормальное распределение – *распределение Гаусса*. Поэтому оценивать стабильность работы счетной аппаратуры (прибора), регистрирующей ионизирующие излучения, можно путем сравнения распределения зарегистрированного числа импульсов с распределением Гаусса.

Мерой отклонения распределения зарегистрированных радиометром числа импульсов от распределения Гаусса, т. е. показателем стабильности работы прибора является критерий X^2 , вычисляемый по формуле

$$X^2 = \frac{\sum_{i=1}^n (k_i - \bar{k})^2}{\bar{k}}, \quad (1.1)$$

где k_i – число импульсов, зарегистрированных при i -м измерении за время t ; $\bar{k} = \sum_{i=1}^n k_i / n$ – среднее число импульсов, зарегистрированных за время t ; n – число измерений.

Так как при измерении интенсивности ионизирующего излучения и его дозиметрии существуют случайные ошибки, обусловленные наряду со статическим характером ядерных процессов целым рядом случайных внешних воздействий на измеряемую величину, то и число импульсов, регистрируемых счетчиком от источника излучения, является случайной величиной.

Из теории ошибок следует, что истинное значение $X_{ист}$ некоторой случайной величины X , распределенной по закону $p(x)$, с вероятностью

$$P = \int_{\bar{X}-S_{\bar{X}}}^{\bar{X}+S_{\bar{X}}} p(x) dx \quad (1.2)$$

находится в интервале $[(\bar{X} - S_{\bar{X}}); (\bar{X} + S_{\bar{X}})]$,

где $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$ – среднее значение величины X ; $S_{\bar{X}}$ – полуширина доверительного интервала.

Интервал $[(\bar{X} - S_{\bar{X}}); (\bar{X} + S_{\bar{X}})]$ называют *доверительным*, вероятность P попадания в этот интервал истинного значения $X_{\text{ист}}$ измеряемой величины – *доверительной вероятностью*.

Полуширина доверительного интервала

$$S_{\bar{X}} = \alpha_{n,P} \sigma_{\bar{X}}, \quad (1.3)$$

где $\alpha_{n,P}$ – коэффициент Стьюдента, зависящий от заданной доверительной вероятности P и числа измерений n (значения $\alpha_{n,P}$ приведены в табл. 1.1); $\sigma_{\bar{X}}$ – средняя квадратичная ошибка,

$$\sigma_{\bar{X}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2}{n \cdot (n - 1)}}. \quad (1.4)$$

Таблица 1.1

Коэффициенты Стьюдента $\alpha_{n,P}$

n	$\alpha_{n,0,500}$	$\alpha_{n,0,683}$	$\alpha_{n,0,900}$	$\alpha_{n,0,950}$	$\alpha_{n,0,980}$	$\alpha_{n,0,990}$
2	1,00	1,80	6,31	12,71	31,80	63,70
3	0,82	1,32	2,92	4,30	6,96	9,42
4	0,77	1,20	2,35	3,18	4,54	5,84
5	0,74	1,15	2,13	2,78	3,75	4,60
6	0,74	1,11	2,02	2,57	3,36	4,03
7	0,72	1,09	1,94	2,46	3,14	3,71
8	0,71	1,08	1,90	2,36	3,00	3,50
9	0,71	1,07	1,86	2,31	2,90	3,36
10	0,70	1,06	1,83	2,26	2,82	3,25
∞	0,67	1,00	1,65	1,96	2,30	2,59

Для доверительной вероятности $P = 68\%$ уже при $n \approx 7$ полуширина доверительного интервала $S_{\bar{X}} \approx \sigma_{\bar{X}}$. Чем больше n , тем точнее это равенство. Отношение полуширины доверительного интервала к среднему значению измеряемой величины называют *относительной ошибкой* $\varepsilon_{\bar{X}}$ этой величины. Ее выражают в относительных единицах:

$$\varepsilon_{\bar{X}} = \frac{S_{\bar{X}}}{\bar{X}} \quad (1.5)$$

или в процентах:

$$\varepsilon_{\bar{X}} = \frac{S_{\bar{X}}}{\bar{X}} \cdot 100. \quad (1.5a)$$

При $S_{\bar{X}} = \sigma_{\bar{X}}$ относительную ошибку $\varepsilon_{\bar{X}}$ называют *стандартной* или *средней квадратичной*.

Если измеряемая величина Y является функцией нескольких случайных переменных X_1, X_2, \dots, X_n , не зависящих друг от друга, т. е. $Y = f(X_1, X_2, \dots, X_n)$, то средняя квадратичная ошибка

$$\sigma_Y = \sqrt{\left(\frac{\partial f}{\partial X_1}\right)^2 \sigma_{X_1}^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial X_2}\right)^2 \sigma_{X_2}^2 + \dots + \left(\frac{\partial f}{\partial X_n}\right)^2 \sigma_{X_n}^2}. \quad (1.6)$$

Из формулы (1.6) следует, что для суммы или разности двух измеряемых величин X_1 и X_2 средняя квадратичная ошибка

$$\sigma_{X_1 \pm X_2} = \sqrt{\sigma_{X_1}^2 + \sigma_{X_2}^2}. \quad (1.7)$$

Относительная стандартная ошибка в этом случае

$$\varepsilon_{X_1 \pm X_2} = \frac{\sqrt{\sigma_{X_1}^2 + \sigma_{X_2}^2}}{X_1 \pm X_2}. \quad (1.8)$$

При различных радиометрических и дозиметрических измерениях часто экспериментально определяют скорость счета импульсов, возникающих в ионизационных, сцинтилляционных и других детекторах излучения под воздействием регистрируемых ими частиц. Скорость счета импульсов

$$v = N/t, \quad (1.9)$$

где N – число импульсов, зарегистрированных счетчиком за время t .

Воспользовавшись формулами (1.6) и (1.9), а также учитывая, что $\sigma_N = \sqrt{N}$, получим выражение для средней квадратичной ошибки при определении скорости счета импульсов:

$$\sigma_v = \sqrt{\frac{\sigma^2 N}{t^2}} = \sqrt{\frac{v t}{t^2}} = \sqrt{\frac{v}{t}}. \quad (1.10)$$

Согласно (1.5) относительную ошибку ε_v для доверительной ве-

роятности $P = 0,68$ (стандартную ошибку) можно найти по формуле

$$\varepsilon_v = \frac{1}{v} \sqrt{\frac{v}{t}} = \sqrt{\frac{1}{vt}} = \frac{1}{\sqrt{N}} \quad \text{и в процентах } \varepsilon_v = \frac{1}{\sqrt{N}} 100. \quad (1.11)$$

Вычислив стандартную ошибку ε_v , легко определить доверительный интервал $[(v - S_{v,P}), (v + S_{v,P})]$ и относительную ошибку $\varepsilon_{v,P}$ для любой заданной доверительной вероятности P результата путем умножения σ_v и ε_v на соответствующий коэффициент Стьюдента: $S_{v,P} = \alpha_{n,P} \sigma_v$; $\varepsilon_{v,P} = \alpha_{n,P} \varepsilon_v$.

Скорость счета импульсов от радиоактивного источника обычно приходится измерять при наличии радиоактивного фона. В таких случаях скорость счета импульсов от источника излучения находят как разность:

$$v = v_{\Sigma} - v_{\phi}, \quad (1.12)$$

где v_{Σ} – скорость счета от источника излучения вместе с фоном; v_{ϕ} – скорость счета импульсов от фона.

В соответствии с формулами (1.7–1.11) при наличии радиационного фона стандартная ошибка определения скорости счета импульсов от источника излучения

$$\sigma_v = \sqrt{\frac{v_{\Sigma}}{t_{\Sigma}} + \frac{v_{\phi}}{t_{\phi}}}, \quad (1.13)$$

а относительная

$$\varepsilon_v = \frac{\sqrt{v_{\Sigma}/t_{\Sigma} + v_{\phi}/t_{\phi}}}{v_{\Sigma} - v_{\phi}}. \quad (1.14)$$

Чем больше время измерения, тем больше число зарегистрированных частиц и, следовательно, меньше относительная ошибка определения скорости счета. Но очевидно – время измерения, не может быть безграничным. К тому же увеличение длительности эксперимента снижает производительность работы, что особенно важно при проведении массовых исследований. Кроме того, при продолжительном пребывании регистрирующей аппаратуры под напряжением, как правило, снижается стабильность ее показаний, и эффект снижения ошибки измерения за счет растягивания эксперимента во времени может быть сведен на нет этим фактором.

Ошибка определения скорости v счета импульсов от радиоактив-

ного источника при наличии радиационного фона зависит не только от времени t измерения, но и от соотношения между временем, затраченным на измерение фона, и временем измерения скорости счета импульсов от источника излучения вместе с фоном. Если общее время измерения $t_{\Sigma} = t_{\Sigma} + t_{\delta}$ фиксированное, то, как следует из теории, ошибка измерения скорости счета $v_{\Sigma} = v_{\Sigma} + v_{\phi}$ от источника излучения будет минимальной, когда

$$\frac{\tau_{\Sigma}}{\tau_{\phi}} = \sqrt{\frac{v_{\Sigma}}{v_{\phi}}}, \quad (1.15)$$

где τ_{Σ} – оптимальное время измерения v_{Σ} ; τ_{ϕ} – оптимальное время измерения v_{δ} .

При заданной стандартной относительной ошибке измерения ε_v оптимальные значения τ_{ϕ} и τ_{Σ} можно найти по формулам:

$$\tau_{\phi} = [v_{\phi} + \sqrt{v_{\phi}v_{\Sigma}}] / [\varepsilon_v^2(v_{\phi} - v_{\Sigma})^2]; \quad (1.16)$$

$$\tau_{\Sigma} = [v_{\Sigma} + \sqrt{v_{\delta}v_{\Sigma}}] / [\varepsilon_v^2(v_{\delta} - v_{\Sigma})^2]. \quad (1.17)$$

Для практического выбора оптимального минимального времени измерения скорости счета импульсов от источника излучения необходимо провести измерение числа \tilde{N}_{δ} фоновых импульсов и числа \tilde{N}_{Σ} импульсов от источника вместе с фоном в течение $\tau = 100\text{--}200$ с и определить приближенные значения скоростей счета $\tilde{v}_{\phi} = \tilde{N}_{\phi} / \tau$ и $\tilde{v}_{\Sigma} = \tilde{N}_{\Sigma} / \tau$. Затем задав требуемое значение ε_v , определить соответствующие им минимальные оптимальные величины τ_{ϕ} и τ_{Σ} по формулам (1.16) и (1.17). Если скорость v_{Σ} счета импульсов от источника излучения значительно больше фоновой скорости v_{δ} счета, последней можно пренебречь.

Соотношение между v_{δ} и v_{Σ} , при котором скорость счета от фона можно не учитывать, зависит от требуемой точности результата. Так, при измерении с относительной ошибкой $\varepsilon_v = 10\%$ фоновой скоростью v_{δ} счета можно пренебречь, если отношение $v_{\Sigma} / v_{\phi} \geq 2$; при $\varepsilon_v = 3\%$ v_{δ} можно пренебречь, если $v_{\Sigma} / v_{\phi} \geq 5$. Оптимальное время измерения скорости счета импульсов v_{Σ} от исследуемого источника

можно также выбирать с помощью таблицы Белла (табл. 1.2).

Таблица 1.2

Таблица Белла

$K = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tilde{N}_\delta}$	$\varepsilon_v = 1\%$		$\varepsilon_v = 2\%$		$\varepsilon_v = 3\%$		$\varepsilon_v = 4\%$		$\varepsilon_v = 5\%$	
	N_Φ	N_Σ								
1,3	240000	350000	60000	90000	27000	40000	9500	14000	2400	3500
1,5	89000	163500	22000	41000	10000	18000	3600	6500	900	1600
1,7	47000	105000	12000	26000	5000	12000	2000	4000	470	1000
2,0	24000	68000	6000	17000	3700	7600	1000	2700	240	710
3,0	11500	46000	3000	11000	1300	5100	450	1800	115	450
5,0	2000	23000	500	5700	200	2680	80	900	20	230
10,0	500	16000	130	4000	60	1800	20	650	5	160
20,0	150	13000	40	3700	20	1500	6	540	1,5	130
50,5	34	11900	9	3000	4	1300	1,3	480	0,34	120
100,0	11	11200	3	2800	–	1200	0,4	450	–	112
∞	–	10000	–	2500	–	1100	–	400	–	100

В столбцах этой таблицы указаны N_Φ – число фоновых импульсов и N_Σ – число импульсов от источника излучения вместе с фоном с относительной ошибкой измерения, ε_v скорости счета импульсов от источника. Время, необходимое для измерения указанного в таблице Белла числа импульсов N_Φ и N_Σ , и представляет собой оптимальное время измерения. Горизонтальные линии в графах таблицы ограничивают значения N_Φ и N_Σ , при которых скоростью счета импульсов от фона можно пренебречь и считать, что $v \approx v_\Sigma$.

Коэффициент K в таблице Белла представляет собой отношение приближенных значений \tilde{N}_δ и \tilde{N}_Σ , измеренных за равные короткие промежутки времени $\tau = 100\text{--}200$ с.

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для измерений применяется дозиметр-радиометр бытовой АНРИ-01-02 «СОСНА» (см. рисунок), который предназначен для индивидуального использования для контроля радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях, в том числе:

- измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения (МЭД);
- измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей;
- оценки объемной активности радионуклидов в веществах.

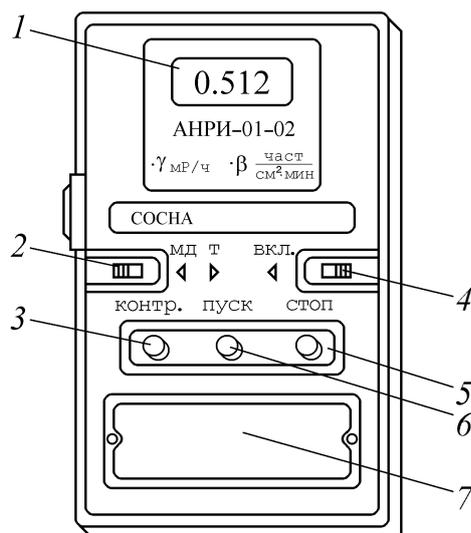


Рисунок. Внешний вид дозиметра-радиометра АНРИ-01-02 «СОСНА»:

1 – цифровой индикатор; 2 – переключатель режимов работы; 3 – кнопка проверки прибора; 4 – кнопка включения и выключения прибора; 5 – кнопка остановки измерений; 6 – кнопка запуска измерений; 7 – отсек питания с легкосъёмной крышкой

Блок детектирования и измерительный блок смонтированы в едином пластмассовом корпусе размером 45×88×133 мм. Детектирование излучения осуществляется двумя газоразрядными цилиндрическими счетчиками Гейгера – Мюллера типа СБМ-20. Для индикации результатов измерений в приборе используется жидкокристаллический цифровой индикатор 1.

Управление прибором осуществляется переключателем режимов работы 2, кнопками 3 – «КОНТР.», 6 – «ПУСК», 5 – «СТОП», выключателем 4. Источником питания служит батарея постоянного тока напряжением 9 В типа «Корунд», размещенная в отсеке для питания, закрытом легкосъёмной крышкой 7.

Технические данные и характеристики прибора

1. Диапазон измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения – 0,010–9,999 мР/ч.
2. Диапазон измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных поверхностей – 10–5000 частиц/(см²·мин).
3. Диапазон оценки объемной активности растворов (по изотопу цезий-137): 5·10⁻⁸–10⁻⁶ Ки/л (1,85·10³–3,7·10⁴ Бк/л).
4. Основная относительная погрешность измерения:
 - мощности экспозиционной дозы гамма-излучения по цезию-137

не более $\pm 30\%$;

– плотности потока бета-частиц от твердого плоского источника стронция-90 и иттрий-90 $\pm 45\%$.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Убедитесь в исправности электронной пересчетной схемы и таймера прибора. Для этого переведите переключатель режима в положение «МД», нажмите кнопку «КОНТР.» и, удерживая ее в нажатом состоянии до конца проведения контрольной проверки, нажмите кнопку «ПУСК». Через 20 ± 5 с отсчет должен прекратиться, окончание отсчета сопровождается коротким звуковым сигналом, а на табло должно индицироваться число «1024». После окончания отсчета отпустите кнопку «КОНТР.».

3.2. Переведите переключатель режима в положение «Т» (крайнее правое положение). Откройте заднюю крышку радиометра и проведите однократное измерение числа фоновых импульсов \tilde{N}_ϕ , регистрируемых радиометром от пустой кюветы. Вычислите приближенное значение скорости счета фоновых импульсов $\tilde{v}_\phi = \tilde{N}_\phi / \tau$, где τ – время измерения ($\tau = 100$ с) регистрируется по секундомеру.

3.3. Заполните кювету проверяемой пробой и измерьте за время ($\tau = 100$ с) число импульсов \tilde{N}_Σ , регистрируемых счетчиком от пробы вместе с фоном. Определите приближенное значение скорости счета импульсов $\tilde{v}_\Sigma = \tilde{N}_\Sigma / \tau$. Рассчитайте по формулам (1.16) и (1.17) оптимальные значения τ_ϕ и τ_Σ , при которых относительная стандартная ошибка измерения скорости счета импульсов от радиоактивной пробы составляет 3%.

3.4. Установите режим работы радиометра по секундомеру, при котором время измерения $t_\phi \approx \tau_\phi$ для $\varepsilon_v = 3\%$, и измерьте фоновое число импульсов N_ϕ . Аналогичным образом проведите измерение числа импульсов N_Σ от пробы вместе с фоном. Найдите скорость счета импульсов от исследуемой пробы:

$$v = v_\Sigma - v_\phi = \left(\frac{N_\Sigma}{t_\Sigma} \right) - \left(\frac{N_\phi}{t_\phi} \right). \quad (1.18)$$

Результаты измерений занесите в табл. 1.3.

Результаты измерений

\tilde{N}_{δ} , имп	\tilde{N}_{Σ} , имп	$\tilde{\nu}_{\phi}$, имп/с	$\tilde{\nu}_{\Sigma}$, имп/с	τ_{δ} , с	τ_{Σ} , с	N_{ϕ} , имп	N_{Σ} , имп	ν , имп/с

3.5. Рассчитайте стандартные относительные ошибки измерения скорости счета импульсов от фона $\varepsilon_{\nu,\delta}$ и от исследуемой пробы вместе с фоном $\varepsilon_{\nu,\Sigma}$ по формуле (1.11), используя экспериментальные значения N_{ϕ} и N_{Σ} . По формуле (1.14) определите также относительную стандартную ошибку скорости счета импульсов от исследуемой пробы и сравните полученное значение с величиной заданной ошибки измерения $\varepsilon_{\nu} = 3\%$.

3.6. На основании измеренных значений \tilde{N}_{δ} и \tilde{N}_{Σ} рассчитайте коэффициент $K = \tilde{N}_{\Sigma} / \tilde{N}_{\delta}$ и определите с помощью таблицы Белла τ'_{δ} – время измерения фоновых импульсов и τ'_{Σ} – время измерения импульсов от пробы вместе с фоном, при которых относительная ошибка $\varepsilon_{\nu} = 3\%$.

3.7. Сравните значения τ_{δ} и τ_{Σ} , рассчитанные по формулам (1.16) и (1.17), с соответствующими значениями τ'_{δ} и τ'_{Σ} , полученными с помощью таблицы Белла. Проанализируйте результаты проведенного сравнения.

3.8. Результаты вычислений занесите в табл. 1.4.

Результаты вычислений

$\varepsilon_{\nu,\delta}$, %	$\varepsilon_{\nu,\Sigma}$, %	ε_{ν}	K	τ'_{δ} , с	τ'_{Σ} , с

Контрольные вопросы

1. Запишите выражения для средней квадратичной ошибки и полуширины доверительного интервала при прямом измерении некоторой величины X .
2. Запишите формулу для вычисления полуширины доверитель-

ного интервала S_0 и относительной ошибки ε_0 при измерении скорости счета импульсов с вероятностью: 1) $P = 0,68$; 2) $P = 0,90$; 3) $P = 0,95$.

3. Как можно определить оптимальное время измерений при радиометрии источников излучения?

4. Допустимо ли выбирать одинаковое время для измерения скорости счета фоновых импульсов и скорости счета импульсов от источника излучения с фоном?

5. В каких случаях при измерении скорости счета импульсов от источника излучения можно не учитывать скорость счета фоновых импульсов?

Лабораторная работа № 2

ИЗУЧЕНИЕ РАБОТЫ СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО ДЕТЕКТОРА ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Цель работы: ознакомление с основами сцинтилляционного метода регистрации ионизирующих излучений; измерение счетной характеристики сцинтилляционного детектора и выбор рабочего напряжения фотоумножителя.

1. Основные теоретические положения

Пока частица летит в вакууме и ни с чем не взаимодействует, она не наблюдаема. Частицу можно зарегистрировать лишь по результату ее взаимодействия с веществом. Известны различные виды такого взаимодействия. Заряженные частицы, проходя через вещество, вызывают ионизацию и возбуждение атомов среды, что в свою очередь, может проявляться в виде заметных эффектов: импульсов тока, вспышек света, выделения тепла и т. д.

Гамма-кванты сами не ионизируют среду, но, взаимодействуя с атомами, они могут в результате различных эффектов порождать электроны, которые уже ионизируют вещество.

Энергия, затрачиваемая частицей в ходе процессов, перечисленных выше, в дальнейшем может преобразовываться в другие виды энергии. Ионизация некоторых веществ, способствует протеканию в них специфических химических реакций, в результате которых возникают новые вещества. Любые процессы, заключающиеся в преобразовании энергии излучения в другие виды энергии, можно использовать для регистрации частиц.

Для обнаружения ионизирующих излучений, измерения их энергии и других свойств применяются *детекторы*, которые являются важнейшей частью приборов. Работа детекторов основана на регистрации эффектов взаимодействия с веществом потока частиц или фотонов. Благодаря этим эффектам частицы могут быть зарегистрированы при появлении на выходе из детектора электрических импульсов тока или напряжения, вспышек света, почернения фотоэмульсии или изменения структуры вещества чувствительного элемента.

Для регистрации ионизирующих излучений используются следующие методы их обнаружения: химический, фотографический, полупроводниковый, тепловой (калориметрический), ионизационный, сцинтилляционный и др.

Химический метод. Данный метод обнаружения ионизирующих излучений основан на том явлении, что возникающие при воздействии излучений ионы и возбужденные атомы и молекулы вещества могут диссоциировать, образуя свободные радикалы. Эти ионы и радикалы вступают в реакцию между собой или другими атомами и молекулами, образуя новые вещества, появление и количество которых позволяет судить о наличии и количественной характеристике ионизирующих излучений.

Под воздействием излучения прозрачный раствор детектора сначала становится малиновым или пурпурным, причем интенсивность цвета пропорциональна накопленной дозе. Этот метод используется в дозиметрах ДП-70М, ДП-70МП и др.

Фотографический метод. Частица ионизирующего излучения при попадании на слой фотоэмульсии оставляет на нем след, который после проявления фотопластики становится видимым, так как образуются очень малые зерна металлического серебра (почернение фотослоя).

Плотность почернения фотослоя измеряют с помощью *фотометров*. В таких детекторах облучению подвергается большое количество слоев фотоэмульсии, после облучения каждый из слоев проявляется. Фотоэмульсия представляет собой взвешенные в желатине маленькие кристаллики галоидного серебра (хлористого или бромистого). Чем больше доза воздействующих на фотослой излучений, тем больше степень его почернения.

Детекторы (ядерные фотоэмульсии) применяются для измерения потоков частиц высоких энергий (десятки гигаэлектронвольт – ГэВ), например космических лучей, а также для измерения гамма- и нейтронных излучений в диапазоне от 0 до 10 Р, а при использовании специальных фоточувствительных слоев – до 20 000 Р.

Полупроводниковый метод. Основным элементом полупроводникового детектора является монокристаллический полупроводник (кремний или германий), выполненный в виде пластины, в которой создан *p-n*-переход. Для достижения высокой чувствительности необходимо, чтобы в отсутствие регистрируемых частиц полупроводник был обеднен носителями, т. е. имел минимальную электропроводность. Это достигается в области *p-n*-перехода, особенно если подать на него обратное (запирающее) напряжение. Слой полупроводника вблизи границы *p-n*-перехода, обедненный носителями заряда и обладающий высоким удельным сопротивлением, является *чувствительным объемом полупроводникового детектора*.

Заряженная частица, попадая в кристалл, ионизирует среду, создавая дополнительные электронно-дырочные пары. Появление новых носителей заряда приводит к возникновению импульса тока в цепи детектора, фиксируемого аппаратурой. Заряд, прошедший в цепи детектора, пропорционален энергии выделенной частицей в чувствительном объеме. Такие детекторы используются в радиометрических, дозиметрических и спектрометрических приборах.

Достоинствами полупроводниковых детекторов являются линейная зависимость импульса тока от поглощенной энергии и высокая временная разрешающая способность (малое «мертвое время» – 10^{-8} с).

Недостатки: наличие собственной электропроводности, изменение характеристик при больших дозах, сложная технология изготовления материалов для детекторов.

Тепловой (калориметрический) метод. Энергия ионизирующих излучений, поглощенная в веществе, в конечном итоге превращается в тепло. Этот тепловой эффект используется в калориметрах для измерения активности вещества или мощности дозы. Временная разрешающая способность тепловых детекторов малых объемов имеет достаточно большое значение ($\approx 10^{-8}$ с).

Ионизационный метод. При этом методе обнаружения и измерения характеристик ионизирующих излучений в качестве ионизирующей среды используются газы, в которых образующиеся ионы обладают большой подвижностью. Воздействуя на газовую среду электрическим полем, легко привести создаваемые излучением ионы в направленное движение. Возникающий при этом электрический ток является не только указанием на то, что газовая среда облучается, но и позволяет также судить об активности источников ионизирующих излучений, о создаваемой ими дозе и мощности дозы излучений.

В измерительной аппаратуре ионизация газовой среды происходит в устройствах, предназначенных для восприятия энергии ионизирующих излучений и преобразования ее в энергию электрического тока. Такие устройства называются *воспринимающими* или *детекторами излучений*. К ним относятся ионизационные камеры и газоразрядные счетчики.

Сцинтилляционный метод. В основе этого метода обнаружения излучений лежит явление *люминесценции* (свечение вещества), вызванное ионизацией и возбуждением атомов и молекул. Входящие в их состав электроны переходят на более высокие энергетические уровни и спустя некоторое время возвращаются в основное состояние

(релаксация). Возбужденные атомы при возвращении их в нормальное состояние излучают кванты (фотоны).

Вещества, в которых под воздействием ионизирующих излучений возникают световые вспышки (*сцинтилляции*), называются *сцинтилляторами (люминофорами)*.

Избыток энергии высвобождается в виде сцинтилляций (кратковременных световых вспышек продолжительностью 10^{-4} – 10^{-9} с). По количеству вспышек в единицу времени можно судить о качественной характеристике ионизирующего излучения (активности).

Сцинтилляционные методы регистрации радиоактивных излучений основаны на измерении интенсивности излучения люминесцентных веществ с использованием *фотоэлектронных умножителей (ФЭУ)*.

ФЭУ позволяет преобразовывать слабые световые вспышки люминесцентных веществ (люминофоров) в достаточно большие электрические импульсы, которые легко зарегистрировать обычной электронной аппаратурой.

Достоинства метода:

- малое время высвечивания сцинтилляторов обеспечивает высокое временное разрешение (10^{-7} – 10^{-8} с) или малое «мертвое время», сравнимое с временем высвечивания;
- пропорциональность между амплитудой светового сигнала и энергией зарегистрированной частицы позволяет распознать частицы и измерить их энергию.

Наличие анализатора импульсов дает возможность сконструировать на основе сцинтилляционного детектора не только радиометр, но и дозиметр или даже спектрометр.

Сцинтилляционный счетчик (рис. 2.1) состоит из оптически соединенных между собой люминесцирующего кристалла, в котором энергия ионизирующего излучения превращается в световые вспышки, и ФЭУ, преобразующего вспышки в достаточно большие электрические импульсы.

Процессы, происходящие в сцинтилляционном счетчике можно подразделить на следующие стадии:

- 1) поглощение радиоактивного излучения люминофором (сцинтиллятором);
- 2) возбуждение атомов и молекул люминофора поглощенной энергией и затем излучение фотонов света;
- 3) бомбардировка фотонами света катода фотоэлектронного умножителя (ФЭУ);
- 4) поглощение фотонов на катоде ФЭУ и выход фотоэлектронов;

5) электронное умножение (вторичная эмиссия электронов эмиттерами). ФЭУ совмещает свойства фотоэлемента и усилителя тока с большим коэффициентом усиления и состоит из катода 3, динодов 5 (эмиттеров), анода 6, на которых происходит вторичная эмиссия электронов.

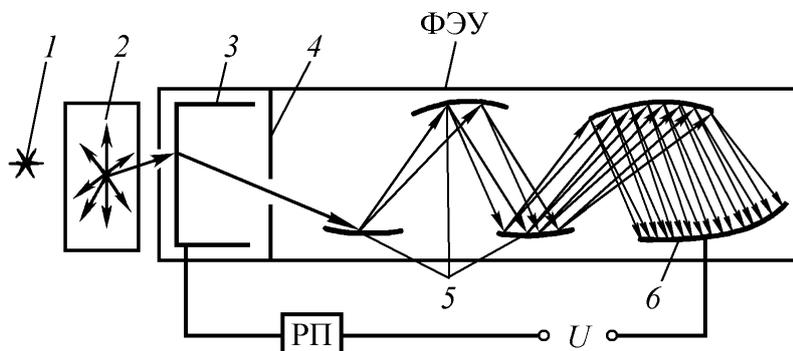


Рис. 2.1. Сцинтилляционный счетчик:

1 – источник ионизирующего излучения; 2 – сцинтиллятор (люминофор);
3 – катод; 4 – фокусирующий электрод; 5 – эмиттеры (диноды); 6 – анод

Сцинтилляционный счетчик (сцинтиллятор и ФЭУ) заключен в светонепроницаемый кожух, чтобы исключить попадание постороннего света на фотокатод и диноды (эмиттеры) ФЭУ. Кроме того, ФЭУ защищен от внешних электрических и магнитных полей, которые нарушают фокусировку электронов. Вся система ФЭУ размещена в стеклянном баллоне с высоким вакуумом, необходимым для сохранения поверхностей фотослоя и динодов, а также свободного движения электронов.

В сцинтилляционном счетчике ФЭУ работает в импульсном режиме. Световые импульсы (фотоны), возникающие в сцинтилляторе под действием ионизирующих излучений, вырывают из фотокатода электроны. Электроны ускоряются электрическим полем, существующим между электродами ФЭУ, которые обычно называются *эммитерами* или *динодами*.

Умножение числа электронов происходит при попадании потока первичных электронов на эмиттер 5. Выбитые электроны ускоряются полем и фокусируются на последующий динод, из которого они вновь выбивают примерно удвоенное количество электронов и т. д. Таким образом, лавина электронов возрастает от катода к аноду, происходит преобразование очень слабых вспышек, возникающих в сцинтилляторе, в электрические импульсы, регистрируемые прибором (РП). Коэффициент усиления ФЭУ составляет 10^5 – 10^6 раз.

Если множитель имеет m эмиттеров, а коэффициент электронного умножения каждого из них равен σ , то ток I , который возникает на аноде

ФЭУ, связан с током I_0 на фотокатоде соотношением

$$I = \sigma^m I_0 = \xi I_0. \quad (2.1)$$

Если предположить, что под действием фотона с катода был выбит один фотоэлектрон (см. рис. 2.1), а на каждом из последующих 4-х эмиттеров ($m = 4$) от действия одного электрона выбивается по два электрона ($\sigma = 2$), то коэффициент электронного умножения ФЭУ (число электронов, порожденных одним фотоэлектроном и собранных на аноде) будет равен

$$\xi = \sigma^m = 2^4 = 16. \quad (2.2)$$

Коэффициент электронного умножения ξ для ФЭУ зависит от работы выхода электрона из материала эмиттера, эффективности собирания электронов с предыдущего эмиттера, разности потенциалов между эмиттерами и их числа m .

Эффективность превращения энергии бомбардирующих люминофор частиц в световую энергию фотонов называется *конверсионной эффективностью η_k люминофора*, которая определяется отношением энергии световых фотонов E_f к энергии поглощения $E_{\text{погл}}$, которая тратится ионизирующей частицей в сцинтилляторе:

$$\eta_k = \dot{A}_\sigma / \dot{A}_{\text{ит\ae}} = nh\nu / \dot{A}_{\text{ит\ae}}, \quad (2.3)$$

где n – число фотонов.

Оставшаяся часть энергии тратится на возбуждение и релаксацию в исходное состояние без испускания видимого света.

Сцинтилляционные счетчики обладают более высокой эффективностью счета (до 100%) и разрешающей способностью по сравнению с газоразрядными.

С помощью сцинтилляционных счетчиков определяется активность и мощность доз ионизирующих излучений.

Недостатками сцинтилляционных счетчиков являются хрупкость монокристаллов, гигроскопичность некоторых из них, изменение их свойств во времени, сравнительно высокое напряжение на ФЭУ, а также наличие тока при отсутствии излучений.

Люминесцирующие вещества. В качестве люминофоров в сцинтилляционных счетчиках применяются прозрачные неорганические и органические кристаллы, пластмассы и жидкости.

Для регистрации *альфа-излучений* наиболее часто используются кристаллы сернистого цинка, активированного серебром $ZnS(Ag)$ или

медью ZnS(Cu). Для этих сцинтилляторов конверсионная эффективность при облучении альфа-частицами $\eta_k \sim 0,28$, а при облучении бета-частицами $\eta_k \sim 0,10$, что позволяет использовать ZnS(Ag) для регистрации тяжелых частиц.

Бета- и гамма-излучения регистрируются, кристаллами галогенидов, активированные таллием (йодистый натрий NaI(Tl), йодистый цезий CsI(Tl), йодистый литий LiI(Tl)), вольфраматы кальция CaWO₄ и кадмия CdWO₄. Их время высвечивания составляет примерно 10⁻⁶ с. Однако они обладают высокой гигроскопичностью и относительно быстрым «старением».

Органические сцинтилляторы – это монокристаллы органических углеводородов – антрацен (C₁₄H₁₀), стильбен (C₁₄H₁₂), нафталин (C₁₀H₈), пластмассы (твердые растворы сцинтилляторов на основе полистирола и поливинилтолуола).

Органические сцинтилляторы по своему химическому составу очень близки к органическим тканям. В качестве сцинтилляторов применяются и инертные газы – гелий, аргон, ксенон и др. Время высвечивания органических сцинтилляторов и инертных газов составляет 10⁻⁹–10⁻⁸ с.

2. Приборы и принадлежности

В работе используется экспериментальная установка для изучения работы сцинтилляционного счетчика (рис. 2.2).

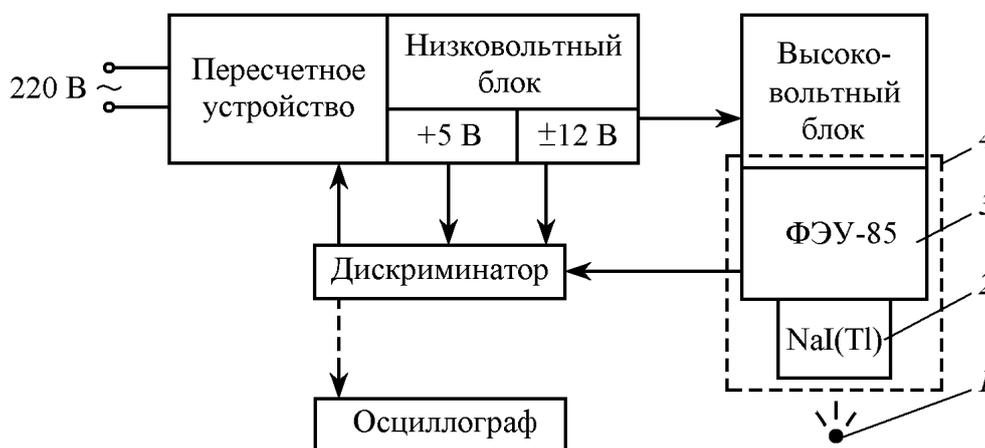


Рис. 2.2. Структурная схема экспериментальной установки:

- 1 – источник γ -излучения; 2 – сцинтиллятор (люминофор);
3 – фотоэлектронный умножитель; 4 – сцинтилляционный счетчик

Излучение радиоактивного гамма-источника (на базе изотопа Cs-137) воздействует на люминофор NaI(Tl), теряя свою энергию на возбуждение атомов и молекул, и создает в нем вспышки (фотоны) света, которые регистрирует ФЭУ.

Импульсы напряжения поступают с выхода ФЭУ через дискриминатор на вход пересчетного устройства (ПСО). Питание ФЭУ осуществляется за счет высоковольтного блока, который запитан от блока низковольтного питания (± 12 В). Для питания дискриминатора используются блоки низковольтного питания на 12 В, вмонтированные в ПСО.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Перед включением установки в сеть все переключатели на передней панели ПСО устанавливаются напротив меток.

3.2. Включите сетевой шнур прибора в сеть и нажмите красную кнопку «СЕТЬ» на задней панели прибора (при этом загораются индикаторы цифрового табло), нажмите кнопки «СТОП» и «СБРОС». Цифровые индикаторы должны установиться в состояние «0».

3.3. Переключатель рода работы блока дискриминатора установите в верхнее положение «Интегральный».

3.4. Установите время экспозиции, равное 100 с. Для этого включите переключатель «УСТ. ЭКСП.» и его выключите в момент появления точки внизу цифры «0» индикатора напротив экспозиции «100» на панели. После самопрогрева установки в течение 10–15 мин можно приступать к измерениям.

3.5. Ручкой регулятора напряжения блока дискриминатора установите напряжение 750 В. Нажмите кнопку «ПУСК» ПСО, которое начнет считать импульсы, поступающие с блока детектирования. По истечении заданного времени счет автоматически прекращается (гаснет светодиод) и на цифровом табло отображается результат измерения.

3.6. Проведите три измерения числа n_{ϕ} импульсов от гамма-фона за 100 с и найдите среднее арифметическое значение \bar{n}_{ϕ} .

3.7. В этом же положении ручки регулятора напряжения дискриминатора (750 В) установите под сцинтиллятор источник γ -излучения и проведите три измерения числа импульсов $n_{\text{сф}}$ от источника. При этом будет регистрироваться общее число импульсов $n_{\text{сф}}$, состоящее из числа импульсов ($n_{\text{с}}$) от источника излучения и числа импульсов от фонового излучения (n_{ϕ}), т. е. $n_{\text{сф}} = n_{\text{с}} + n_{\phi}$. Найдите среднее арифметическое значение $\bar{n}_{\text{сф}}$.

Результаты измерений занесите в таблицу.

Таблица

Результаты измерений и вычислений (имп/100 с)

$U_{\text{пит}}, \text{В}$	$n_{\text{ф}}$			$\bar{n}_{\hat{\delta}}$	$n_{\text{сф}}$			$\bar{n}_{\hat{\delta}}$	$n_{\text{с}} = \bar{n}_{\hat{\delta}} - \bar{n}_{\hat{\delta}}$
750									
825									
900									
950									
1000									

3.8. Далее проедите по три измерения от фона и от источника излучения при напряжениях дискриминатора соответственно 825, 900, 950 и 1000 В и найдите средние арифметические значения. Найдите $n_{\text{с}}$ как разность $\bar{n}_{\hat{\delta}}$ и $\bar{n}_{\hat{\delta}}$.

Для определения рабочего напряжения сцинтилляционного счетчика постройте в масштабе график зависимости скорости счета импульсов $n_{\text{с}}$ от напряжения питания $U_{\text{пит}}$, т. е. счетную характеристику (рис. 2.3). В области плато счетной характеристики выберите рабочее напряжение питания.

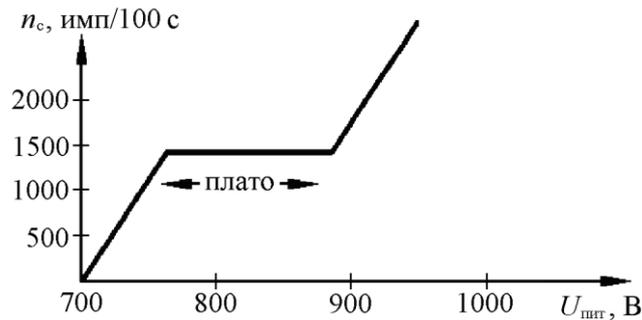


Рис. 2.3. График зависимости скорости счета импульсов от напряжения питания (вариант)

Контрольные вопросы

1. Методы регистрации ионизирующих излучений и их сущность.
2. Устройство и основы работы сцинтилляционного детектора.
3. Явления, происходящие в фотоэлектронном умножителе и его характеристика.
4. Сцинтилляторы (люминофоры), их виды и свойства.
5. Преимущества и недостатки сцинтилляционного метода.

Лабораторная работа №3
**ОПРЕДЕЛЕНИЕ СРЕДНЕЙ ДЛИНЫ ПРОБЕГА
АЛЬФА-ЧАСТИЦ В ВОЗДУХЕ**

Цель работы: изучение закономерностей альфа-распада; определение средней энергии альфа-частиц и средней длины их пробега в воздухе при нормальных условиях.

1. Основные теоретические положения

Радиоактивное превращение атомного ядра, сопровождающееся вылетом из него альфа-частицы, называют *альфа-распадом*. Альфа-частицы представляют собой ядра атомов гелия – ${}^4_2\text{He}$.

Зарядовое число Z распадающегося ядра A_ZX при альфа-распаде уменьшается на две единицы, массовое число A – на четыре единицы. Два протона и два нейтрона, образующие альфа-частицу, обособляются на поверхности распадающегося ядра непосредственно перед вылетом из него и некоторое время удерживаются в материнском ядре A_ZX ядерными силами.

Потенциальная энергия кулоновского и ядерного взаимодействий создает в тяжелых ядрах ($Z \geq 82$) потенциальный барьер 25–30 МэВ, который альфа-частица должна преодолеть при вылете из ядра. Это значит, что покинуть ядро могут только те альфа-частицы, кинетическая энергия которых $E_k \geq 25\text{--}30$ МэВ. Однако существует вероятность, что альфа-частицы «просачиваются» через потенциальный барьер, в несколько раз превышающий их собственную кинетическую энергию $E_k \approx 5\text{--}6$ МэВ. Альфа-распад энергетически выгоден только для тяжелых ядер и некоторых редкоземельных радионуклидов, у которых число нейтронов $N > 83$.

В результате аварии на Чернобыльской АЭС в природной среде на значительных территориях рассеяны искусственные долгоживущие альфа-излучатели ${}^{238}_{94}\text{Pu}$, ${}^{239}_{94}\text{Pu}$, ${}^{240}_{94}\text{Pu}$, ${}^{241}_{94}\text{Pu}$. На территориях, примыкающих к АЭС, кроме перечисленных, оказались также выброшенные при взрыве природные радионуклиды ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{92}\text{U}$ и альфа-активные члены их радиоактивных семейств (см. прил. 3).

Альфа-активные радионуклиды представляют опасность для человека при попадании внутрь организма с водой, пищей, воздухом. Периоды полураспада различных альфа-излучателей лежат в диапа-

зоне от $1,4 \cdot 10^{17}$ лет ($^{204}_{82}\text{Pb}$) до $3 \cdot 10^{-7}$ с ($^{218}_{84}\text{Po}$).

При альфа-распаде выделяется энергия

$$\Delta A = \left[\dot{I} \left({}^A_Z X \right) - M \left({}^{A-4}_{Z-2} Y \right) - M_a \right] c^2, \quad (3.1)$$

где $\dot{I} \left({}^A_Z X \right)$ и $M \left({}^{A-4}_{Z-2} Y \right)$ – массы покоя материнского и дочернего ядер соответственно; M_a – масса покоя альфа-частицы.

Энергия ΔE распределяется между альфа-частицей и дочерним ядром в отношении, обратном пропорциональному их массе. Так как масса альфа-частицы значительно меньше массы дочернего ядра, выделяющаяся энергия ΔE практически полностью уносится альфа-частицей.

При альфа-распаде некоторых радионуклидов дочерние ядра могут возникать в различных энергетических состояниях. Альфа-частицы, испускаемые при распадах на различные энергетические уровни дочернего ядра, имеют различные значения энергии. Поэтому энергетические спектры многих альфа-излучателей являются дискретными. Дискретным альфа-спектром обладает, например, природный $^{235}_{92}\text{U}$, испускающий альфа-частицы с энергией, МэВ: 4,58 (10%); 4,47 (3%); 4,40 (83%); 4,20 (4%) (в процентах указана доля альфа-частиц с соответствующими значениями энергии).

Если дочернее ядро при альфа-распаде образуется в возбужденном состоянии, то такое возбуждение снимается за счет излучения гамма-фотонов. Это происходит, например, при распаде природного $^{234}_{92}\text{U}$, испускающего альфа-частицы с энергией 4,763 МэВ и гамма-фотоны с энергией 0,047 МэВ. Радиоактивный $^{235}_{92}\text{U}$, помимо альфа-излучения, спектральный состав которого приведен выше, испускает также гамма-фотоны с энергией, МэВ: 0,074; 0,110; 0,170; 0,184; 0,198; 0,189; 0,382.

Нередко тяжелые альфа-активные ядра могут быть также и бета-активными. Конкурирующие процессы альфа- и бета-распада в таких ядрах происходят с различной вероятностью. Примером смешанного альфа-бета-излучателя является $^{238}_{92}\text{U}$, радиоактивный распад которого протекает путем испускания альфа-частиц с энергией 6,67 МэВ (80%) и К-захвата (20%) (в процентах указана доля распадов).

Существуют и смешанные альфа-бета-гамма-излучатели. В их числе $^{228}_{91}\text{Pa}$, $^{214}_{83}\text{Bi}$, $^{231}_{92}\text{U}$, $^{243}_{97}\text{Bk}$ и некоторые другие тяжелые ядра.

Энергия альфа-частиц, испускаемых различными радионуклидами, находится в диапазонах: 4–9 МэВ – для тяжелых ядер; 2,0–4,5 МэВ – для ядер редкоземельных элементов. Энергия альфа-частиц, испускаемых ядрами одного сорта, всегда заключена в достаточно узком энергетическом интервале. Альфа-частицы вылетают из ядер с близкими по величине скоростями $\sim 10^7$ м/с. Альфа-частицы обладают высокой ионизирующей способностью и наименьшей проникающей способностью. Их удельная ионизация – *линейная плотность ионизации* (ЛПИ) – изменяется от 25 до 60 тыс. пар ионов на 1 см пути пробега в воздухе.

Проходя через вещество, альфа-частицы расходуют свою энергию на ионизацию, возбуждение атомов и молекул, диссоциацию молекул и тормозятся. При внутреннем облучении наиболее опасны альфа-излучающие радионуклиды. Ионизация, производимая альфа-излучением, обуславливает ряд особенностей в тех химических процессах, которые протекают в веществе, в частности, в живой ткани (образование сильных окислителей, образование свободного водорода и кислорода). Эти радиохимические реакции, протекающие в биологических тканях под воздействием альфа-излучения, вызваны высокой биологической эффективностью альфа-частиц. По сравнению с рентгеновским, бета- и гамма-излучением взвешивающий коэффициент W_R (относительная биологическая эффективность или коэффициент качества) альфа-излучения принимается равным 20.

Длина пробега альфа-частицы зависит от ее энергии и природы поглотителя. Например, альфа-частица с энергией 6 МэВ пробегает в стекле – 40 мкм, в алюминии – 28,8 мкм, в биологической ткани – 46,8 мкм, в воздухе при нормальных условиях – 4,37 см. Максимальный пробег альфа-частиц с энергией 10 МэВ составляет более 10,2 см.

В воздухе длина пробега альфа-частиц существенно зависит от его давления и температуры. Когда скорость альфа-частицы снижается за счет потери энергии до скоростей теплового движения молекул воздуха ($\sim 10^2$ – 10^3 м/с), она захватывает два электрона и превращает в нейтральный атом гелия.

Толщину поглощающего слоя, при прохождении через который число альфа-частиц уменьшается вдвое, называют *средней длиной пробега альфа-частиц* R_α .

Средняя длина пробега R_α зависит от природы поглощающей среды и энергии E_α альфа-частиц. В воздухе при нормальных условиях среднюю длину пробега альфа-частиц с энергией $3,0 \leq E_\alpha \leq 7,0$ МэВ

можно найти по эмпирической формуле

$$R_{\alpha} = 0,318 \cdot E_{\alpha}^{3/2}, \quad (3.2)$$

где R_{α} выражено в сантиметрах, E_{α} – в мегаэлектронвольтах.

Средняя длина пробега альфа-частиц в воздухе, биоткани и алюминии в зависимости от их энергии приведена в прил. 4. Формулу (3.2) можно использовать для приближенной оценки средней энергии альфа-частиц из экспериментальных значений средней длины пробега в воздухе. Прецизионные измерения энергии E_{α} выполняют с помощью специальных приборов – альфа-спектрометров.

Плотностью потока ионизирующих частиц φ называется отношение потока ионизирующих частиц dF , проникающих в объем частиц элементарной сферы, к площади поперечного сечения dS этой сферы

$$\varphi = dF / dS. \quad (3.3)$$

Единицей измерения плотности потока ионизирующих частиц в СИ является част./($\text{м}^2 \cdot \text{с}$) или част./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$).

Флюенсом (переносом) ионизирующих частиц Φ называется отношение числа ионизирующих частиц dN , проникающих в объем элементарной сферы, к площади поперечного сечения dS этой сферы:

$$\hat{O} = dN / dS. \quad (3.4)$$

Единицей измерения флюенса ионизирующих частиц в СИ является м^{-2} или част./ см^2 .

2. Приборы и принадлежности

Для определения длины пробега альфа-частиц в воздухе в работе используется дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДПА-01.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М (рис. 3.1) состоит из блока обработки информации (БОИ) 1, подключенного гибким кабелем к блоку детектирования (БДПА-01) 2. Прибор позволяет регистрировать альфа-, бета-, гамма-, рентгеновское и нейтронное излучения.

Плотность потока альфа-частиц регистрируется в диапазоне от 0,1 до 10^5 част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$) и флюенс альфа-частиц от 1 до $3 \cdot 10^6$ част./ см^2 .

Блок детектирования БДПА-01 состоит из сцинтилляционного детектора $\text{ZnS}(\text{Ag})$ диаметром 60 мм и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), смонтированных в едином корпусе.

Под действием альфа-частиц в сцинтилляторе возникают свето-

вые вспышки – сцинтилляции. ФЭУ преобразует световые вспышки в электрические импульсы.

Алгоритм работы обеспечивает непрерывность процесса измерения, вычисление «скользящих» средних значений и оперативное представление получаемой информации на табло, статистическую обработку результатов измерений и оценку статистических флуктуаций в темпе поступления сигналов от детектора, быструю адаптацию к изменению уровней радиации.

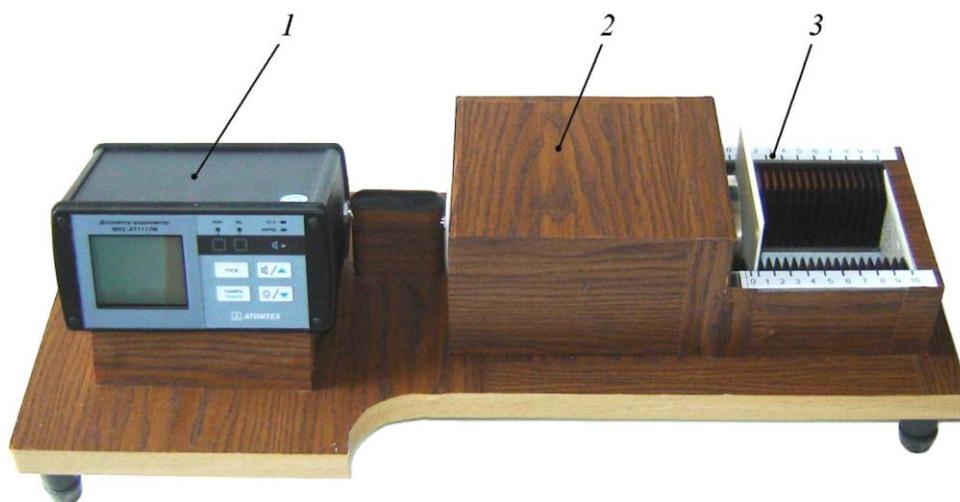


Рис. 3.1. Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М:

1 – блок обработки информации; 2 – блок детектирования БДПА-01;
3 – кассета для установки источника альфа-излучения

Для повышения стабильности измерений в БДПА-01 применена система светодиодной стабилизации измерительного тракта, которая одновременно обеспечивает проверку работоспособности всего тракта в процессе работы.

Электропитание прибора осуществляется от перезаряжаемого встроенного блока аккумуляторов с номинальным напряжением 6 В и номинальной емкостью 0,8 А·ч.

При работе в автономном режиме питание прибора осуществляется от встроенного блока аккумуляторов, для заряда которого в приборе имеется автоматическое зарядное устройство.

Заряд блока аккумуляторов осуществляется от следующих источников питания:

- сети переменного тока напряжением 220 (+22; –33) В, частотой 50 ± 1 Гц;
- внешнего источника постоянного тока напряжением 12 (+2,0;

–1,5) В и выходным током не менее 1 А.

Прибор при включении автоматически устанавливает фиксированное значение пороговых уровней по плотности потока альфа-частиц $\varphi = 20 \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

Время установления рабочего режима прибора – 1 мин.

Корпус блока обработки информации (БОИ) (рис. 3.2) выполнен из сплава алюминия и состоит из кожуха, передней и задней панелей. Сверху кожуха нанесена метка центра встроенного детектора. На передней стенке БОИ находится табло жидкокристаллического индикатора (ЖКИ) (1), поле индикации (2) (поле БОИ с индикацией работы БОИ, поле БД с индикацией работы внешнего БД), панель управления (3) с мембранными кнопками, а также индикация о заряде блока аккумуляторов.



Рис. 3.2. Общий вид передней панели блока обработки информации:

1 – жидкокристаллический индикатор; 2 – индикаторы работы блока обработки информации; 3 – кнопки управления

Для переноски прибора в комплекте имеется съемный плечевой ремень, который крепится к корпусу винтами.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Проверьте состояние соединений блока обработки информации (БОИ) с блоком детектирования БДПА-01.

3.2. Подсоедините сетевой шнур к питающей сети переменного тока напряжением 220 В . На передней панели БОИ появится индикация «ЗАРЯД».

3.3. Включите прибор (кнопка «ПУСК»). В режиме самоконтроля и на табло индицируется тестовое изображение (рис. 3.3). После завершения самоконтроля на табло индицируется режим «1» и прибор переходит в режим измерения плотности потока альфа-частиц. При обнаружении ошибки в ходе тестирования прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло индикатора – мигающее сообщение «Err XX» и дальнейшая работа с прибором невозможна.

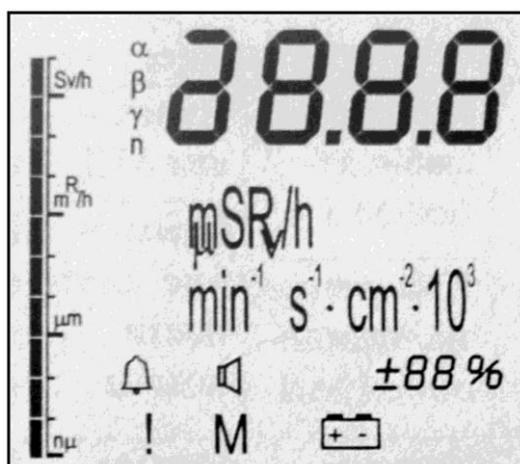


Рис. 3.3. Тестовое изображение

3.4. Для перехода из режима «1» в другие режимы в течение 5–10 с удерживайте нажатой кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ», на табло появится индикация «2», отпустите кнопку и индикация «2» исчезнет, и прибор будет работать в этом режиме.

3.5. Для возвращения из любого режима в «1» в течение 5–10 с удерживайте нажатой кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ», появится индикация «1», отпустите кнопку и прибор будет работать в «1» режиме.

3.6. Измерение плотности потока альфа-бета-излучения производите только с вычитанием фона. При включении прибора на табло индицируется значение фона, единица измерения плотности потока ϕ « $\text{min}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$ » и значение статистической погрешности.

3.7. Нажмите кнопку «ПУСК» и в течение 10–15 мин измерьте фон. При достижении статистической погрешности ($\epsilon = \pm 20\%$) завершите набор фона. Занесите полученные значения в память прибора, для чего:

а) удерживайте нажатой в течение 1–2 с кнопку «ПУСК». При

этом измерение останавливается и на табло перед значащими цифрами появляется индикация «■»;

б) нажмите кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ» – запоминается значение фона;

в) перейдите в режим измерения с вычитанием фона. Для этого в течение 1–2 с удерживайте нажатой кнопку «ПУСК», после чего появится мигающая индикация «■» – начинается процесс измерения.

3.8. Для измерения плотности потока φ альфа-частиц установите источник альфа-излучения вплотную к входному окну блока. Нажмите кнопку «ПУСК» и при достижении статистической погрешности ($\varepsilon = \pm 20\%$) с табло индикации снимите показания измерения и запишите в таблицу.

Таблица

Измеренные и вычисленные величины

№ измерения	d , см	φ , мин ⁻¹ ·см ⁻²	ε , %	R_α , см	R_{\max} , см	E_α , МэВ	Φ , част./см ²

3.9. Повторите измерения, увеличивая с шагом 1 см расстояние между источником и блоком детектирования до 9–10 см. Результаты запишите в таблицу.

3.10. Исходя из экспериментальных данных, постройте кривую поглощения альфа-частиц в воздухе $\varphi = f(d)$. Из этого графика определите среднюю длину пробега альфа-частиц (R_α), которая соответствует толщине слоя воздуха ($d_{1/2}$), поглощающего половину падающих на него альфа-частиц, и максимальную (R_{\max}) длину пробега альфа-частиц в воздухе, которая соответствует толщине слоя воздуха (d), полностью поглощающего падающие на него альфа-частицы.

3.11. Из формулы (3.2.) найдите среднюю энергию E_α регистрируемых альфа-частиц. Сравните полученные значения E_α с табличными значениями энергии альфа-частиц испускаемых источником, приведенными в прил. 4.

Полученные данные занесите в таблицу.

3.12. Для измерения флюенса Φ установите режим «2» (см. выше).

При нажатии кнопки «ПУСК» значение флюенса сбрасывается и начинается новый набор.

3.13. После проведения измерений выключите прибор. Выключение осуществляется быстрым трехкратным нажатием кнопки

«ПУСК». При этом на табло появляется сообщение «OFF» и через 1–2 с прибор выключается.

Контрольные вопросы

1. Что представляет собой альфа-частица?
2. Какие ядра испытывают альфа-распад?
3. Запишите схему альфа-распада ${}^{239}_{94}\text{Pu}$?
4. Какие радионуклиды являются источниками:
 - а) моноэнергетического альфа-излучения?
 - б) альфа-частиц с дискретным энергетическим спектром?
5. Ионизирующая и проникающая способность альфа-частиц в различных средах.
6. На каком методе регистрации альфа-частиц основана работа блока детектирования БДПА-01?
7. Какие процессы происходят при взаимодействии альфа-излучения с биологическими тканями?

Лабораторная работа № 4

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Цель работы: изучение механизмов взаимодействия гамма-излучения с веществом; проверка закона ослабления потока гамма-квантов, проходящего через поглотитель; определение массового коэффициента ослабления вещества и энергии гамма-квантов радиоактивного источника

1. Основные теоретические положения

Источником гамма-излучения являются возбужденные ядра образованные в результате альфа-, бета-распада или других радиоактивных превращений. Возбужденные ядра в течение 10^{-12} с переходят в основное состояние, испуская избыток энергии в виде фотонов. Если значком «*» обозначить возбужденное состояние ядра, то процесс излучения фотона может быть записан так:



где $h\nu$ – энергия фотона, испускаемая при переходе ядра из возбужденного энергетического состояния в стабильное.

Гамма-излучение – коротковолновое электромагнитное излучение с чрезвычайно малой длиной волны $\lambda \leq 10^{-10}$ м (0,1 нм). Это излучение имеет квантовый характер, т. е. испускается и распространяется в среде и поглощается веществом в виде отдельных дискретных квантов-фотонов. Фотон с энергией больше 100 кэВ обычно называется *гамма-квантом*.

Гамма-кванты не обладают ни зарядом, ни массой покоя. Их испускание не приводит к образованию ядер новых элементов. Возбужденное и стабильное ядро одного элемента отличается только энергией, т. е. при гамма-переходах изменение зарядового числа Z и массового числа A не происходит.

Гамма-кванты при прохождении через вещество взаимодействуют с электронами атомов и электрическим полем ядра, в результате чего происходит ослабление интенсивности первичного пучка гамма-излучения. Потеря энергии происходит вследствие протекания следующих независимых процессов: фотоэффекта, комптоновского рассея-

ния (эффект Комптона) и процесс образования электронно-позитронных пар.

Фотоэффект – процесс поглощения гамма-кванта атомным (связанным) электроном, при котором электрон покидает пределы атома. Такие электроны называются *фотоэлектронами*. Фотоэффект чаще происходит при малых значениях энергии гамма-квантов и резко уменьшается с ее увеличением (рис. 4.1). Наиболее интенсивно фотоэффект происходит в тяжелых ядрах при энергии фотонов от 0,001 до 0,2 МэВ. При этом гамма-квант поглощается каким-либо орбитальным электроном с *K*-оболочки. Место выбитого электрона на внутренних оболочках заполняет один из внешних или свободных электронов. Переход электрона с внешней оболочки на внутреннюю сопровождается излучением фотона характеристического рентгеновского излучения.

Комptonовское рассеяние, или эффект Комптона (рис. 4.2). При этом эффекте в результате упругого столкновения с внешним (валентным) электроном гамма-квант передает ему часть своей энергии (*электрон отдачи*) и отклоняется от первоначального направления распространения, а оставшаяся часть энергии передается вторичному (рассеянному) гамма-кванту. Этот процесс протекает при любых энергиях гамма-квантов, но преимущественно с энергией от 0,2 до 1 МэВ.

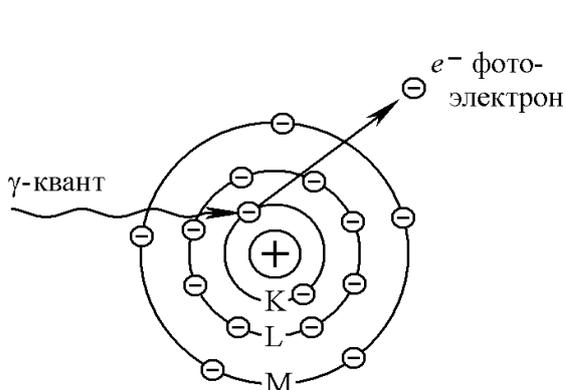


Рис. 4.1. Фотоэффект

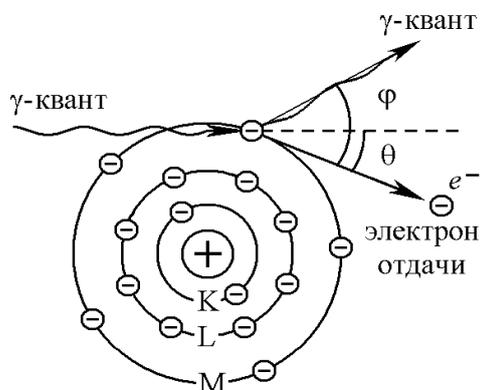


Рис. 4.2. Эффект Комптона

Гамма-квант передает электрону часть своей энергии, которая переходит в кинетическую энергию электрона (E_e) и расходуется вторичным электроном на ионизацию атомов вещества. Соответственно уменьшается энергия гамма-кванта (E_γ), при этом изменяется направление его движения. Процесс уменьшения энергии гамма-квантов и рассеяния их электронами получил название *Комптон-эффекта* (неупругое рассеяние).

Образование электронно-позитронных пар. Это процесс взаимодействия фотонов с веществом, при котором энергия фотона в электрическом поле ядра (на расстояниях порядка 10^{-13} м) или электрона переходит в энергию массы покоя электрона e^- и позитрона e^+ (рис. 4.3). Это взаимодействие возможно, если гамма-квант имеет энергию, равную или большую 1,022 МэВ. Это объясняется тем, что энергия покоя электрона и позитрона соответственно равна 0,511 МэВ и на их образование расходуется 1,022 МэВ.

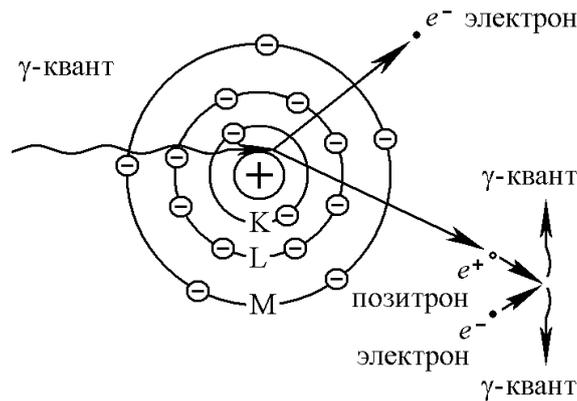


Рис. 4.3. Образование электронно-позитронной пары

При энергиях фотонов значительно больше 1 МэВ происходят процессы образования пар в кулоновском поле электрона.

Пара e^- и e^+ образуется вследствие взаимопревращений элементарных частиц, входящих в состав ядра. Вся избыточная энергия, которой обладает гамма-квант сверх 1,022 МэВ, сообщается поровну в виде кинетической энергии электрону и позитрону по 0,511 МэВ. Образованная при этом пара электрон и позитрон расходует свою кинетическую энергию на ионизацию среды, после чего позитрон аннигилирует, соединяясь с одним из имеющихся в среде свободных электронов. При аннигиляции позитрона с электроном образуются два вторичные гамма-кванты, которые разлетаются в противоположные стороны. Угол между направлениями распространения каждой пары аннигиляционных фотонов равен примерно 180° (см. рис. 4.3).

На рис. 4.4 показана относительная вероятность ε поглощения фотонов разных энергий E_γ стандартной биологической тканью для трех процессов: фотоэффекта, комптоновского рассеивания и образования электронно-позитронных пар.

Ионизирующая способность гамма-квантов при одинаковой энергии гамма-квантов и альфа-частиц и при одинаковой взаимо-

действующей среде в тысячи раз меньше, чем ионизирующая способность альфа-частиц.

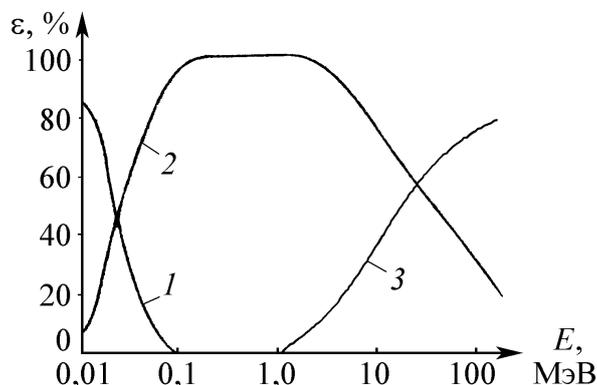


Рис. 4.4. Относительная вероятность поглощения фотонов различных энергий: 1 – фотоэффект; 2 – эффект Комптона; 3 – рождение пар

В воздухе линейная плотность ионизации (ЛПИ) гамма-квантов составляет 2–3 пары ионов на 1 см пути пробега. Проникающая способность гамма-квантов в воздухе составляет сотни метров.

При прохождении узких моноэнергетических пучков фотонов (гамма-квантов) через вещество энергия пучков не изменяется, а постепенно уменьшается их интенсивность I по причине столкновения фотонов с электронами и ядрами.

Термин «узкий пучок фотонов» означает в данном случае то, что любое взаимодействие фотона с веществом выводит его из пучка. Если на поверхность вещества падает пучок с интенсивностью I_0 , то на некоторой глубине x его интенсивность уменьшается и будет равной I , это значит, что $I < I_0$.

Для однородной среды ослабление узкого пучка гамма-квантов (фотонов) происходит по экспоненциальному закону Бугера (закон ослабления излучения):

$$I = I_0 e^{-\mu x}, \quad (4.2)$$

где I – интенсивность гамма-излучения на глубине x в веществе; I_0 – интенсивность гамма-излучения при входе в вещество; μ – линейный коэффициент ослабления, измеряемый в см^{-1} .

Коэффициент μ состоит из трех коэффициентов: коэффициента поглощения при фотоэффекте μ_f , коэффициента ослабления при Комптон-эффекте μ_k и коэффициента поглощения при образовании

электронно-позитронных пар $\mu_{\text{пар}}$

$$\mu = \mu_{\text{ф}} + \mu_{\text{к}} + \mu_{\text{пар}}. \quad (4.3)$$

Величина $1 / \mu$ равняется средней длине свободного пробега фотона в веществе. При толщине слоя вещества x , равной $1 / \mu$, интенсивность пучка фотонов уменьшается в e раз ($e = 2,73$).

В ядерной физике толщину поглотителя принято измерять в единицах массы, которая приходится на единицу площади по всей толщине экрана, а это значит, вместо x принято брать величину $d = \rho x$, где d – *массовая толщина поглотителя*, г/см² или кг/м²; ρ – плотность поглотителя, г/см³.

Проведем преобразование закона Бугера (4.2) так, чтобы в него входила массовая толщина d . Для этого показатели степени умножим и разделим на плотность поглотителя ρ :

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

Величина $\mu_m = \mu / \rho$ (см²/г или м²/кг) называется *массовым коэффициентом ослабления*.

Тогда для массовых величин закон Бугера будет иметь вид

$$I = I_0 e^{-\mu_m d}. \quad (4.4)$$

В области энергии от 2 до 10 МэВ массовый коэффициент ослабления примерно одинаков для всех веществ, а защитные стенки из любых материалов эквивалентны при одной и той же массовой толщине d (кг/м²). Это означает, что независимо от используемого материала общая масса защитной конструкции будет примерно одинаковой. В то же время, как это следует из формулы $\mu_m = \mu / \rho$, толщина защитной конструкции может быть уменьшена за счет выбора материала с большей плотностью.

Массовый коэффициент ослабления гамма-кванта рассчитывают по формуле (4.3):

$$\mu_m = -\frac{\ln(I/I_0)}{d}. \quad (4.5)$$

Зная массовый коэффициент ослабления, по известным кривым зависимости μ_m от E_γ можно определить энергию для моноэнергетического пучка гамма-квантов (рис. 4.5).

Линейный коэффициент ослабления μ (или массовый коэффициент ослабления μ_m) характеризует процесс прохождения фотонного

излучения через вещество. Этот коэффициент зависит от свойств среды и энергии фотонов.

В этом случае каждый акт взаимодействия фотона с атомом или электроном, независимо от того, произошло поглощение или рассеяние фотона, приводит к выводу фотона из пучка.

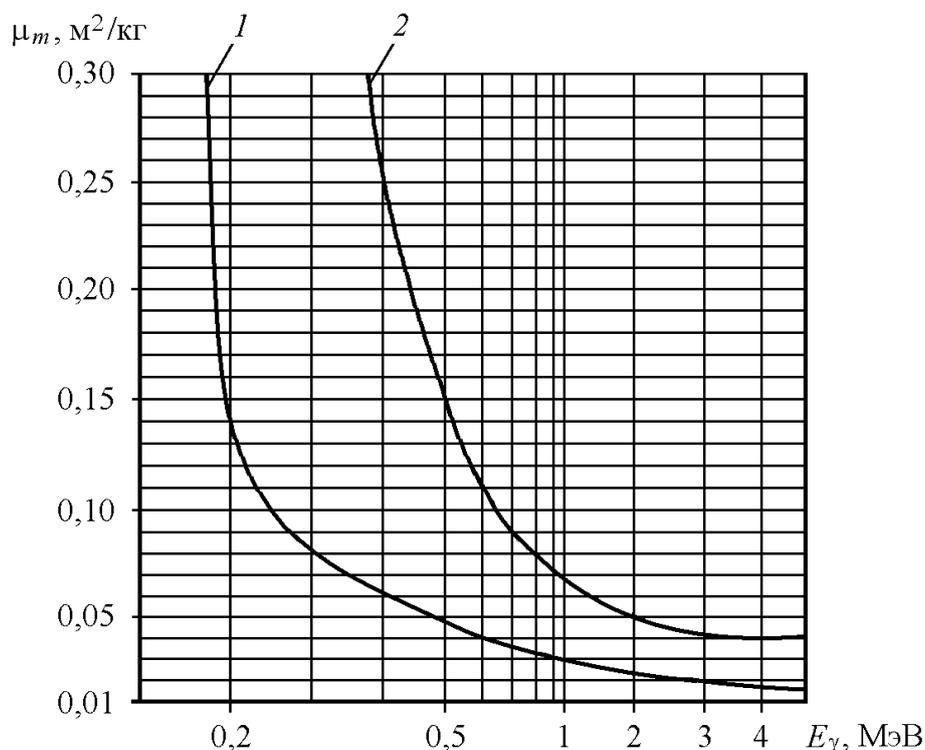


Рис. 4.5. Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии гамма-квантов:
1 – для меди; 2 – для свинца

При прохождении гамма-квантов через тяжелые защитные стенки нельзя пренебречь рассеянными и вторичными фотонами. Хотя энергия рассеянных и вторичных фотонов ниже энергии первичных и направления их распространения произвольны, тем не менее часть этих гамма-квантов достигает границы защитной стенки, и в результате поток за пределами защиты оказывается больше, чем вычисленный по формуле (4.2) или (4.5).

2. Приборы и принадлежности

Для исследования степени поглощения падающего потока гамма-квантов в данной лабораторной работе используется гамма-радиометр РУГ-91 «АДАНИ» Функциональная схема прибора для измерений

представлена на рис. 4.6.

Принцип действия гамма-радиометра основан на анализе амплитудного распределения световых импульсов, возникающих в сцинтиляционном детекторе при попадании в него гамма-квантов.

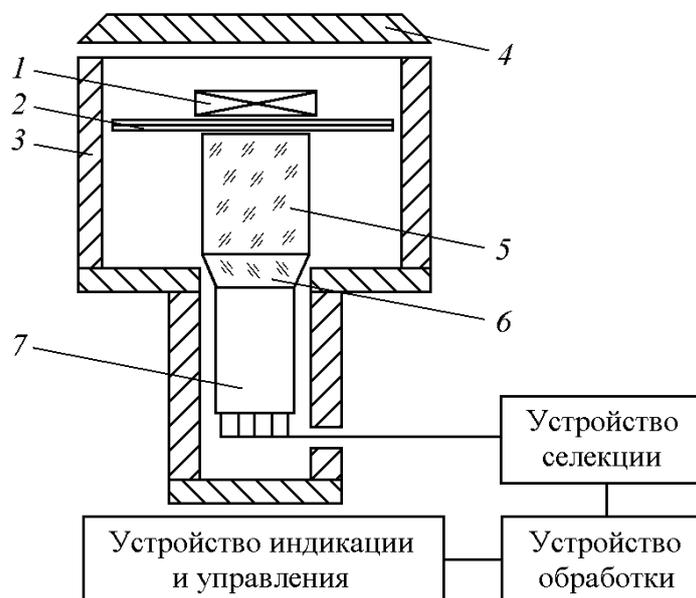


Рис. 4.6. Функциональная схема гамма-радиометра РУГ-91:

1 – источник ионизирующего излучения; 2 – поглотитель (исследуемая проба); 3 – защитный свинцовый экран; 4 – защитная крышка; 5 – сцинтиллятор – CsI(Tl); 6 – световод; 7 – фотоэлектронный умножитель (ФЭУ)

Исследуемый образец (проба) 2 устанавливается на детектор (сцинтиллятор) 5 внутри свинцового защитного экрана 3. Сверху на пробу устанавливается источник излучения. Защитный экран закрывается свинцовой защитной крышкой 4.

Световые вспышки, возникающие в сцинтилляторе 5, через световод 6 попадают на фотокатод ФЭУ 7 и преобразуются в электрические импульсы, которые после усиления поступают в устройство селекции.

Устройство селекции производит сортировку импульсов по их амплитудам (пропорционально энергии регистрируемых гамма-квантов). Это позволяет определить парциальные вклады изотопов цезия и калия в суммарную активность пробы.

Устройство обработки управляет работой устройства селекции и вычисляет количественные характеристики ионизирующего излучения. Устройство индикации и управления задает режим работы гамма-радиометра и индицирует на табло результат измерения.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подсоедините сетевой шнур к питающей сети 220 В. Нажмите кнопку «СЕТЬ». Выход гамма-радиометра на режим сопровождается звуковым сигналом и загоранием табло.

3.2. Нажмите кнопку «ФОН». Проконтролируйте включение режима по загоранию светодиода. Нажмите кнопку «К-40» или «Cs-137» (по указанию преподавателя) и кнопку времени измерения «2 МИН». В процессе измерения на табло индицируется обратный отсчет времени. Окончание измерения сопровождается звуковым сигналом и на табло высвечивается значение фона. Измеренное значение автоматически заносится в память гамма-радиометра и хранится в ней до следующего измерения фона.

3.3. Измерьте падающий поток N_{c0} . Для этого установите источник излучения (по указанию преподавателя) внутрь свинцового экрана и закройте защитную крышку. Нажмите кнопки «ПРОБА» и «2 МИН». Все показания занесите в таблицу.

Таблица

Измеренные и вычисленные величины

Материал поглотителя	Свинец $\rho = 11,34 \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$				Медь $\rho = 8,9 \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$			
	1	2	3	4	1	2	3	4
Количество поглощающих пластин								
Падающий поток N_{c0}								
Толщина поглощающей пластины $x, \text{ м}$								
Поток на выходе i -й пластины N_{ci}								
$\ln\left(\frac{N_{c0}}{N_{ci}}\right)$								
Массовая толщина поглотителя d , кг/м^2								
Массовый коэффициент ослабления $\mu_m, \text{ м}^2/\text{кг}$								
Линейный коэффициент ослабления $\mu, \text{ м}^{-1}$								
Энергия гамма-квантов $E_\gamma, \text{ МэВ}$								

3.4. Извлеките источник из прибора. Установите поглотитель из

свинцовой пластины внутрь свинцового экрана (толщина поглотителя x указана на пластине), сверху на поглотитель установите источник излучения. Нажмите кнопки «ПРОБА» и «2 МИН», по окончании измерения запишите величину потока на выходе N_{ci} .

3.5. Повторите измерения с двумя, тремя и четырьмя пластинами. В таблицу запишите суммарную толщину поглощающих пластин и величину потока на выходе N_{ci} , соответствующую количеству поглощающих пластин.

3.6. Аналогично произведите измерения с медными пластинами.

3.7. Рассчитайте $\ln\left(\frac{N_{c0}}{N_{ci}}\right)$.

3.8. Определите массовую толщину поглотителя $d = \rho x$.

3.9. Рассчитайте массовый коэффициент ослабления $\mu_m = \frac{1}{d} \ln\left(\frac{N_{c0}}{N_{ci}}\right)$ и его среднее значение для свинца и меди.

3.10. Определите линейный коэффициент ослабления $\mu = \mu_m \rho$ для свинца и меди. Используя графики на рис. 4.5, установите энергию гамма-квантов.

3.11. Постройте графики зависимости $\ln\left(\frac{N_{c0}}{N_{ci}}\right)$ от массовой толщины поглощающего слоя d для исследуемых материалов и определите массовые коэффициенты ослабления μ_m свинца и меди по тангенсу угла наклона полученных прямых.

Контрольные вопросы

1. Что такое гамма-излучение? Особенность взаимодействия гамма-квантов с веществом.
2. Охарактеризуйте виды взаимодействия гамма-излучения с веществом.
3. Закон ослабления потока гамма-квантов слоем вещества.
4. Линейный и массовый коэффициент ослабления. Массовая толщина поглотителя.
5. Дайте пояснение, как можно применить закон ослабления в случае протяженных защитных стенок?
6. Какие эффекты наиболее характерны для взаимодействия гамма-излучения с веществом при энергии гамма-квантов до 1 МэВ?

Лабораторная работа № 5

ГАММА-РАДИОМЕТРИЯ

Цель работы: приобретение практических навыков по использованию сцинтилляционного гамма-радиометра; определение удельной активности проб относительным методом.

1. Основные теоретические положения

Явление самопроизвольного (спонтанного) изменения структуры ядра атома одного элемента и превращение его в более устойчивое ядро атома другого элемента называется *радиоактивностью*, а само неустойчивое ядро – *радиоактивным*.

Радиоактивность характеризуется сортом и энергией вылетающих частиц, длительностью протекания процесса (постоянная распада λ , среднее время жизни τ , период полураспада $T_{1/2}$).

Основные виды радиоактивного распада – *альфа* (α) и *бета* (β). Бета- и гамма-радиоактивность присуща и легким, и средним, и тяжелым ядрам, альфа-радиоактивность встречается только среди тяжелых ядер. Принято говорить о *естественной* и *искусственной радиоактивности* (возникновение искусственной радиоактивности произошло из-за человеческой деятельности – создание ускорителей и реакторов). В настоящее время большинство радиоактивных ядер произведено искусственным путем.

Каждый такой отдельный акт самопроизвольного превращения ядер с испусканием элементарных частиц или их групп называется *радиоактивным распадом*. Если радиоактивный распад сопровождается испусканием альфа-частиц, он называется *альфа-распадом*; бета-частиц – *бета-распадом*.

Альфа- и бета-распад обычно сопровождаются *гамма-излучением*. Возникающие при самостоятельных превращениях ядер атомов потоки элементарных частиц или их групп являются *ионизирующими излучениями*.

Закон радиоактивного распада для любых превращений ядер устанавливает, что за единицу времени распадается всегда одна и та же доля нераспавшихся ядер данного радионуклида. Эту долю называют *постоянной распада* и обозначают λ . В общем виде этот закон

выражается экспоненциальной зависимостью

$$N = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (5.1)$$

где N – число ядер, не распавшихся за время t ; N_0 – начальное число ядер радионуклида; $e = 2,718$; λ – постоянная распада, зависящая только от устойчивости ядер.

Для характеристики устойчивости ядер радиоактивного вещества относительно распада используется понятие периода полураспада.

Период полураспада радионуклида ($T_{1/2}$) – это время, в течение которого первоначальное число радиоактивных ядер N_0 уменьшается в два раза. Связь между постоянной распада (λ) и периодом полураспада ($T_{1/2}$) описывается соотношением

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}. \quad (5.2)$$

Величина, обратная постоянной распада, называется *средним временем жизни* τ радиоактивного ядра.

Активностью радионуклида в источнике называется отношение числа радиоактивных распадов, происходящих в этом источнике за интервал времени, к величине этого интервала (скорость распада ядер).

Если радиоактивное вещество содержит N атомов и его постоянная распада λ , то активность будет равна

$$A_n = -\frac{dN}{dt} = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = \lambda N. \quad (5.3)$$

Известно, что постоянная радиоактивного распада и период полураспада $T_{1/2}$ связаны соотношением

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}. \quad (5.4)$$

Моль вещества содержит $6,02 \cdot 10^{23}$ атомов (число Авогадро). В массе m вещества с массовым числом A число атомов

$$N = \frac{6,02 \cdot 10^{23} m}{A}. \quad (5.5)$$

Тогда активность источника выражается формулой

$$A_n = \frac{\ln 2 \cdot 6,02 \cdot 10^{23} \cdot m}{A \cdot T_{1/2}}, \quad (5.6)$$

где A_n – активность радионуклида, Бк; m – масса радионуклида, г; A – массовое число радионуклида; $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида, с.

Активность источника, в котором содержатся радиоактивные ядра одного вида, уменьшается во времени по экспоненциальному закону:

$$A_t = A_0 e^{\frac{-0,693t}{T_{1/2}}}, \quad (5.7)$$

где A_0 – активность источника в начальный момент времени ($t = 0$); t – текущее время, которому соответствует активность вещества A_t .

Чем меньше период полураспада, тем большая доля ядер атомов радионуклида распадается в единицу времени. Число распадов в единицу времени в данном количестве радиоактивного вещества выражает активность вещества. Поэтому количество радиоактивного вещества удобнее выражать не в весовых единицах, а в единицах активности.

Единицей измерения активности в Международной системе единиц (СИ) является беккерель (Бк). Беккерель равен активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за время 1 с происходит 1 распад, т. е. $1 \text{ Бк} = 1 \text{ распад/с}$.

В практике еще используется внесистемная единица измерения активности – кюри (Ки). Кюри равен активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за время 1 с происходит $3,7 \cdot 10^{10}$ распадов, т. е.

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}.$$

Такой активностью обладает 1 г радия, что и было принято за единицу измерения – кюри.

$$1 \text{ Бк} = 1 \text{ распад/с} = 2,703 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}.$$

Радиометрия – совокупность методов измерения активности радиоактивного источника. *Радиометр* – прибор для проведения таких измерений. В соответствии с сортом регистрируемых частиц говорят о гамма-, бета-, альфа-радиометрах.

Методы измерения активности подразделяются на абсолютный и относительный.

При *абсолютном методе* активность источника устанавливается по числу зарегистрированных частиц n , значению относительного телесного угла, под которым источник «видит» детектор, и эффективности регистрации (отношение числа зарегистрированных частиц к числу частиц, поступивших на детектор). Но определение последних двух величин для объемного источника является трудоемкой задачей; это

обстоятельство и необходимость учета ряда поправок затрудняют широкое распространение абсолютного метода.

В *относительном методе* активность изучаемого образца A_X сравнивается с известной активностью стандартного источника той же геометрии и близкого состава: $A_X = An_X/n$. Для реализации как абсолютного, так и относительного метода необходимы предварительные сведения о радиоизотопном составе исследуемых образцов (схемах распада радиоактивных ядер, входящих в образцы).

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для измерений используется экспериментальная установка по регистрации фотонного гамма-излучения (рис. 5.1).

Установка состоит:

- из сцинтиляционного блока детектирования, включающего в себя сцинтиляционный счетчик на базе сцинтиллятора NaI(Tl) и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ-85);
- пересчетного устройства ПСО;
- блока питания низковольтного (+5, ±12 В), вмонтированного в ПСО;
- блока питания высоковольтного;
- источника гамма-излучения на основе изотопа Cs-137.

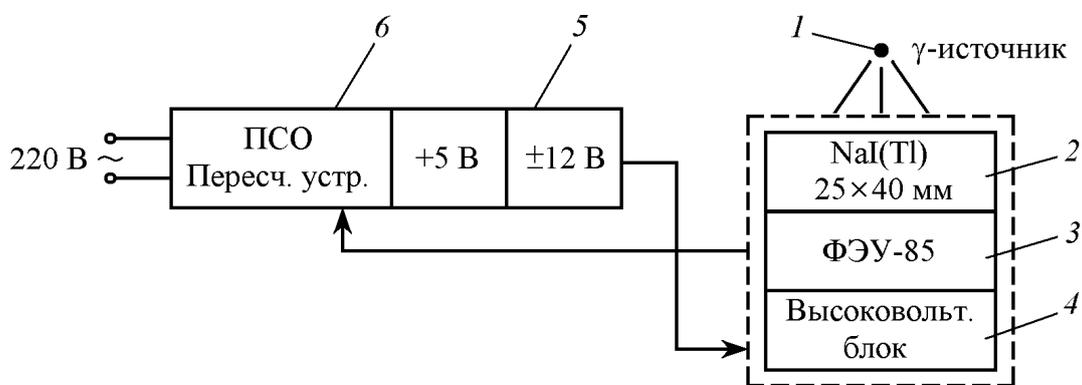


Рис. 5.1. Структурная схема экспериментальной установки:
 1 – источник γ -излучения; 2 – сцинтиллятор (люминофор);
 3 – фотоэлектронный умножитель; 4 – высоковольтный блок;
 5 – блок низковольтного питания; 6 – пересчетное устройство

Источник гамма-излучения I (изотоп Cs-137), взаимодействуя с веществом сцинтиллятора 2 NaI(Tl), теряет свою энергию на возбуждение атомов и молекул. Фотоны света, т. е. сцинтилляции, регистрируются фотоэлектронным умножителем (ФЭУ) 3 . Импульсы напря-

жения поступают с выхода ФЭУ на пересчетное устройство ПСО 6. Питание ФЭУ осуществляется за счет высоковольтного блока 4, питание к которому поступает от блока низковольтного питания 5 (± 12 В).

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подсоедините сетевой шнур к питающей сети 220 В. Включите ПСО в сеть, нажав красную клавишу, расположенную на задней панели прибора. Переключатели на передней панели ПСО установите напротив меток. Переключателем «УСТАНОВКА ЭКСПОЗИЦИИ» установите время измерения 100 с.

3.2. Выполните 5 измерений количества импульсов (N_{ϕ}) от гамма-фона. Для этого нажмите клавишу «СБРОС», затем «ПУСК». По истечении 100 с на ПСО гаснет красный индикатор, снимите показания и запишите их в таблицу. Определите среднее арифметическое значение количества импульсов \bar{N}_{ϕ} .

Таблица

Измеренные и вычисленные величины

Источник	Величины	Число измерений				
		1	2	3	4	5
Фон	N_{ϕ}					
	\bar{N}_{ϕ}					
$A_1 = 7,7 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг $m_{\text{эт}} = 155$ г	N_A					
	\bar{N}_A					
	$N_1 = \bar{N}_A - \bar{N}_{\phi}$					
$A_2 = 3 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг $m_{\text{эт}} = 155$ г	N_B					
	\bar{N}_B					
	$N_2 = \bar{N}_B - \bar{N}_{\phi}$					
A_{X1} $m_{\text{пр}} = 155$ г	N_C					
	$\bar{N}_{\tilde{N}}$					
	$N_{X1} = \bar{N}_{\tilde{N}} - \bar{N}_{\phi}$					
A_{X2} $m_{\text{пр}} = 150$ г	N_D					
	\bar{N}_D					
	$N_{X2} = \bar{N}_D - \bar{N}_{\phi}$					

3.3. Установите в измерительный блок образец с известной активностью A_1 и выполните 5 измерений количества импульсов. Опреде-

лите среднее значение \bar{N}_A . Найдите значение количества импульсов N_1 за вычетом фона: $N_1 = \bar{N}_A - \bar{N}_\delta$.

3.4. Повторите 5 измерений для другого образца с известной активностью A_2 и определите N_2 .

3.5. По результатам измерений постройте калибровочный график (рис. 5.2).

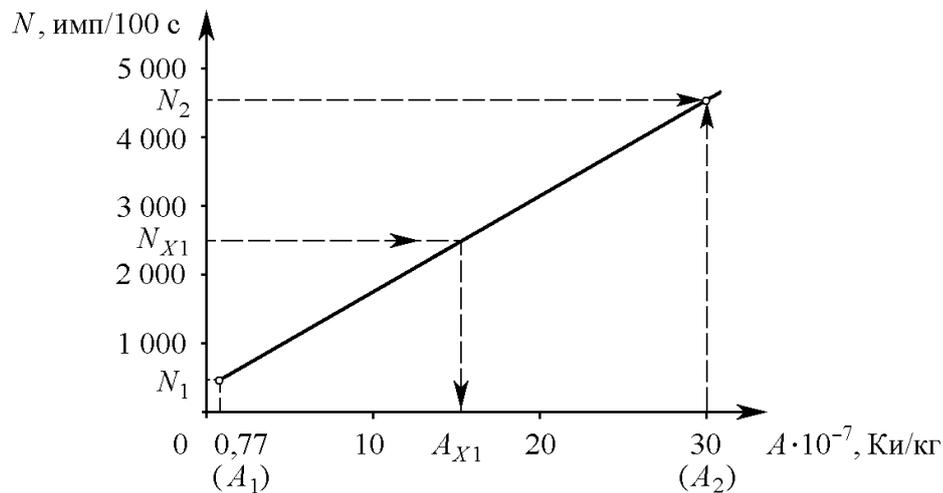


Рис. 5.2. Калибровочный график (вариант)

3.6. Определите пересчетный коэффициент для исследованных образцов $C_1 = N_1/A_1$, $C_2 = N_2/A_2$ и найдите его среднее значение \bar{N} . Установите в измерительный блок первый образец с неизвестной удельной активностью A_{X1} и выполните 5 измерений количество импульсов N_C . Определите среднее значение $\bar{N}_{\bar{N}}$. Найдите значение количества импульсов N_{X1} за вычетом фона: $N_{X1} = \bar{N}_{\bar{N}} - \bar{N}_\delta$.

3.7. Повторите измерения для другого образца с неизвестной активностью A_{X2} и определите N_{X2} .

3.8. Определите удельную активность A_X (Ки/кг) измеренных проб:

- а) по калибровочному графику;
- б) по формуле

$$A_{\bar{O}} = (1/\bar{N})(m_{\text{эт}}/m_{\text{пр}})N_X,$$

где \bar{N} – среднее значение пересчетного коэффициента; $m_{\text{эт}}$ и $m_{\text{пр}}$ – массы калибровочного образца и пробы, г.

3.9. Полученные результаты по измерению удельной активности

сравните с *Республиканскими допустимыми уровнями* загрязнения (РДУ) пищевых продуктов, действующими на территории Республики Беларусь (прил. 5.1).

Контрольные вопросы

1. Радиоактивность. Закон радиоактивного распада, постоянная распада.

2. Период полураспада, среднее время жизни радиоактивного ядра.

3. Активность, единицы измерения активности, объемная (удельная) активность.

4. Назначение дозиметра-радиометра бытового АНРИ-01-02 «Сосна».

5. Сущность абсолютного и относительного методов измерений активности.

6. Объясните, в каком случае и для чего используется калибровочный график.

7. Дайте определение поверхностной активности и назовите ее основные единицы измерения.

Лабораторная работа № 6

ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Цель работы: приобретение навыков в работе с дозиметрическими приборами по определению мощности эквивалентной (экспозиционной) дозы гамма-излучения и плотности потока бета-частиц.

1. Основные теоретические положения

1.1. Физические основы дозиметрии

Ионизация – это явление (процесс) образования положительных и отрицательных ионов и свободных электронов из электрически нейтральных атомов и молекул.

Ионизирующее излучение – потоки частиц и электромагнитных квантов, взаимодействие которых со средой приводит к ионизации ее атомов и молекул.

Ионизирующие излучения делятся на фотонные (электромагнитные) и корпускулярные (поток частиц), а по механизму воздействия на вещество они могут быть непосредственно или косвенно ионизирующими.

Фотонное излучение представляет собой электромагнитное излучение – это гамма-излучение, рентгеновское и тормозное излучение. Фотонное излучение имеет такую же природу образования, как и видимый свет или радиоволны, но отличается от них только меньшей длиной волны или большей жесткостью. С возрастанием частоты энергия квантов электромагнитного поля (фотонов), а следовательно, и их разрушительное влияние на молекулы вещества возрастает. Длина волны λ рентгеновского излучения лежит в диапазоне от 10–100 нм до 0,01–1 пм, а гамма-излучения – менее 0,1 пм. Энергия фотонов связана с их волновыми характеристиками соотношениями $\varepsilon = h\nu = hc / \lambda$, где h – постоянная Планка; c – скорость света; ν – частота. Отсюда следует, что энергия рентгеновских квантов лежит в диапазоне от 10–100 эВ до 1–100 МэВ, а γ -квантов – более 10 кэВ.

Корпускулярное излучение – это потоки элементарных частиц, имеющих массу отличную от нуля. Большинство из них – заряженные корпускулы: *бета-частицы* (β^- – электроны и β^+ – позитроны), *протоны* (ядра водорода), *дейтроны* (ядра тяжелого водорода – дейтерия), *альфа-частицы* (ядра гелия) и *тяжелые ионы* – ядра других

элементов, которые получили высокую энергию в специальных ускорителях. Кроме того, к корпускулярным излучениям относятся и *нейтроны* – ядерные частицы, не имеющие заряда и опосредованно вызывающие ионизацию.

Движущаяся частица или фотон оказывают ионизирующее влияние на вещество. Для описания этого взаимодействия рассматривают некоторый цилиндрический объем (рис. 6.1), охватывающий траекторию частицы. Площадь поперечного сечения S этого объема определяется *эффективным сечением взаимодействия* движущейся частицы с частицами вещества.

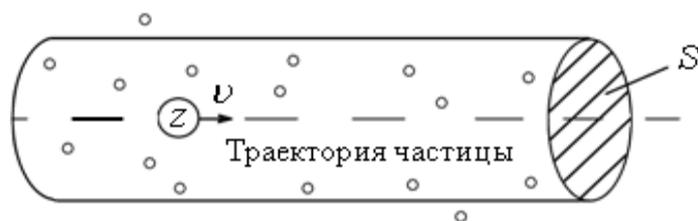


Рис. 6.1. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом

Это сечение зависит от наличия заряда у частицы излучения. Заряженная частица посредством кулоновской силы взаимодействует с достаточно удаленными частицами вещества. Сечение взаимодействия такой частицы прямо пропорционально квадрату зарядового числа z частицы (заряд частицы, выраженный в единицах заряда электрона), оно убывает с возрастанием ее скорости v , т. е. $S \sim z^2 / f(v)$, где $f(v)$ – возрастающая функция скорости, вид которой для тяжелых (протоны, α -частицы) и легких (электроны) частиц различен. Взаимодействие тем сильнее, чем больше заряд частицы. Излучение, состоящее из заряженных частиц, носит название *непосредственно ионизирующего*. Эффективное сечение для фотонов и незаряженных частиц сравнительно невелико. Выбитые из атомов электроны, становятся источниками непосредственной ионизации. Поэтому излучение, состоящее из незаряженных частиц и фотонов, называют *косвенно ионизирующим*.

Убыль кинетической энергии заряженных частиц ($-dE$) на ионизацию и возбуждение атомов и молекул вещества, отнесенная к единице длины пути ($-dE/dx$), называют *ионизационными или тормозными потерями*. Тормозные потери пропорциональны числу частиц вещества, заключенных в цилиндре единичной длины, и площади поперечного сечения, равной сечению взаимодействия (см. рис. 6.1), т. е.

$(-dE / dx) \sim n \cdot S$, где n – концентрация частиц вещества. Учитывая, что $n \sim \rho$, а $S \sim z^2 / f(v)$, получим

$$-dE / dx \sim z^2 \rho / f(v), \quad (6.1)$$

где z , v – соответственно зарядовое число и скорость фотона; ρ – плотность вещества.

Потеряв энергию, частица останавливается. Расстояние R , пройденное частицей в веществе, называется *пробегом*.

Пробег определяется формулой

$$R = \int_0^R dx = \int_{E_0}^0 \left(\frac{dx}{dE} \right) dE = \int_0^{E_0} dE / \left(-\frac{dE}{dx} \right), \quad (6.2)$$

где E_0 – энергия частицы до попадания в вещество.

Чтобы получить окончательное выражение для R , приближенно можно положить $f(v) \sim v^2$. Учитывая, что $mv^2 / 2 = E$, получим $(-dE / dx) = mz^2 \rho / E$ и

$$R \sim (1 / z^2 m \rho) \int E dE \sim E_0^2 / (z^2 m \rho) \sim mv_0^4 / (z^2 \rho), \quad (6.3)$$

где v_0 – начальная скорость ионизирующей частицы; m – масса ионизирующей частицы.

Из (6.3) следует, что пробег частиц быстро растет при увеличении их начальной скорости (либо энергии) и убывает при увеличении зарядового числа и плотности среды.

Энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов, называется *потенциалом ионизации* данного вещества или *средней энергией ионообразования*. Потенциал ионизации воздуха составляет 33–35 эВ.

Количество пар ионов, образованных в среде фотоном (гамма-квантом) или частицей на единице пути называется *линейной плотностью ионизации* (ЛПИ), которая характеризует ионизирующую способность излучения.

Скорости движения альфа-частиц в воздухе имеют значения в интервале от 14 000 до 22 500 км/с. *ЛПИ альфа-частиц* в воздухе составляет 25–30 тыс. пар ионов/см пути, а за 3–4 мм до конца пробега ее ионизирующая способность достигает максимума – около 65 тыс. пар ионов/см пути. Если начальная энергия альфа-частицы составляет 4–9 МэВ и на каждый акт ионизации затрачивается в среднем 34 эВ, то на всем пути в воздухе образуется 100–300 тыс. пар ионов. Если альфа-частица полностью израсходует свой запас кинетической энергии, то присоединяет к себе два электрона и превращается в

нейтральный атом гелия.

Скорость движения бета-частиц в воздухе составляет 250 000–270 000 км/с. *ЛПИ бета-частиц* в воздухе в сотни раз меньше, чем альфа-частиц и составляет примерно 100–300 пар ионов/см пути.

Гамма-кванты не имеют ни заряда, ни массы покоя и поэтому распространяются в воздухе со скоростью света (300 000 км/с). *ЛПИ гамма-квантов* в воздухе в тысячи раз меньше, чем ЛПИ альфа-частиц и составляет 2–3 пары ионов/см пути.

Пробеги в воздухе альфа-частиц в зависимости от энергии составляют 2,5–8,6 см, максимум – 11,5 см, а в органической ткани – 70–110 мкм (0,07–0,11 мм). Даже тонкого листа бумаги достаточно, чтобы альфа-частицы полностью поглотились.

Пробеги в воздухе бета-частиц в сотни раз больше, чем у альфа-частиц и в зависимости от энергии составляют от нескольких миллиметров до 44 м, в органической ткани – максимум 55,4 мм.

Пробеги в воздухе гамма-квантов составляют десятки и сотни метров. Например, средняя длина пробега гамма-кванта с энергией 1 МэВ составляет в воздухе 122 м, а в тканях человека 14 см.

1.2. Дозиметрические величины и их единицы

Для количественной оценки воздействия ионизирующего излучения на облучаемый объект в дозиметрии введено понятие дозы.

Доза излучения – мера воздействия излучения на вещество. Предмет дозиметрии – измерения и расчеты доз.

Экспозиционная доза. В качестве характеристики воздействия фотонного излучения с энергией от 5 кэВ до 3 МэВ на окружающую среду используют экспозиционную дозу X .

Экспозиционная доза X фотонного излучения – это отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, образованных в сухом атмосферном воздухе (при полном торможении вторичных электронов и позитронов) в элементарном объеме dV , к массе воздуха dm в этом объеме:

$$X = \frac{dQ}{dm}. \quad (6.4)$$

В СИ экспозиционная доза измеряется в *кулонах на килограмм* (Кл/кг), а внесистемная единица – рентген (Р). *Рентген* – это доза фотонного излучения, при которой в 1 см³ сухого атмосферного воздуха в результате ионизации при нормальных условиях (температура 0°С, давление 101,3 кПа или 760 мм рт. ст.) образуется заряд q , равный

$3,34 \cdot 10^{-10}$ Кл каждого знака, что соответствует образованию $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов. Так как 1 см^3 воздуха имеет массу $1,29 \cdot 10^{-6}$ кг, то

$$1 \text{ Р} = 3,34 \cdot 10^{-10} / 1,29 \cdot 10^{-6} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}.$$

Таким образом, $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$;

$1 \text{ Кл/кг} = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р}$.

Дольные единицы: $1 \text{ мкР} = 10^{-6} \text{ Р}$ и $1 \text{ мР} = 10^{-3} \text{ Р}$.

В условиях лучевого равновесия заряженных частиц экспозиционной дозе 1 Кл/кг соответствует поглощенная доза $33,8 \text{ Гр}$ в воздухе и $36,9 \text{ Гр}$ в биологической ткани.

Дозе в 1 Р соответствует поглощенная доза $0,87 \text{ рад}$ в воздухе или $0,96 \text{ рад}$ в биологической ткани. Поэтому в тканях с погрешностью до 5% экспозиционную дозу *в рентгенах* и поглощенную дозу *в рэдах* можно считать одинаковыми.

Мощность экспозиционной дозы (МЭД) фотонного излучения \dot{O} – это отношение приращения экспозиционной дозы dX за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$\dot{O} = \frac{d\dot{O}}{dt}. \quad (6.5)$$

Единицей мощности экспозиционной дозы является $1 \text{ Кл/(кг}\cdot\text{с)}$ или 1 А/кг (А – ампер). Чаще употребляются дольные единицы, например, мкА/кг в СИ и внесистемные 1 Р/ч или 1 мкР/ч .

На территории Беларуси до аварии на Чернобыльской АЭС мощность экспозиционной дозы (естественный радиационный фон) в различных районах составляла от 2 до 12 мкР/ч ($0,02$ – $0,12 \text{ мкЗв/ч}$). В настоящее время в некоторых населенных пунктах, находящихся на загрязненных радионуклидами территориях, значения МЭД имеют повышенные значения.

Поглощенная доза. Экспозиционная доза количественно характеризует облучение воздуха и лишь косвенное – об облучении других материальных тел. Воздействие на эти тела оказывает только та часть излучения, которая в них поглощается.

Поглощенная доза излучения D – это отношение средней энергии $d\bar{E}$, переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе dm вещества в этом же объеме

$$D = d\bar{E} / dm. \quad (6.6)$$

Эта величина позволяет количественно оценить воздействие различных видов излучений в любой среде. В СИ поглощенную дозу излучения измеряют в греях (Гр). Один *грей* соответствует поглощенной дозе излучения при которой веществу массой 1 кг передается энергия

ионизирующего излучения, равная 1 Дж (1 Гр = 1 Дж/кг).

Внесистемная единица поглощенной дозы – рад. Один *рад* соответствует поглощенной дозе излучения, при которой веществу массой 1 г передается энергия ионизирующего излучения равная 100 эрг (1 эрг = 10^{-7} Дж).

$$\begin{aligned} \text{Таким образом,} \quad 1 \text{ рад} &= 100 \text{ эрг/г} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Дж/кг} = 1 \text{ сГр}; \\ 1 \text{ Гр} &= 100 \text{ рад}. \end{aligned}$$

Дольные единицы: мкГр, мГр, мкрад, мрад.

Скорость нарастания облучения вещества характеризуется мощностью поглощенной дозы \dot{D} .

Мощность поглощенной дозы \dot{D} – отношение приращения поглощенной дозы dD за интервал времени dt к этому интервалу:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (6.7)$$

Мощность поглощенной дозы в СИ измеряется в греях в секунду (1 Гр/с = 1 Дж/(кг · с), а внесистемная единица – 1 рад/с).

Эквивалентная доза. Из-за разной ионизирующей способности альфа-, бета- и гамма-излучения даже при одной и той же поглощенной дозе оказывают разное поражающее биологическое действие. Различие в величине радиационного воздействия можно учесть, приписав каждому виду излучения свой *взвешивающий коэффициент излучения* W_R (табл. 6.1).

Таблица 6.1

Взвешивающие коэффициенты W_R для отдельных видов ионизирующего излучения

Вид излучения	W_R
Рентгеновское и γ -излучение (любых энергий)	1
Бета-излучение (электроны, позитроны)	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

Из табл. 6.1 видно, что γ -кванты и электроны поражают органическую ткань одинаково и для них взвешивающий коэффициент $W_R = 1$, а для α -частиц $W_R = 20$.

Таким образом, *взвешивающий коэффициент (коэффициент качества излучения)* W_R излучения характеризует степень разрушительного воздействия на биологический объект и показывает, во сколько раз данный вид излучения более опасен, чем фотонное излучение при одинаковой поглощенной дозе D .

Для оценки степени радиационной опасности воздействия ионизирующего излучения, когда облучение равномерно по всем тканям организма применяют понятие эквивалентной дозы.

Эквивалентная доза $H_{T,R}$ определяется как произведение средней поглощенной дозы $D_{T,R}$ в органе или в ткани T на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения W_R

$$H_{T,R} = W_R D_{T,R}. \quad (6.8)$$

Единицей эквивалентной дозы в СИ является *зиверт* (Зв). На практике чаще используются дольные единицы: $1 \text{ мЗв} = 10^{-3} \text{ Зв}$; $1 \text{ мкЗв} = 10^{-6} \text{ Зв}$.

В соответствии с формулой (6.8) для ионизирующего излучения со взвешивающим коэффициентом равным единице $W_R = 1$

$$1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}.$$

В качестве внесистемной единицы эквивалентной дозы применяется *бэр* (биологический эквивалент рада):

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}; 1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зв} = 1 \text{ сЗв}; 1 \text{ мЗв} = 0,1 \text{ бэр}.$$

При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза H_T определяется как сумма эквивалентных доз $H_{T,R}$ для этих видов излучения:

$$H_T = \sum_R H_{T,R}. \quad (6.9)$$

Мощность эквивалентной дозы \dot{I}_D – отношение приращения эквивалентной дозы dH_T за промежуток времени dt к этому времени:

$$\dot{I}_D = \frac{dH_T}{dt}. \quad (6.10)$$

Единица мощности эквивалентной дозы в системе СИ – Зв/с или Зв/ч. Внесистемная единица – бэр/с или бэр/ч.

Эквивалентная доза рассчитывается для какой-то условной

усредненной ткани тела человека. Связь между системными и внесистемными единицами приведена в табл. 6.2.

Таблица 6.2

Связь между единицами доз

Доза	Единицы		Перевод
	в системе СИ	внесистемные	
Экспозиционная	Кулон на килограмм воздуха (Кл/кг)	Рентген (Р)	1 Кл/кг = 3876 Р
Поглощенная	Грей (Гр)	Рад	1 Гр = 100 рад
Эквивалентная	Зиверт (Зв)	Бэр	1 Зв = 100 бэр

Эффективная доза. Когда облучение разных тканей организма неоднородно, то для оценки его воздействия на весь организм вводится понятие эффективной дозы. Это величина воздействия ионизирующего излучения, используемую как *меру риска возникновения отдаленных последствий облучения* организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности.

Эффективная доза E – это сумма произведений эквивалентной дозы H_T в органах и тканях T на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_{\delta} W_{\delta} I_{\delta}, \quad (6.11)$$

где W_T – *взвешивающий коэффициент (коэффициент радиационного риска)*, равный отношению риска облучения данного органа или ткани T к суммарному риску при равномерном облучении всего тела.

Эффективная доза E , как и эквивалентная доза H , измеряется в зивертах (бэрах).

Коэффициенты W_T позволяют учесть эффект облучения вне зависимости от того, облучается все тело равномерно или неравномерно. Значения взвешивающих коэффициентов для тканей и органов приведены в табл. 6.3. Сумма взвешивающих коэффициентов для всего организма равняется единице $\sum W_{\delta} = 1$.

Взаимосвязь между дозиметрическими и радиометрическими величинами. Радиометрические величины характеризуют распределение источников радиации. Основной радиометрической величиной является *активность источника*, измеряемая в СИ в *беккерелях* (Бк) либо в *кюри*. (Ки – внесистемная единица). Величины, связанные с активностью, характеризующие распределение радионуклидов: *поверхностная активность* (активность источника, приходящаяся на едини-

цу площади, измеряемая в Бк/м², Ки/км² или уровень загрязненности поверхности); *объемная активность* (Бк/л, Ки/л): *удельная или массовая* (Бк/кг, Ки/кг) активность продуктов питания.

Таблица 6.3

Значения взвешивающего коэффициента W_T (коэффициента радиационного риска) при равномерном облучении всего тела

Орган или ткань	W_T
1. Красный костный мозг	0,12
2. Толстый кишечник	0,12
3. Легкие	0,12
4. Желудок	0,12
5. Молочная железа	0,12
6. Остальные ткани*	0,12
7. Половые железы (гонады)	0,08
8. Мочевой пузырь	0,04
9. Пищевод	0,04
10. Печень	0,04
11. Щитовидная железа	0,04
12. Костная поверхность	0,01
13. Кожа	0,01
14. Головной мозг	0,01
15. Слюнные железы	0,05
Всего:	1,00

*Остальные ткани: надпочечники, ткани экстраоракального отдела, жёлчный пузырь, сердце, почки, лимфоузлы, мышечная ткань, слизистая полости рта, поджелудочная железа, тонкий кишечник, селезёнка, тимус, предстательная железа (мужчины), матка/шейка матки (женщины).

В настоящее время имеется три основных радиоактивных элемента, обуславливающих фон и загрязнение среды: ¹³⁷Cs – источник гамма-излучения (энергия фотонов 662 кэВ) и бета-излучения (граничная энергия 520 кэВ), ⁹⁰Sr – источник бета-излучения (граничные энергии двух бета-переходов 546 кэВ и 2274 кэВ), ²³⁹Pu – источник альфа-излучения (энергия альфа-частиц 5,1 МэВ). Поскольку различные виды излучения обладают различной поражающей способностью, при исследовании загрязнения важно различать содержание γ -, β - и α -активных радионуклидов. Универсальных приборов, позволяющих в полной мере решать эту задачу, нет. Радиометрический контроль чаще всего реализуется по гамма-излучению цезия-137; радиометрия бета- и альфа-излучения требует, как правило, радиохимического выделения элементов.

Более детальные данные, характеризующие эту связь, представлены в табл. 6.4.

Таблица 6.4

Связь между радиометрическими и дозиметрическими величинами

Уровень загрязненности территории		Мощность экспозиционной дозы, мкР/ч	Мощность эквивалентной дозы, мЗв/год
Ки/км ²	МБк/м ²		
5	0,185	75	4
15	0,555	225	12
30	1,11	450	24
40	1,48	600	32
60	2,12	900	48
146,5	5,42	2200	117

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для измерений применяется *радиометр комбинированный смешанного применения бытовой РКСБ-104*.

Прибор РКСБ-104 выполняет функции дозиметра и радиометра и предназначен для измерения:

1) мощности полевой эквивалентной дозы \dot{I} гамма-излучения в диапазоне 0,1–99,99 мкЗв/ч, что соответствует мощности экспозиционной дозы гамма-излучения – 10–9999 мкР/ч;

2) плотности потока бета-излучения ϕ с поверхности (по радионуклидам стронций-90 + иттрий-90) в диапазоне 0,1–99,99 частиц/(с · см²) или от 6 до 6000 частиц/(мин · см²);

3) удельной активности A_m радионуклида цезий-137 в веществе в диапазоне $2 \cdot 10^3$ – $2 \cdot 10^6$ Бк/кг, что соответствует удельной активности $5,4 \cdot 10^{-8}$ – $5,4 \cdot 10^{-5}$ Ки/кг.

Прибор РКСБ-104 (рис. 6.2) состоит из корпуса 1 и нижней крышки 2, где крепится крышка отсека питания 3 и крышка-фильтр 4. На лицевой панели находится окно для индикатора б и три тумблера – включения прибора (S1) и выбора режима работы (S2 и S3).

В режиме радиометра крышка-фильтр 4 снимается и движками кодового переключателя S4 выбирается вид измерения (МЭД гамма-излучения, плотность потока бета-излучения или удельная активность радионуклида цезий-137 в веществе).

В РКСБ устройство детектирования состоит из 2-х галогенных газоразрядных счетчиков Гейгера – Мюллера типа СБМ-20. Прибор РКСБ регистрирует мощность эквивалентной дозы \dot{I} гамма-

излучения с энергией 0,06–1,25 МэВ, а бета-излучения – 0,5–3 МэВ.

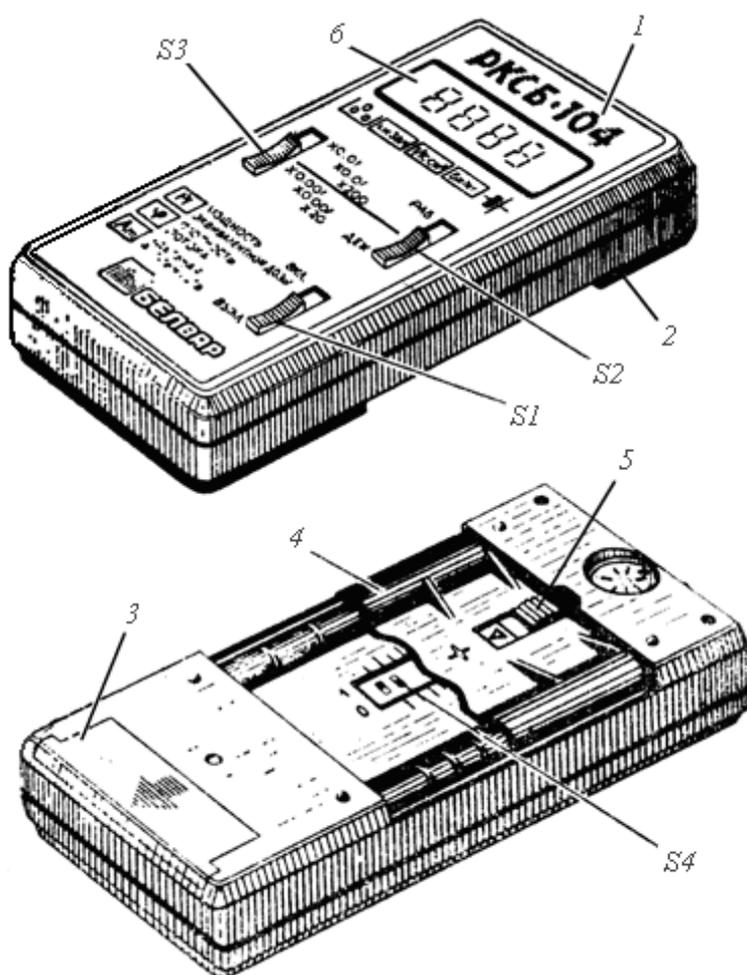


Рис. 6.2. Общий вид радиометра РКСБ-104:

1 – корпус; 2 – нижняя крышка; 3 – крышка отсека питания;
4 – крышка-фильтр; 5 – запирающая защелка; 6 – окно для индикатора;
S1 – тумблер включения прибора; S2 и S3 – тумблеры выбора режима работы;
S4 – движки кодового переключателя

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения

3.1.1. Снимите заднюю крышку-фильтр 4.

3.1.2. Переведите движки кодового переключателя S4 в положения, показанные на рис. 6.3.

3.1.3. Установите на место крышку-фильтр 4.

3.1.4. Переведите тумблеры S2 и S3 в верхние положения (соответственно «РАБ» и « $\times 0,01 \times 0,01 \times 200$ »).

3.1.5. Включите прибор тумблером S1, переведите его в положение

ние «ВКЛ.». Через 25–28 с прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло индикатора индицируется символ «F» и отображается 4-разрядное число.

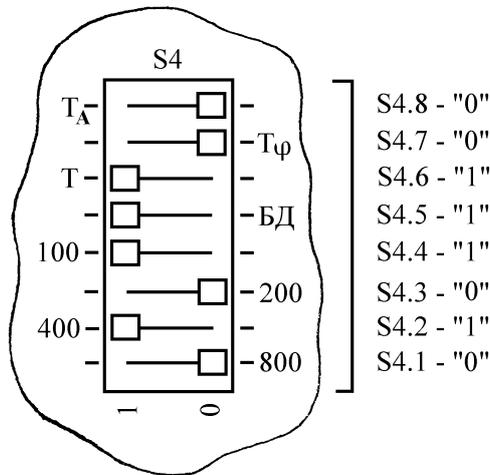


Рис. 6.3. Положение движков кодового переключателя

3.1.6. Выполните пять ($n = 5$) измерений мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения (естественного фона) в разных местах лаборатории. Для определения МЭД умножьте значащую часть этого числа на коэффициент, равный 0,01 – и вы получите результат в микрозивертах в час (мкЗв/ч). Данные занесите в табл. 6.5.

Пример. Измерение МЭД индицируется числом 0018; его значащая часть – 18; пересчетный коэффициент – 0,01; полученный результат – 0,18 мкЗв/ч.

3.1.7. Рассчитайте среднее значение \bar{I} МЭД и среднеквадратичное отклонение:

$$\bar{I} = \frac{\sum_{i=1}^n \hat{I}_i}{n}, \quad \sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\hat{I} - \hat{I}_i)^2}{n^2 - n}}. \quad (6.12)$$

3.1.8. Полученный результат \bar{I} сравните с естественным радиационным фоном Республики Беларусь (С. 102, ЛР № 12).

3.2. Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на источнике излучения и на расстоянии

3.2.1. Выполните пять ($n = 5$) измерений МЭД \hat{I} на источнике излучения, полученном у преподавателя.

3.2.2. Расположите дозиметр на расстоянии 0,2 м от источника и выполните пять ($n = 5$) измерений МЭД \hat{I} , а затем пять измерений на

расстоянии 0,5 м от источника. Положение движков кодового переключателя (*S4*) аналогично п. 3.1.2.

Таблица 6.5

Результаты измерений и расчетов

Вид измерения	Условные обозначения	Номер измерения, <i>n</i>				
		1	2	3	4	5
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения естественного радиационного фона, мкЗв/ч	\dot{I}_3					
	\dot{I}					
	σ					
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения мкЗв/ч: на источнике	\dot{I}_3					
	\dot{I}					
на расстоянии от источника, м: 0,2	\dot{I}_3					
	\dot{I}					
0,5	\dot{I}_3					
	\dot{I}					
Плотность потока бета-излучения Φ , частиц/(см ² · мин)	Φ_δ					
	$\overline{\Phi}_\delta$					
	Φ_e					
	$\overline{\Phi}_e$					
	Φ					

3.2.3. Найдите средние значения \dot{I} этих измерений и результаты занесите в табл. 6.5.

3.2.4. Оцените полученные значения МЭД в зависимости от расстояния до источника излучения.

3.3. Измерение плотности потока бета-излучения с загрязненных радионуклидами поверхностей

3.3.1. Снимите крышку-фильтр 4, переведите движки кодового переключателя *S4* в положения, показанные на рис. 6.4 и установите крышку-фильтр на прежнее место.

3.3.2. Переведите тумблеры *S2* и *S3* в верхнее положение («РАБ.» и «×0,01 ×0,01 ×200» соответственно).

3.3.3. Поднесите прибор к исследуемой поверхности, поместив между ними пластмассовую упаковку. Включите прибор тумблером

SI, установив его в положение «ВКЛ.»

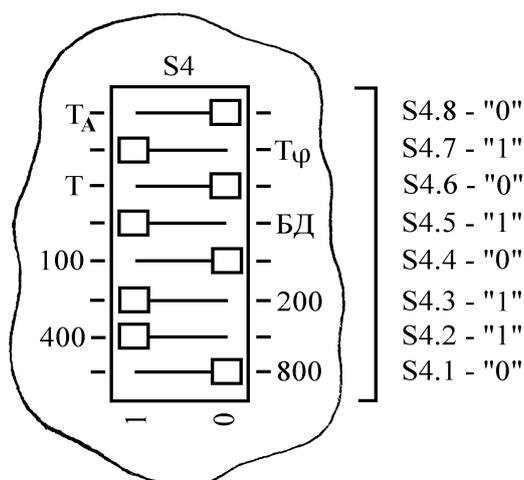


Рис. 6.4. Положение движков кодового переключателя

3.3.4. Снимите показание прибора φ_{ϕ} с закрытой крышкой-фильтром. Запишите показание прибора в табл. 6.5. Повторите измерения пять раз ($n = 5$). Найдите среднее значение $\bar{\varphi}_{\phi}$.

3.3.5. Выключите прибор тумблером *SI*.

3.3.6. Снимите заднюю крышку-фильтр 4 и установите прибор над исследуемой поверхностью (между ними пластмассовая упаковка прибора).

3.3.7. Включите прибор тумблером *SI*. Запишите показание прибора (φ_{ψ}) в табл. 6.5. Повторите измерения пять раз ($n = 5$). Найдите среднее значение $\bar{\varphi}_{\psi}$.

3.3.8. Определите величину степени загрязнения поверхности бета-излучающими радионуклидами и найдите плотность потока φ бета-излучения с поверхности, по формуле

$$\varphi = K_1(\bar{\varphi}_{\psi} - \bar{\varphi}_{\phi}) \cdot 60, \quad (6.13)$$

где φ – плотность потока бета-излучения с поверхности, частиц/(см²·мин); K_1 – коэффициент, равный 0,01; $\bar{\varphi}_{\psi}$ – показание прибора со снятой крышкой; $\bar{\varphi}_{\phi}$ – показание прибора с закрытой крышкой.

Пример. Показание прибора с закрытой крышкой – 18 (значащая часть числа 0018), показание прибора со снятой крышкой – 243 (значащая часть числа 0243). По формуле определим результат измерения плотности потока бета-излучения:

$$\varphi = 0,01 \cdot (243 - 18) \cdot 60 = 135 \text{ } \beta\text{-частиц}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин}).$$

3.3.9. Результаты измерений и расчетов занесите в табл. 6.5.

3.3.10. Полученный результат сравните с допустимыми уровнями радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей бета-активными радионуклидами (прил. 7).

Контрольные вопросы

1. Что такое ионизация и ионизирующее излучение?
2. Назовите виды излучений (их состав).
3. В чем различие механизмов непосредственной и косвенной ионизации вещества излучением?
4. Дайте определение линейной плотности ионизации (ЛПИ). Приведите значения ЛПИ, скоростей, пробегов в воздухе и органической ткани для альфа-, бета- и гамма-излучений.
5. Дайте определения основных дозиметрических величин и их единиц.
6. Для чего вводится взвешивающий коэффициент (коэффициент качества излучения)? Чему он равен для основных видов излучения?
7. Для чего вводится взвешивающий коэффициент (коэффициент радиационного риска) для тканей (органов)?
8. Поясните связь между дозиметрическими и радиометрическими величинами.
9. Как и какие дозиметрические и радиометрические величины можно измерить прибором РКСБ-104?

Лабораторная работа № 7

БЕТА-РАДИОМЕТРИЯ

Цель работы: ознакомление с процессами бета-распада, свойствами бета-активных радионуклидов; определение удельной активности образцов и анализ образца из смеси радионуклидов.

1. Основные теоретические положения

Самопроизвольное превращение ядер с испусканием элементарных частиц или их групп называется *радиоактивным распадом*. Если радиоактивный распад сопровождается испусканием альфа-частиц, то он называется альфа-распадом, бета-частиц – бета-распадом. Альфа- и бета-распад обычно сопровождается излучением фотонов (гамма-квантов).

Бета-распадом называется самопроизвольное превращение нестабильных ядер, которое сопровождается излучением (или поглощением) электрона и антинейтрино, или позитрона и нейтрино.

Нейтрино – легкая (возможно, не имеющая массы) стабильная элементарная электрически нейтральная частица. *Антинейтрино* – античастица для нейтрино.

Известны три вида бета-распада: β^- (электронный), β^+ (позитронный) и электронный (или *K-*) захват (табл. 7.1).

Таблица 7.1

Виды бета-распада

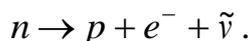
Вид распада	Схема распада	Энергетическое условие распада
β^-	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z+1} Y + e^- + \tilde{\nu}$	${}^A_Z M > {}^A_{Z+1} M + m_e$
β^+	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + e^+ + \nu$	${}^A_Z M > {}^A_{Z-1} M + m_e$
<i>K-захват</i>	$e^- + {}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + \nu$	$(m_e + {}^A_Z M) > {}^A_{Z-1} M$

Примечание. *A* – массовое число; *Z* – зарядовое число (порядковый номер в периодической таблице элементов); *X* и *Y* – символы химических элементов; *M* – масса ядра; *m_e* – масса электрона; ν и $\tilde{\nu}$ – символы нейтрино и антинейтрино.

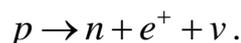
Бета-частицы рождаются при радиоактивном распаде, причем бета-распад – процесс внутринуклонный, при котором в ядре распадается один нуклон.

В результате *электронного бета-распада* активным является свободный нейтрон, распадающийся на протон, электрон и антиней-

трино. При этом исходное ядро превращается в новое ядро, масса которого остается прежней, а заряд увеличивается на единицу:

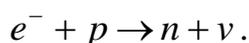


Позитронный бета-распад приводит к образованию ядра с прежней массой и зарядом, уменьшенным на единицу. При позитронном распаде в ядре распадается одиночный протон с образованием нейтрона, позитрона и нейтрино:



Позитрон стабилен, но в веществе существует лишь короткое время (доли секунды) из-за аннигиляции с электронами.

При *электронном захвате* ядро поглощает один из электронов, расположенных на внутренних орбитах атома (чаще *K*-слоя).



Место захваченного электрона сразу же занимает электрон с более высокого уровня, при этом испускается рентгеновское излучение. Таким образом, при всех видах бета-распада массовое число *A* остается без изменения, а зарядовое число *Z* отличается от исходного на $\Delta Z = \pm 1$.

Типичные представители бета-активных ядер: калий-40, стронций-90, цезий-137 (первый из них – естественного происхождения, два других – результаты аварии на Чернобыльской АЭС).

Схема распада ${}^{40}_{19}\text{K}$ приведена на рис. 7.1.

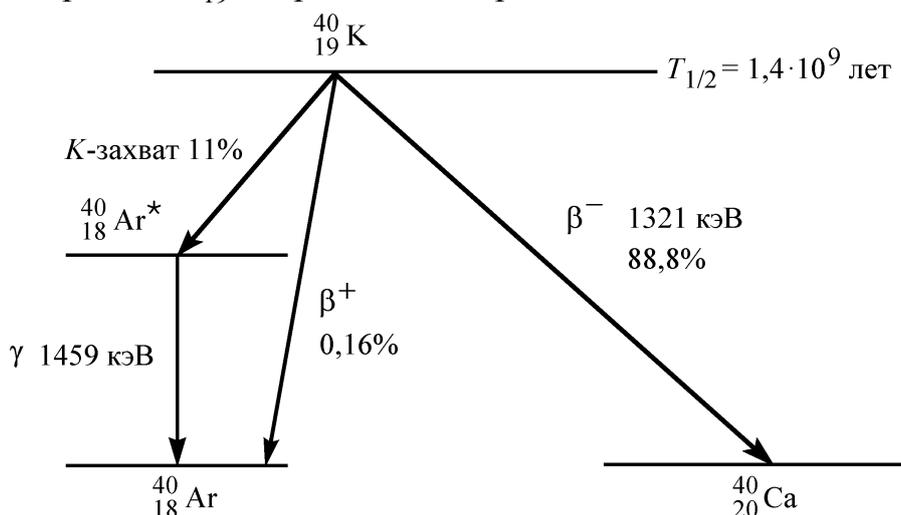


Рис. 7.1. Схема распада изотопа калия-40

Его период полураспада ($T_{1/2} = 1,4 \cdot 10^9$ лет) сравним со временем жизни солнечной системы ($\sim 4,6 \cdot 10^9$ лет). Главный канал распада (его доля 88,8%) – электронный бета-распад в основное состояние ${}_{20}^{40}\text{Na}$ с граничной максимальной энергией $E_0 = 1321$ кэВ.

На долю K -захвата приходится 11% распадов ${}_{19}^{40}\text{K}$ и на долю позитронного распада – 0,16%. Содержание изотопа ${}_{19}^{40}\text{K}$ в природном калии составляет 0,012%, а удельная бета-активность природного калия около $3 \cdot 10^4$ Бк/кг.

Ядра цезия-137, наряду с бета-частицами, испускают гаммакванты с энергией 661 кэВ (рис. 7.2).

Стронций-иттриевый источник является чистым бета-излучателем; он содержит два компонента с граничными максимальными энергиями 546 кэВ и 2274 кэВ соответственно (рис. 7.3).

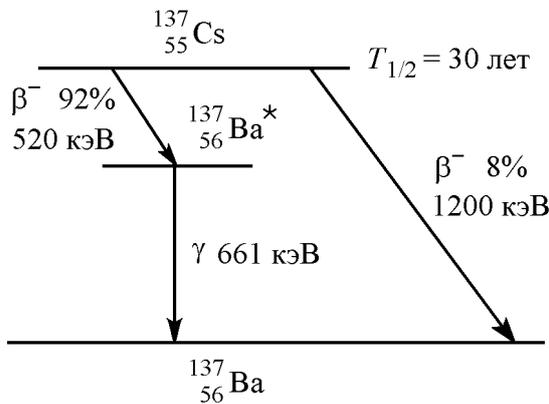


Рис. 7.2. Схема распада ядра цезия-137

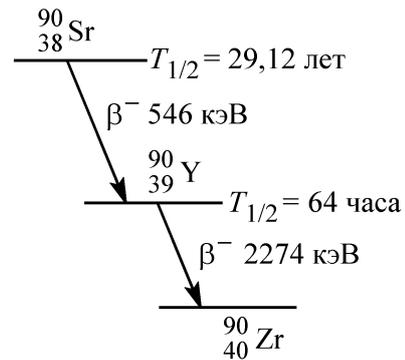


Рис. 7.3. Схема распада ядра стронция-90

Бета-радиометрия имеет свои особенности. Они обусловлены непрерывным энергетическим спектром бета-частиц и небольшой длиной пробега в жидких и твердых веществах.

Из-за непрерывного спектра для идентификации бета-излучателя необходимо измерить энергетическое распределение бета-частиц и построить график Ферми – Кюри для определения граничной энергии E_0 . С этой целью применяются *бета-спектрометры* – приборы сложные и дорогие. Поэтому для радиометрии типична ситуация, когда заранее известны возможные распадающиеся элементы и нужно измерить удельную активность (Ки/кг и Ки/л) или поверхностную активность (частиц/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$); Ки/ км^2) для конкретного изотопа. Измерение

активности может быть выполнено абсолютным или относительным методом (см. лаб. раб. № 5). *Абсолютный метод* требует знания довольно большого числа поправочных коэффициентов и специально изготовленного источника (проводятся в условиях сферической геометрии). В *относительном* методе применяются эталонные источники с известной удельной активностью выбранного изотопа, по составу, весу и форме близкие к изучаемой пробе.

Пробег бета-частиц с непрерывным энергетическим спектром может характеризоваться величиной *максимального пробега* R_{\max} (минимальная толщина поглотителя, при которой полностью задерживаются все бета-частицы). Потери энергии бета-частиц пропорциональны числу n электронов в единице объема вещества, а величина $n = N_A Z\rho / A$ (где N_A – число Авогадро; Z – атомный номер; A – массовое число; ρ – плотность) и примерно одинакова для слоев вещества разной толщины, но одинаковой массы.

Поэтому толщину поглотителя (и пробеги) принято выражать значением массы на единицу площади (г/см^2). Обычно измеряют максимальный пробег бета-частиц для алюминия (R_{Al}); для другого вещества $R = R_{\text{Al}}(Z/A)_{\text{Al}} / (Z/A)$. Между граничной энергией (R_{\max} , г/см^2) бета-спектра и максимальным пробегом (E_{\max} , МэВ) имеются эмпирические соотношения, например:

$$R_{\max} = -0,11 + (0,0121 + 0,27 \cdot E_{\max}^2)^{1/2}, \quad (7.1)$$

где $0,05 < E_{\max} < 3$ МэВ.

Представление о толщинах алюминиевых поглотителей, задерживающих бета-частицы с различными E_{\max} , дает табл. 7.2.

Таблица 7.2

Толщины алюминиевых поглотителей

E_{\max} , МэВ	R_{\max} , мг/см ²	Толщина алюминиевой фольги, см
0,14–0,20	25–50	0,01
0,30–0,40	100	0,04
0,50–0,70	150–200	0,06
0,80–1,00	300–400	0,11
1,5	700	0,26
2,0	950	0,35
2,5	1200	0,44
3,0	1500	0,56

Различие в схемах распада калия-40 и цезия-137 (см. рис. 7.1 и рис. 7.2) приводит к различным граничным энергиям бета-спектров в алюминиевом поглотителе. Для полного подавления бета-компоненты излучения цезия-137 в лабораторной работе достаточно двух слоев алюминиевого фильтра толщиной 0,03 см, тогда как подавление бета-компоненты излучения калия-40 этими же двумя слоями фольги лишь частичное с коэффициентом подавления $0 < k < 1$.

2. Приборы и принадлежности

Наиболее распространенные детекторы бета-частиц: торцевые (с тонким слюдяным окошком) или тонкостенные цилиндрические счетчики Гейгера – Мюллера и сцинтилляционные счетчики с органическим сцинтиллятором.

В данной работе для измерений применяются дозиметр-радиометр бытовой АНРИ-01-02 «Сосна», описание которого приведено в лабораторной работе № 1 и радиометр-дозиметр комбинированный смешанного применения бытовой РКСБ-104, описание которого приведено в лабораторной работе № 6.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Проведение измерений с использованием прибора АНРИ-01-02 «Сосна»

3.1.1. Включите прибор. Переключатель режима работы установите в положение «Т». Откройте заднюю крышку. Нажмите «ПУСК» и, аккуратно положив прибор на стол на торец с полуоткрытой крышкой, в течение 5 мин измерьте количество импульсов $N_{\text{ф}}$, которые соответствует естественному радиационному фону. Время зафиксируйте по своим часам.

3.1.2. Выполните измерение числа импульсов $N_{\text{сф}}$ (сигнал и фон) для исследуемых препаратов КС1 (образец № 1) содержащих калий-40, грибного порошка (образец № 2), содержащего цезий-137 и их смеси (образец № 3). Для этого на кюветку с исследуемым веществом положите прибор с открытой крышкой (детектором точно на кюветку). Время измерения – 5 мин.

Число импульсов $N_{\text{с}}$ (сигнал) вычисляется по формуле

$$N_{\text{с}} = N_{\text{сф}} - N_{\text{ф}}. \quad (7.2)$$

3.1.3. Выполните измерения числа импульсов $N_{\text{сф}}$ для исследуе-

мых препаратов (№ 1, № 2, № 3) с двумя слоями алюминиевого фильтра (на кюветку положите фильтры, сверху установите прибор с открытой крышкой). Для каждого из препаратов рассчитывайте N_c . Убедитесь, что бета-излучение цезия-137, находящегося в грибном порошке, полностью поглощается алюминиевыми фильтрами (для образца № 2 число $N_{сф} \approx N_{ф}$). Данные результатов измерений занесите в табл. 7.3.

Таблица 7.3

Результаты измерений

№ образца	Исследуемый препарат	$N_{ф}$	$N_{сф}$		N_c	
			без фильтра	с фильтром	без фильтра	с фильтром
1	КС1 (К-40)					
2	Грибной порошок (Cs-137)					
3	Смесь КС1 и грибного порошка					

3.1.4. Определите коэффициент подавления k бета-излучения калия-40, находящегося в КС1 (образец № 1), двумя алюминиевыми фильтрами:

$$k = N_{\bar{n}}^{(1\delta)} / N_{\bar{n}}^{(1)}, \quad (7.3)$$

где $N_{\bar{n}}^{(1\delta)}$ – число импульсов от первого образца с фильтром; $N_{\bar{n}}^{(1)}$ – число импульсов от первого образца без фильтра.

3.1.5. Определите число импульсов от смеси препаратов без фильтра (обозначим его $N_{\bar{n}}^{(3)}$ по номеру образца) по формуле

$$N_{\bar{n}}^{(3)} = N_1 + N_2, \quad (7.4)$$

где N_1 и N_2 – число импульсов от каждого из компонентов смеси.

Число импульсов от смеси препаратов с фильтром (обозначим его $N_{\bar{n}}^{(3\delta)}$) будет равно

$$N_{\bar{n}}^{(3\delta)} = kN_1, \quad (7.5)$$

так как излучение от второго компонента смеси (грибного порошка) практически полностью подавляется фильтром. Используя определенные значения $N_{\bar{n}}^{(3)}$, $N_{\bar{n}}^{(3\delta)}$ и значение коэффициента подавления k , реши-

те совместно уравнения (7.4) и (7.5) и найдите N_1 и N_2 . Результаты расчетов занесите в табл. 7.4.

Таблица 7.4

Результаты расчетов

№ образца	Анализируемый препарат	N_1	N_2	k	A_1 , Ки/л	A_2 , Ки/л
3	Смесь КС1 и грибного порошка					

3.1.6. Определите объемные активности A_1 и A_2 каждой из компонент смеси:

$$\dot{A}_1 = k_{\text{п}} N_1 / t; \quad \dot{A}_2 = k_{\text{п}} N_2 / t, \quad (7.6)$$

где $k_{\text{п}}$ – постоянная прибора ($k_{\text{п}} = 8 \cdot 10^{-9}$ Ки·мин/л); t – время измерения, мин.

3.2. Проведение измерений с использованием РКСБ – 104

3.2.1. Установите переключатели прибора на лицевой панели в положения: $S1$ – «ВКЛ.»; $S2$ – «раб.»; $S3$ – « $\times 20$ ».

3.2.2. Установите движки кодового переключателя $S4$ (под крышкой-фильтром) в положения указанные на рис. 7.4.

3.2.3. Установить прибор на кювету, как указано на рис. 7.5, и за время – 5 мин подсчитайте число импульсов $N_{\text{ф}}$ от фона. Время зафиксируйте по своим часам.

3.2.4. Выполните измерение числа импульсов $N_{\text{сф}}$ (сигнал и фон) для исследуемых 3-х. Время измерения – 5 мин. Число импульсов $N_{\text{с}}$ вычислите по формуле (7.2).

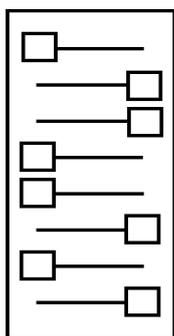


Рис. 7.4. Положение движков кодового переключателя

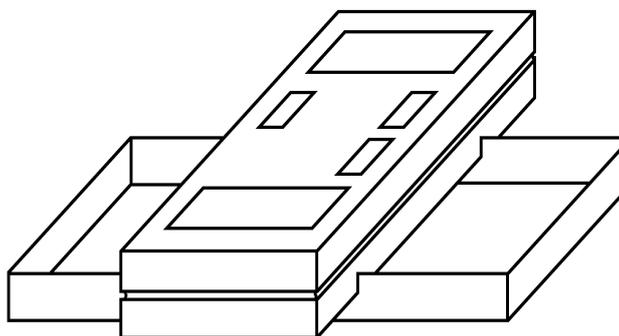


Рис. 7.5. Положение прибора во время проведения измерений

3.2.5. Выполните измерения числа импульсов $N_{\text{сф}}$ для исследуемых препаратов с двумя слоями алюминиевого фильтра.

3.2.6. Результаты измерений занесите в табл. 7.4.

3.2.7. Используя формулы (7.3), (7.4), (7.5) и (7.6) определите коэффициент подавления бета-излучения k , число импульсов N_1 и N_2 и активность A_1 и A_2 .

3.2.8. Результаты расчетов занесите в табл. 7.4.

Контрольные вопросы

1. Какую качественную и количественную информацию содержат схемы радиоактивного распада?

2. Какие ядра в процессе бета-распада испускают гамма-кванты?

3. Какое явление называется бета-распадом? Назовите виды бета-распада.

4. Как изменяются массовое число A и заряд Z ядра в процессах электронного (позитронного) распада и K -захвата?

Лабораторная работа № 8
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ
ЦЕЗИЯ И КАЛИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ПРОБАХ
МЕТОДОМ ГАММА-РАДИОМЕТРИИ

Цель работы: освоение методики гамма-радиометрического определения с использованием РУГ-91 объемной и удельной активности продуктов питания, воды, сырья и других материалов, обусловленной содержанием в них цезия-134, цезия-137 и калия-40.

1. Основные теоретические положения

Содержание радионуклидов в продуктах питания, воде, строительных материалах, почве и других источниках излучения оценивается по их активности. *Активность* (A_n) – мера интенсивности распада радиоактивных веществ. Это количество распадов ядер атомов радиоактивного вещества в единицу времени (в секунду), т. е. скорость распада ядер: $A_n = dN / dt$, где dN – ожидаемое число спонтанных ядерных превращений, происходящих за промежуток времени dt .

Для вычисления массы по известной активности радионуклида используется зависимость

$$m = \frac{A_n A T_{1/2}}{\ln 2 \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}, \quad (8.1)$$

где A_n – активность радионуклида, Бк; m – масса радионуклида, г; A – массовое число радионуклида; $T_{1/2}$ – период полураспада, с.

При радиометрическом контроле продуктов питания, сырья возникает необходимость определения времени, по истечении которого удельная активность снижается до допустимого уровня. Время снижения удельной активности до допустимого уровня определяется зависимостью

$$t = - \frac{\ln \left(\frac{A_t}{A_0} \right) T_{1/2}}{0,693}, \quad (8.2)$$

где A_0 – первоначальная активность пробы, Бк; A_t – активность, соответствующая допустимому уровню, Бк; $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида; t – время снижения активности до допустимого уровня.

Для характеристики загрязненности продуктов питания, воды, строительных материалов, почвы и т. д. используются: удельная ак-

тивность A_m , равная активности единицы массы источника (Бк/кг или Ки/кг); объемная активность A_v , характеризующая активность единицы объема источника (Бк/м³ или Ки/м³), и поверхностная активность A_s , которая определяет активность единицы поверхности источника (Бк/м² или Ки/км²). Например, допустимую концентрацию радионуклидов в воде (объемную активность) удобнее выражать Бк/л, а в воздухе – в Бк/м³.

Если плотность пробы $\rho = 1$ кг/л, например воды, то измеренные значения объемной активности A_v , Бк/л, численно совпадают с удельной активностью A_m , Бк/кг. Если плотность пробы отличается от 1 кг/л, удельную активность пробы можно найти по формуле

$$A_m = \frac{A_v}{\rho}, \quad (8.3)$$

где ρ – плотность пробы, $\rho = m / v$.

Радиометрия тесно связана с дозиметрией, так как радиометрия характеризует сами источники излучения, а дозиметрия количественно оценивает их взаимодействие с веществом.

Если взять средние нормы питания за год (молоко – 332 кг, хлеб и крупы – 133 кг, овощи листовые – 37 кг, корнеплоды и фрукты – 118 кг, мясо – 63 кг), то доза $E_{эф}$ внутреннего поступления по цезию-137 составляет для местности с поверхностным загрязнением: $A_s = 185$ кБк/м² (5 Ки/км²), или 3,35 мЗв/год; с загрязнением $A_s = 1480$ кБк/м² (40 Ки/км²) или 26,5 мЗв/год, что значительно больше нормы превышения эффективной дозы над естественным радиационным фоном – 1 мЗв/год.

Радиоактивные вещества могут находиться вне организма и облучать его снаружи; в этом случае говорят о *внешнем* облучении. Или же они могут оказаться в воздухе, которым дышит человек, в пище или в воде и попасть внутрь организма; такой способ облучения называют *внутренним*.

В настоящее время и в перспективе на загрязненных территориях Республики Беларусь основную радиационную опасность для населения представляют цезий-137, стронций-90 и плутониевые радионуклиды, входящие в состав «горячих» частиц ядерного топлива, выброшенных взрывом. В основном «горячие» частицы выпали недалеко от АЭС. Большое количество стронция-90 сосредоточено в 30-ти километровой зоне и вокруг нее. Летучий цезий-137 отнесен на большие расстояния.

Законом Республики Беларусь «О радиационной безопасности

населения» устанавливаются следующие основные гигиенические нормативы (допустимые пределы доз) облучения на территории республики в результате воздействия источников ионизирующего излучения:

- для населения годовая эффективная доза равна 1 мЗв или эффективная доза за период жизни (70 лет) – 70 мЗв (7 бэр);
- для персонала годовая эффективная доза равна 20 мЗв или эффективная доза за период трудовой деятельности (50 лет) – 1 Зв.

Гигиенический норматив (ГН № 213 от 28.12.2012 г.) «Критерии оценки радиационного воздействия» устанавливает пределы облучения, поступление и содержание радионуклидов в организме лиц, работа которых связана с источниками ионизирующих излучений, а также населения в целом, допустимые концентрации радионуклидов в атмосферном воздухе и воде, продуктах питания.

При установлении основных дозовых пределов ГН № 213 выделяет следующие категории облучаемых лиц:

- *персонал* (профессиональные работники атомной энергетики, изотопных лабораторий, радиотерапевтические специальности, ликвидаторы радиационных аварий и лица постоянно или временно работающие с источниками ионизирующих излучений). Для этой категории установлен предел дозы (ПД) общего излучения 20 мЗв/год, в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год;

- *все население*, облучение регламентируется дозой, которая не должна превышать 1 мЗв/год, в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год.

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

Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов, цезия и стронция в пищевых продуктах и питьевой воде разработаны с целью снижения дозы внутреннего облучения населения Республики Беларусь, что достигается ограничением поступления радионуклидов с продуктами питания (прил. 5.1).

Основная задача радиационного контроля – снижение дозовых нагрузок на население и доведение их постепенно до уровня 1 мЗв/год и ниже.

Преобладающая для большинства районов внутренняя компонента доз облучения снижается за счет проведения защитных и реабилитационных мер в сельском хозяйстве.

Особое внимание уделяется получению чистого молока, так как потребление загрязненного радионуклидами молока формирует до 80% среднегодовой индивидуальной дозы внутреннего облучения.

2. Приборы и принадлежности

Для измерения суммарной активности гамма-испускающих изотопов цезий-134, цезий-137, а также активности природного изотопа калий-40, содержащихся в продуктах питания и объектах окружающей среды, предназначен гамма-радиометр РУГ-91 «АДАНИ».

Принцип действия гамма-радиометра основан на подсчете числа световых импульсов, возникающих под действием гамма-квантов в сцинтилляционном детекторе. Число зарегистрированных в единицу времени световых импульсов связано с активностью исследуемого образца. Функциональная схема, поясняющая принцип действия гамма-радиометра, приведена на рисунке.

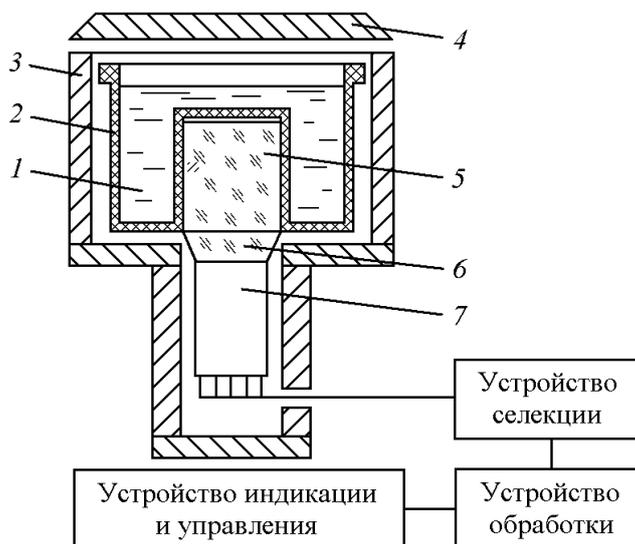


Рисунок. Функциональная схема гамма-радиометра РУГ-91:

- 1 – проба; 2 – кювета; 3 – свинцовый защитный экран;
- 4 – защитная крышка; 5 – сцинтиллятор – CsI(Tl);
- 6 – световод; 7 – фотоэлектронный умножитель

Исследуемый образец 1 (проба) размещен в кювете 2, в качестве которой используется сосуд Маринелли объемом 0,5 л.

Кювета с пробой устанавливается внутрь свинцового защитного экрана 3, уменьшающего влияние внешнего фонового излучения. Сверху экран закрывается свинцовой защитной крышкой 4.

Световые вспышки, возникающие в сцинтилляторе 5, через свето-

вод б попадают на фотокатод фотоэлектронного умножителя 7 и преобразуются в электрические импульсы, которые после усиления поступают в устройство селекции.

Устройство селекции производит сортировку импульсов по их амплитудам (пропорционально энергии гамма-квантов).

Устройство обработки управляет работой устройства селекции и вычисляет характеристики ионизирующего излучения.

Устройство индикации и управления задает режим работы гамма-радиометра и индицирует на табло результат измерения.

ВНИМАНИЕ! В гамма-радиометре в качестве детектора используется кристалл CsI(Tl), который требует бережного обращения. Избегайте механических ударов по прибору!

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Получите у преподавателя три пробы для радиометрического анализа, взвесьте их, объем и массу запишите в табл. 8.1.

3.2. Подсоедините сетевой шнур к питающей сети 220 В. Нажмите кнопку «СЕТЬ». Выход гамма-радиометра на рабочий режим сопровождается звуковым сигналом и высвечиванием «0» во всех разрядах табло.

3.3. Заполните кювету дистиллированной водой (500 мл), установите ее внутрь свинцового экрана и закройте защитную крышку.

3.4. Нажмите кнопку «ФОН». Проконтролируйте включение режима по загоранию светодиода над кнопкой и звуковому сигналу.

3.5. Нажмите кнопку времени измерения «2 мин». Фон измеряется одновременно по двум каналам: К-40 и Cs-137. В процессе измерения фона на табло индицируется обратный отсчет времени измерения (с).

3.6. По окончании измерения фона нажмите поочередно кнопку «КАЛИЙ-40» и «ЦЕЗИЙ-137». На табло поочередно индицируется значение фона. Измеренные значения автоматически заносятся в память прибора и затем вычитаются из показаний проб.

ВНИМАНИЕ! После измерения фона пользоваться кнопкой «СБРОС» нельзя (из памяти стираются показания фона).

3.7. Подготовленную кювету с пробой установите внутрь свинцового экрана и закройте защитную крышку.

3.8. Нажмите кнопку «ПРОБА», а затем время измерения «2 мин». Над выбранной кнопкой загорается светодиод и раздается звуковой сигнал. Измерение активности пробы идет одновременно по двум ка-

налам: К-40 и Cs-137. В процессе измерения на табло индицируется обратный отсчет времени измерения (в секундах).

ВНИМАНИЕ! 20-минутные измерения необходимо проводить для малоактивных проб (менее 200 Бк/л), для большинства измерений достаточно 2-х минут.

3.9. По окончании измерения активности пробы нажмите кнопку «КАЛИЙ-40» и запишите значение объемной активности калия-40 в табл. 8.1. Затем нажмите кнопку «ЦЕЗИЙ-137» и занесите в таблицу значение суммарной объемной активности цезия-134 и цезия-137.

Выполнить пять измерений. Затем поменяйте пробу.

Таблица 8.1

Данные результатов измерений и вычислений

№ опы- та	Объемная актив- ность, A_v , КБк/л, и удельная актив- ность, A_m , КБк/кг	Проба № 1 (_____)		Проба № 2 (_____)		Проба № 3 (_____)	
		Объем _____ мл		Объем _____ мл		Объем _____ мл	
		Масса _____ г		Масса _____ г		Масса _____ г	
		Уд. вес _____ кг/л		Уд. вес _____ кг/л		Уд. вес _____ кг/л	
		К-40	Cs-137	К-40	Cs-137	К-40	Cs-137
1	A_v						
	A_m						
2	A_v						
	A_m						
3	A_v						
	A_m						
4	A_v						
	A_m						
5	A_v						
	A_m						
	\bar{A} , КБк/кг						
	Среднее квадратиче- ское отклонение S , %						
	Масса радионуклида в пробе, г						

Примечание. A_v – измеренное значение; A_m вычисляется по форму-
ле $\hat{A}_m = \frac{\hat{A}_v}{\text{удельный вес}}$.

3.10. По окончании измерения 3-х проб выключите РУГ-91 нажа-
тием кнопки «СЕТЬ». Отсоедините шнур от питающей сети.

В случае если измеряемый продукт не заполняет требуемый объ-

ем кюветы (менее 500 мл), результат измерения нужно умножить на поправочный коэффициент для данного объема (см. табл. 8.2).

Таблица 8.2

Поправочные коэффициенты

Объем пробы, мл	Поправочный коэффициент
200	2,6
300	1,6
400	1,2
500	1,0

В случае если удельный вес образца отличается от единицы, взвесьте исследуемый образец и пересчитайте результат. Полученное значение объемной активности A_v разделите на удельный вес образца и запишите удельную активность A_m .

3.11. Определите среднюю удельную активность калия-40 и цезия-137 в каждом образце. Полученные значения сравните с республиканскими допустимыми уровнями (см. прил. 5.1–5.3) и сделайте заключение о пригодности продуктов питания и сырья.

3.12. Рассчитайте среднеквадратичное отклонение результатов измерения удельной активности S , %, по формуле

$$S = \frac{100}{\bar{A}} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (A_i - \bar{A})^2}{n(n-1)}}$$

где \bar{A} – среднеарифметическое значение удельной активности; A_i – i -й результат измеряемой удельной активности; n – число измерений.

3.13. По формуле (8.1) рассчитайте массу радионуклидов калия-40 и цезия-137 в анализируемых пробах.

Полученные значения результатов измерений и расчетов внесите в табл. 8.1.

Контрольные вопросы

1. Для каких измерений предназначен гамма-радиометр РУГ-91? Его принцип действия.
2. Как учитывается влияние фона при измерении активности?
3. Каким образом происходит сортировка активности радио-

нуклидов цезия-134, цезия-137 и природного изотопа калия-40?

4. Когда необходимо использовать 20-минутный режим измерения активности проб?

5. Как оценить полученный результат, если количество пробы недостаточно для проведения измерений?

6. Что необходимо сделать, если удельный вес пробы существенно отличается от единицы?

7. Основные источники облучения населения.

8. Какие нормативные документы регламентируют допустимые пределы доз облучения всего населения и персонала радиационно-опасных объектов?

9. Что такое Республиканские допустимые уровни (РДУ)? Какие радионуклиды нормируются и почему?

Лабораторная работа № 9

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ БЕТА-АКТИВНОСТИ
ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ МЕТОДОМ РАДИОМЕТРИИ
ИХ ЗОЛЬНЫХ ОСТАТКОВ**

Цель работы: освоение методики определения бета-активности радиоактивных материалов путем радиометрии их зольных остатков с использованием радиометра РУБ-91.

1. Основные теоретические положения

Характеристикой источников ионизирующих излучений является их активность. При определении активности различных видов продукции растительного и животного происхождения широко используется радиометрия их зольных остатков при малых значениях удельной активности исследуемых проб, когда определение активности сырых проб оказывается неэффективным или даже невозможным. При озолении исследуемых проб нелетучие радионуклиды концентрируются в малых объемах, что упрощает их радиометрию и в значительной мере повышает точность измерений.

Отношение массы озоленной пробы m_3 к ее массе m в сыром виде называют *коэффициентом озоления* q :

$$q = m_3 / m.$$

Удельная активность исследуемой сырой пробы

$$A_m = (q / m_3) A_3, \quad (9.1)$$

где A_3 – активность зольного остатка, Бк/пробу.

Активность золы определяется относительным (сравнительным) и абсолютным методом.

Относительный метод используется при исследованиях активности зольных остатков, имеющих массу 0,2–0,3 г. Этот метод основан на сравнении скорости счета импульсов, регистрируемых от эталона $v_{y\delta}$ (источника с известной активностью $A_{эТ}$) и озоленной пробы v_c , активность которой неизвестна.

Отношение скоростей счета:

$$v_{y\delta} / v_c = A_{эТ} / A_3. \quad (9.2)$$

Отсюда следует

$$A_z = (v_c / v_{y\delta}) A_{эт}. \quad (9.3)$$

Для измерений принимается эталон, имеющий такой же радионуклидный состав, как и исследуемая проба.

В качестве эталона при определении бета-активности продукции растительного и животного происхождения в зависимости от радионуклидного состава проб применяют стандартные источники излучения: ${}^{90}_{38}\text{Sr} + {}^{90}_{39}\text{Y}$; ${}^{137}_{55}\text{Cs}$ или другие бета-излучатели с известной активностью. При отсутствии стандартных источников для бета-радиометрии мяса, овощей, фруктов, крупы и т. д. в качестве эталона используют хлористый калий. Природный калий, содержащийся в KCl, состоит из стабильного ${}^{39}_{19}\text{K}$ (99,9881%) и радиоактивного ${}^{40}_{19}\text{K}$ (0,0119%). Калий-40 является бета- и гамма-излучателем. Схема распада K-40 приведена на рис. 7.2.

При измерениях скорость счета импульсов v и активность A_n радиоактивного источника с учетом самопоглощения излучения совпадают. Такие измерения лежат в основе *абсолютного метода* определения активности проб. Этот метод используется в бета-радиометре РУБ-91.

В результате Чернобыльской аварии в природную среду были выброшены искусственные долгоживущие бета-излучатели ${}^{238-241}_{94}\text{Pu}$, ${}^{134}_{55}\text{Cs}$, ${}^{137}_{55}\text{Cs}$, ${}^{90}_{38}\text{Sr}$ и др., наибольшую биологическую опасность представляют радионуклиды цезия и стронция. Эти элементы по химическим свойствам близки калию и кальцию.

Цезий – химический аналог калия. Активно всасывается корневой системой растений и их наземной частью. В организм животных цезий попадает с кормами, водой и воздухом. С загрязненными продуктами питания, водой и воздухом радиоактивный цезий поступает в организм человека и распространяется по всему телу. Накапливается цезий в мышечной ткани, печени и легких.

Стронций состоит из четырех стабильных изотопов с массовыми числами A 84, 86, 87 и 88. В число продуктов деления входят два радиоизотопа стронция: долгоживущий ${}^{90}_{38}\text{Sr}$ ($T_{1/2} = 29,12$ лет) – бета-излучатель с энергией 546 кэВ и короткоживущий ${}^{89}_{38}\text{Sr}$ ($T_{1/2} = 50,5$ сут) – бета-излучатель с энергией 1463 кэВ.

Стронций по своим химическим свойствам близок к кальцию. Через корневую систему и наземную часть растений он поступает во все части растения. Пути поступления стронция в организм животных и

человека такие же, как у цезия. Особенностью действия является то, что он накапливается в костной ткани, остается там длительное время и вызывает саркомы костей. Стронций-90 очень медленно выводится из организма, для него биологический период полувыведения составляет около 50 лет.

При взаимодействии бета-частиц с веществом происходит ионизация и возбуждение атомов, бета-частицы передают атомам свою кинетическую энергию и рассеиваются. Потеря бета-частицей энергии при каждом акте взаимодействия с веществом сопровождается уменьшением ее скорости до тепловой скорости движения вещества.

Отрицательная бета-частица при этом либо остается в виде свободного электрона, либо присоединяется к нейтральному атому или положительному иону, превращая первый в отрицательный ион, а второй – в нейтральный атом.

Положительная бета-частица (позитрон) в конце своего пути, сталкиваясь с электроном, соединяется с ним и аннигилирует (самоуничтожается). В процессе аннигиляции электрон и позитрон перестают существовать как вещественные частицы и превращаются в два гамма-кванта с энергией 0,511 МэВ каждый.

Многочисленные изменения направления бета-частицы при ее взаимодействии с веществом приводят к тому, что глубина проникновения (длина пробега) ее в вещество оказывается значительно меньше истинной длины пути бета-частицы в веществе, а ионизация носит объемный характер.

Ионизирующая способность бета-излучений зависит от энергии бета-частиц. Каждый радиоактивный источник бета-излучений испускает частицы различной энергии – до 3 МэВ у естественных и до 15 МэВ у искусственных радионуклидов. Имея во много раз меньшую массу, чем альфа-частица, бета-частица приобретает значительно большие скорости. Так как заряд бета-частицы в два раза меньше, чем альфа-частицы, взаимодействие электрического поля бета-частицы с электронами атомов в два раза слабее, чем альфа-частицы и значительно кратковременное.

Средняя величина удельной ионизации – *линейная плотность ионизации* (ЛПИ) – в воздухе зависит от энергии бета-частиц и составляет 100–300 пар ионов на 1 см пути, а максимальный пробег в воздухе достигает нескольких метров (максим. 44 м), в биологической ткани – сантиметры, в металлах – десятки микрометров. Скорость движения бета-частиц в воздухе близка к скорости света (250 000–270 000 км/с).

Вклад различных радионуклидов в суммарную активность растений и живых организмов на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению, зависит от физико-химических свойств почвы, плотности загрязнения, вида растений, структуры питания.

При радиометрическом определении суммарной бета-активности заключение о содержании в исследуемой пробе искусственных радионуклидов следует делать после сопоставления полученных значений с ее естественной активностью, обусловленной наличием калия-40.

Подготовка проб для проведения бета-радиометрического анализа осуществляется согласно Государственному стандарту Республики Беларусь «Радиационный контроль. Отбор проб пищевых продуктов» (Минск: Госстандарт, 1998).

Пробы растительных пищевых продуктов вымывают, очищают и нарезают навесками по 0,5–2,0 кг, помещают в сушильный шкаф и высушивают при 100–120°C. Сухие пробы в фарфоровых чашках нагревают на электроплитке или под инфракрасной лампой до полного обугливания. Пересыпают в фарфоровые тигли и помещают в муфельную печь для озоления при 400°C.

Для подготовки проб продуктов животного происхождения мясо отделяют от костей и нарезают мелкими кусками. Творог и сыр в фарфоровых чашках высушивают под инфракрасной лампой, обугливают на электроплитке, затем переносят в фарфоровые тигли небольшими порциями и озоляют при 400°C.

Пробы пресной воды объемом 10–20 л пропускают через ионообменную колонку с ионообменной смолой КУ-2-8 4С. Смолу извлекают из колонки в фарфоровый тигель, сушат под зеркальной лампой и прокалывают в муфельной печи при температуре 400°C в течение 3–6 ч. После охлаждения зольный остаток анализируют на бета-радиометре.

2. Оборудование и принадлежности

Для измерения активности в лабораторной работе используется автоматизированный бета-радиометр удельной активности радионуклидов РУБ-91 «АДАНИ» (в дальнейшем бета-радиометр) предназначен для измерения удельной (объемной) активности радионуклидов стронция-90 в природных объектах и продуктах питания с соответствующей подготовкой проб.

Бета-радиометр (рис. 9.1) состоит из блока детекторов, в котором

расположены сцинтилляторы С1 и С2 и фотоэлектронные умножители (ФЭУ) Ф1 и Ф2, и блока анализаторов с кнопками управления прибором.

Сцинтилляторы С1 и С2 совместно с ФЭУ Ф1 и Ф2 образуют два детектора, диаметрально расположенных относительно исследуемого образца. Наличие двух сцинтилляционных детекторов обеспечивает практически полный (4π) угол регистрации.



Рис. 9.1. Общий вид бета-радиометра РУБ-91 «АДАНИ»:

1 – исследуемый образец (проба); 2 – предметный столик;
3 – кнопка включения и выключения прибора; 4 – кнопка включения высоковольтных источников питания ФЭУ; 5 – блок анализаторов

Принцип действия бета-радиометра основан на анализе амплитудного распределения импульсов, возникающих в сцинтилляционном датчике при попадании в него бета частиц. Вычисление активности исследуемого образца производится на основе сравнения полученного амплитудного распределения с функциями формы, записанными в памяти бета-радиометра.

Бета радиометр позволяет проводить измерения в твердых и сыпучих образцах, сухих продуктах питания, а также пробах почв на фоне радионуклидов техногенного происхождения: цезия-137, руте-

ния-106, церия-144 и естественного радионуклида калия-40.

Соответствующая подготовка пробы (сушка, озоление и т. д.) позволяет измерять активности проб до 1,8 Бк/кг. Индикация калия-40 предусмотрена в том случае, если активность калия-40 в измеряемой пробе составляет не менее 5 Бк.

Время установления рабочего режима – не более 60 мин. Время измерения активности пробы устанавливается в диапазоне от 100 до 10 000 с.

Режим работы бета-радиометра задается с помощью кнопок, расположенных на передней панели блока анализаторов (рис. 9.2).



Рис. 9.2. Передняя панель блока анализатора:

- 1 – цифровое табло; 2 – кнопка включения и выключения прибора;
- 3 – кнопка отмены ошибочной команды; 4 – кнопки вывода на цифровое табло активности пробы; 5 – кнопка включения измерения фона; 6 – блок кнопок задания времени набора;
- 7 – кнопки задания характеристик пробы

Блок 4 «РЕЖИМ ИНДИКАЦИИ» включает:

– кнопки « $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ » и « ^{40}K » служат для вывода на цифровое табло 1 количественного содержания в пробе соответствующих радионуклидов;

– кнопка «ПОГРЕШНОСТЬ» предназначена для вывода на цифровое табло вычисленной погрешности определения содержания радионуклидов в пробе.

Блок 6 «ВРЕМЯ ИЗМЕРЕНИЯ · 10^3 с» содержит кнопки для задания времени набора в пределах от $1 \cdot 10^2$ до $1 \cdot 10^4$ с.

Блок 7 «ПЛОТНОСТЬ, $\text{Г} \cdot \text{СМ}^{-3}$ » содержит кнопки для задания объемных характеристик измеряемой пробы: «0...0,7», «0,7...1,2»,

«1,2...1,7».

Выполнение соответствующей команды при нажатии любой из кнопок подтверждается звуковым сигналом. При этом загорается соответствующий этой кнопке светодиод.

Светодиоды «Бк/пр» и «кБк/пр», расположенные на цифровом табло, служат для индикации единицы измерения вычисляемой активности пробы.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подсоедините сетевые шнуры к питающей сети 220 В, нажмите кнопки «СЕТЬ» на блоке детекторов и блоке анализатора, нажмите кнопку «СБРОС» блока анализатора. Выход бета-радиометра на рабочий режим сопровождается звуковым сигналом и высвечиванием «0» во всех разрядах табло.

3.2. Кювету с пометкой «ФОН» установите на столик блока анализатора, задвиньте столик до упора. Нажмите кнопку 4 на блоке детекторов и кнопку 5 «ФОН» на блоке анализаторов. Проконтролируйте включение режима по загоранию светодиода над кнопкой и звуковому сигналу. Нажмите кнопку «ВРЕМЯ ИЗМЕРЕНИЯ · 10³ С». В процессе измерения фона на табло индицируется обратный отсчет времени измерения. По окончании измерения на табло индицируется значение фона в единицах скорости счета (число зарегистрированных импульсов фона в секунду). Измеренное значение заносится в память бета-радиометра и хранится в ней до следующего измерения фона.

3.3. Установите кювету с пробой на выдвижной столик блока анализатора, задвиньте столик до упора. Нажмите кнопку, соответствующую плотности пробы «0,7». Проконтролируйте, чтобы над кнопкой «ФОН» не горел светодиод, в противном случае необходимо повторно нажать кнопку «ФОН» для его выключения.

3.4. Нажмите одну из шести кнопок, соответствующую необходимому времени измерения: «0,1», «0,5», «1», «2», «5», «10» ($\cdot 10^3$ с) (рекомендуемое время $0,5 \cdot 10^3$ с). Над выбранной кнопкой загорается светодиод и раздается звуковой сигнал. В процессе измерения активности пробы на табло индицируется обратный отсчет времени измерения. По окончании измерения звучит сигнал и на табло индицируется величина активности для выбранного изотопа и бета-радиометр переходит в режим индикации.

3.5. Если на табло не индицируется активность радионуклида, об-

работку результатов измерений повторите как для образца другого типа. Для этого нажмите одну из кнопок «ПЛОТНОСТЬ, Г · СМ⁻³». По окончании обработки и звукового сигнала на табло индицируется величина активности. Для индикации значения активности пробы в беккерелях на пробу для другого радионуклида нажмите соответствующую кнопку («⁴⁰К» или «⁹⁰Sr+⁹⁰Y»).

3.6. Для индикации величины абсолютной погрешности следует нажать кнопку «ПОГРЕШНОСТЬ». Если величина погрешности превышает предельную величину, то для повышения точности увеличьте время измерения (см. выше). При этом накопленные данные суммируются с прежним значением, сохраненным в памяти радиометра. Выход из режима индикации погрешности осуществляется повторным нажатием кнопки «ПОГРЕШНОСТЬ».

3.7. Если выбранное время (t_0) измерения для данной пробы недостаточно, то звучит зуммер, а на экране появляется сообщение «[]», указывающее на необходимость увеличения времени измерения. При нажатии соответствующей кнопки времени (t_1) начнется регистрация с обратным отсчетом времени ($t_1 - t_0$).

3.8. Если значение активности пробы слишком велико, то на табло индицируются буквы «ПП» и цифра, указывающая номер канала, в котором произошло переполнение. В этом случае нажмите кнопку «СБРОС» и повторите измерение за меньшее время.

3.9. При работе с новой пробой нажмите кнопку «СБРОС».

3.10. По окончании работы извлеките из блока анализатора кювету с пробой, выключите блоки детектирования и анализатора из сети.

3.11. Результаты измерений активности проб запишите в таблицу.

Таблица

Результаты измерений и расчетов

Проба	m , кг	m_3 , кг	q	A_3 , Бк/пробу		$t_{изм}$, с	A_m , Бк/кг	
				⁴⁰ К	⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y		⁴⁰ К	⁹⁰ Sr

После обработки результатов измерений полученную активность проб сравните с республиканскими допустимыми уровнями (РДУ) содержания радионуклидов ⁹⁰Sr в пищевых продуктах и сделайте заключение о возможности их использования. Рассчитайте по формуле (8.1) массу радионуклидов калий-40 и стронций-90 в пробах.

Контрольные вопросы

1. Какие методы определения активности вы знаете? Раскройте сущность методов.
2. Ядра каких элементов образуются при радиоактивном распаде стронция-90 и итрия-90?
3. Назовите основные пути поступления радионуклидов в организм человека?
4. Перечислите основные источники поступления радиоактивного стронция в организм человека?
5. Какой метод регистрации бета-излучения используется в лабораторной работе?
6. На каком принципе действия основана работа бета-радиометра РУБ-91?
7. Как распределяются радионуклиды цезий-137 и стронций-90 в организме человека?

Лабораторная работа № 10

ИССЛЕДОВАНИЕ СУММАРНОЙ БЕТА-ГАММА-АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ

Цель работы: практическая оценка объемной (удельной) активности проб пищевых продуктов с помощью бытового дозиметра-радиометра.

1. Основные теоретические положения

Содержание радионуклидов в различных продуктах питания, воде и других источниках излучения оценивается по их активности.

Активность есть мера интенсивности распада радиоактивных веществ (РВ) и определяется как количество распадов ядер атомов радиоактивного вещества в единицу времени, т. е. как скорость распада ядер.

Если радиоактивное вещество содержит N атомов и его постоянная распада, выражающая долю распавшихся атомов в единицу времени λ (лямбда), то активность препарата

$$A_n = \lambda N. \quad (10.1)$$

Известно, что

$$\lambda = 0,693 / T_{1/2}, \quad (10.2)$$

следовательно,

$$A_n = 0,693 \frac{N}{T_{1/2}} \text{ или } A_n = 0,693 N_A \frac{m}{A T_{1/2}}, \quad (10.3)$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида; N_A – $6,02 \cdot 10^{23}$ моль⁻¹ – число Авогадро; m – масса радионуклида, г; A – массовое число радионуклида.

Чем меньше период полураспада, тем большая доля атомов РВ распадается в единицу времени. Число распадов в единицу времени в данном количестве РВ выражает активность вещества. Поэтому количество РВ удобнее выражать не в весовых единицах, а в единицах активности.

Единицей измерения активности в Международной системе единиц (СИ) является *беккерель* (Бк). Беккерель равен активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за время 1 с происходит один акт распада:

$$1 \text{ Бк} = 1 \text{ распад/с.}$$

На практике еще используется внесистемная единица измерения активности – *кюри*. Один кюри равен активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за 1 с происходит 37 млрд. распадов ($3,7 \cdot 10^{10}$), т. е.:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк,}$$

такой активностью обладает 1 г радия.

Отношение активности радионуклидов в источнике (образце) к массе, объему, площади поверхности (для поверхностных источников), называется, соответственно, *удельной* (A_m), *объемной* (A_v), *поверхностной* (A_s) или *линейной* (A_l) *активностью источника или образца*.

Для характеристики загрязненности продуктов питания, воды, строительных материалов, почвы и т. д. используется: удельная активность A_m , равная активности единицы массы источника (Бк/кг или Ки/кг); объемная активность A_v , характеризующая активность единицы объема источника (Бк/м³ или Ки/м³) и поверхностная активность A_s , равная активности единицы поверхности источника (Бк/м² или Ки/км²). Выбор единиц этих величин определяется конкретной задачей. Например, допустимую концентрацию радионуклидов в воде (объемную активность) удобнее выражать Бк/л, а в воздухе – в Бк/м³.

В настоящее время имеется три основных радиоактивных элемента, обуславливающих фон и загрязнение среды: цезий-137 – источник гамма-излучения (энергия фотонов 662 кэВ) и бета-излучения (граничная энергия 520 кэВ), стронций-90 – источник бета-излучения (граничные энергии двух бета-переходов 546 кэВ и 2274 кэВ), плутоний-239 – источник альфа-излучения (энергия альфа-частиц 5,1 МэВ). Поскольку различные виды излучения обладают различной поражающей способностью, при исследовании загрязнения важно различать содержание гамма-, бета- и альфа-активных радионуклидов. Универсальных приборов, позволяющих в полной мере решать эту задачу, нет. Радиометрический контроль чаще всего реализуется по гамма-излучению цезия-137; радиометрия бета- и альфа-излучения требует, как правило, радиохимического выделения элементов.

По уровню накопления радионуклидов огородные культуры можно расположить в следующем порядке (по убывающей): щавель, фасоль, бобы, горох, редис, морковь, свекла столовая, картофель, чеснок, перец сладкий, лук, томаты, кабачки, огурцы, капуста.

Эффективным приемом снижения активности продуктов является

их переработка. При подготовке продукции растениеводства к употреблению необходимо использовать простейшие приемы первичной очистки, что приводит к снижению радиоактивного загрязнения продуктов от 2 до 10 и более раз (табл. 10.1).

Таблица 10.1

Снижение радиоактивного загрязнения продуктов растениеводства в зависимости от способов обработки

<i>Продукты</i>	Способы снижения радиоактивного загрязнения	Степень снижения загрязнения, раз
Картофель, томаты, огурцы	Промывка в проточной воде	В 5–7
Капуста	Удаление кроющих листьев	До 40
Свекла, морковь турнепс	Срезание венчика корнеплода	В 15–20
Картофель	Очистка мытого клубня	В 2
Ячмень, овес (зерно)	Облущивание, снятие пленок	В 10–15

Снизить концентрацию радиоактивных веществ в молоке можно путем его переработки в продукты длительного хранения.

Необходимо иметь в виду, что цезий-137 и стронций-90 распределяются в организме животных неодинаково. Цезий-137 равномерно распределяется в мягких тканях, одинаково загрязняя мышцы, печень и почки. Уровень загрязнения костей намного ниже, чем мягких тканей. Стронций-90 преимущественно накапливается в костях, из которых он очень медленно выводится.

Как правило, содержание радиоактивных веществ относительно меньше в свинине, чем в говядине или мясе птицы и диких животных.

Уровень радиоактивного загрязнения мяса может быть значительно снижен путем засолки его в рассоле. Рекомендуется промывка содержащего цезий-137 мяса в проточной воде, а также вымачивание в растворе поваренной соли.

Снизить концентрацию радиоактивных веществ в мясе можно также и при помощи варки, но с обязательным удалением отвара (бульона) после 8–10 минутного кипячения.

Сбор грибов, ягод, заготовка лекарственного сырья, выпас молочного скота и заготовка сена в лесах разрешается при плотности загрязнения цезием-137 до 2 Ки/км² (74 кБк/м²). Для всех собираемых грибов проверка на содержание радионуклидов обязательна.

Соотношение между единицами радиоактивности приведено в табл. 10.2.

Соотношение между единицами радиоактивности

Величина	Название и обозначение в единицах				Соотношения между единицами
	СИ		в несистемных		
Активность	A	Бк	A	Ки	1 Бк = 1 распад/с = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Удельная активность	A_m	Бк/кг	$A_{уд}$	Ки/кг	1 Бк/кг = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки/кг 1 Ки/кг = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/кг
Объемная активность	A_v	Бк/м ³	$A_{об}$	Ки/л	1 Бк/м ³ = $2,7 \cdot 10^{-8}$ Ки/л 1 Ки/л = $3,7 \cdot 10^{13}$ Бк/м ³
Поверхностная актив- ность	A_s	Бк/м ²	$A_{пов}$	Ки/км ²	1 Бк/см ² = 10^4 Бк/м ² = = 0,27 Ки/км ² 1 Ки/км ² = $3,7 \cdot 10^4$ Бк/м ² = = 37 кБк/м ²

Для уменьшения внутреннего облучения необходимо проводить ускоренное выведение радионуклидов из организма. Это достигается применением пектиновых пищевых добавок содержащих йод, калий, кальций, железо, селен, кобальт, магний.

2. Приборы и принадлежности

В работе для измерений применяется дозиметр-радиометр бытовой АНРИ-01-02 «СОСНА», описание см. в лаб раб №1 (С. 10–12).

Детекторами ионизирующего излучения в этом приборе являются четыре газоразрядных счетчика СМБ-20 (рисунок).

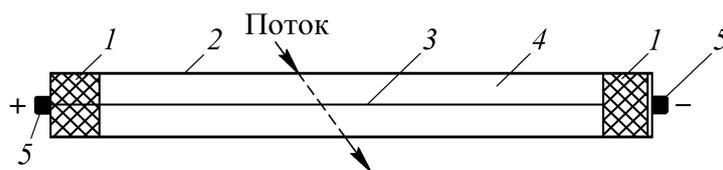


Рисунок. Газоразрядный счетчик:

- 1 – изоляторы; 2 – металлический цилиндр (отрицательный электрод – *катод*);
3 – тонкая металлическая нить (положительный электрод – *анод*);
4 – газовая среда, смесь инертных газов с галогенами при пониженном давлении;
5 – выводные контакты

Газоразрядный счетчик – это устройство, состоящее из замкнутого резервуара, из двух электродов, между которыми находится газовая

среда, где и создается электрическое поле. В счетчике используется режим ударной ионизации. Рабочее напряжение счетчиков составляет 410 ± 30 В. Величина рабочего напряжения зависит от конструкции счетчика и состава заполняющей его газовой смеси.

Газоразрядный счетчик СМБ-20 выполнен в виде тонкого металлического цилиндра (отрицательный электрод – катод).

С торцов цилиндр закрыт изоляторами, между которыми натянута тонкая металлическая нить (положительный электрод – анод). Оба электрода соединяются с контактами. Рабочий объем счетчика заполняется не воздухом, а газами, атомы которых обладают незначительной способностью к захвату электронов, в частности, инертными газами с полностью заполненными внешними электронными орбитами атомов – аргон, неон, гелий.

Давление газа внутри счетчика значительно меньше атмосферного (100–200 мм рт. ст.). При этом уменьшается вероятность столкновения электронов с атомами и молекулами, и между двумя очередными столкновениями они приобретают большие скорости и энергии, необходимые для ударной ионизации.

В газоразрядном счетчике используется принцип усиления газового разряда. В отсутствие ионизирующего излучения свободных ионов в объеме счетчика нет. Следовательно, электрического тока в цепи счетчика тоже нет. При воздействии ионизирующего излучения в рабочем объеме счетчика образуются заряженные частицы.

Электроны, двигаясь в электрическом поле к аноду, площадь которого значительно меньше площади катода, приобретают кинетическую энергию и ионизируют атомы газовой среды. Выбитые при этом электроны тоже производят ионизацию.

Таким образом, одна частица ионизирующего излучения, попавшая в объем газоразрядного счетчика, вызывает образование лавины свободных электронов. На нити счетчика собирается большое количество электронов. В результате этого положительный потенциал резко уменьшается и возникает электрический импульс.

Регистрируя количество импульсов, возникающих в единицу времени, можно судить об интенсивности излучения.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Убедитесь в исправности электронной пересчетной схемы и таймера прибора, для этого переведите переключатель режима в по-

ложение «МД», нажмите кнопку «КОНТР.» и, удерживая ее в нажатом состоянии до конца проведения контрольной проверки, нажмите кнопку «ПУСК». Через 20 ± 5 с отсчет должен прекратиться, окончание отсчета сопровождается коротким звуковым сигналом, а на табло должно индицироваться число «05.12». После окончания отсчета отпустите кнопку «КОНТР.».

3.2. Возьмите чистую сухую кювету и заполните ее дистиллированной водой до отметки «УРОВЕНЬ».

3.3. Переведите переключатель режима в положение «Т» (крайнее правое положение). Откройте заднюю крышку и установите прибор на кювету. Проведите однократное измерение числа фоновых импульсов N_{ϕ} , для этого нажмите кнопку «ПУСК» и через 10 мин ± 5 с нажмите кнопку «СТОП». Время измерения регистрируйте с помощью секундомера. Результаты измерения занесите в табл. 10.3 (N_{ϕ}).

3.4. Проведите измерения числа импульсов $N_{\phi n}$ трех проб веществ. Для этого заполните кюветы исследуемыми веществами до метки «УРОВЕНЬ». Твердые вещества измельчаются и укладываются ровным слоем. Время измерения проб 10 мин ± 5 с. Результаты измерения занесите в табл. 10.3.

Таблица 10.3

Результаты измерений и расчетов

Наименование пробы	N_{ϕ}	$N_{\phi n}$	Объемная активность проб A_v , Ки/л (Бк/л)	Удельная активность проб A_m , Ки/кг (Бк/кг)	Время достижения активности проб допустимых уровней, лет
Дистиллированная вода		—			
Грибы сушеные	—				
Чай	—				
Клюква	—				

Примечание. $A_m = A_v / \rho$, $\rho = m / v$, где ρ – плотность пробы, кг/л; m – масса пробы, кг; v – объем пробы, л (объем кюветы до метки «УРОВЕНЬ» 40 мл).

3.5. Выключите прибор и закройте заднюю крышку. Кюветы дезактивируйте ветошью, смоченной дезактивирующим раствором.

3.6. Оценку объемной активности проб проведите по формуле

$$A = K_n \left(\frac{N_{\delta n}}{t_2} - \frac{N_{\delta}}{t_1} \right), \quad (10.4)$$

где N_{ϕ} – число импульсов от кюветы, заполненной дистиллиро-

ванной водой; $N_{\text{фн}}$ – число импульсов от кюветы с пробой; t_1 – время измерения кюветы с дистиллированной водой, мин; t_2 – время измерения кюветы с пробой, мин; K_n – коэффициент прибора (для цезия-137 $K_n = 8 \cdot 10^{-9}$ Ки · мин/л · имп.).

Для расчета $K_n = 1,5 \cdot 10^2$ Бк·мин/(л · импульс). Если при замерах получится величина, меньшая, чем $1 \cdot 10^{-7}$ Ки/л, что соответствует разности показаний прибора при двух измерениях $N_{\text{фн}} - N_{\text{ф}} < 250$ импульсов, то необходимо повторить измерение, увеличив время до $t_2 = 30$ мин ± 10 с и повторно провести расчет.

Если в результате повторных измерений или 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 $A < 5 \cdot 10^{-8}$ Ки/л ($1,85 \cdot 10^3$ Бк/л).

3.7. Полученный результат сравните с допустимым уровнем содержания цезия-137 в пищевых продуктах (прил. 5), сделайте вывод. Рассчитайте, через какое время активность исследуемых проб снизится до допустимых уровней [расчет выполняется по формуле (8.2)].

Контрольные вопросы

1. Понятие об удельной, объемной, поверхностной, линейной активностях радиоактивного источника (образца).
2. Соотношение между единицами активностей в системе СИ и внесистемными величинами.
3. Основные рекомендации по снижению содержания радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах.
4. Методика определения удельной (объемной) активности с использованием бытовых дозиметров-радиометров.
5. Назовите основные пути поступления радионуклидов в организм человека.
6. При какой плотности загрязнения леса радионуклидами разрешается сбор грибов и ягод?
7. Как распределяются радионуклиды стронций-90 и цезий-137 в организме человека?

Лабораторная работа № 11

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И ЙОДА В ПРОБАХ МЕТОДОМ ГАММА-РАДИОМЕТРИИ

Цель работы: освоение методики определения удельной (объемной) активности радионуклидов цезия и йода в различных пробах с использованием гамма-радиометра РКГ-02А/1.

1. Основные теоретические положения

В соответствии с Гигиеническим нормативом ГН от 28.12.2012 г. № 213 «Критерии оценки радиационного воздействия», разработанным Министерством здравоохранения Республики Беларусь в 2012 году, индивидуальная предельно-допустимая доза от техногенных источников, которую человек может получить за весь период жизни, составляет 70 мЗв. Поэтому основной задачей радиометрии является исключение любого необоснованного облучения. Если в организм человека систематически будут попадать радиоактивные вещества, то со временем это приведет к развитию лучевой болезни.

Основными факторами, обуславливающими опасность радионуклидов для человека, являются: вид и энергия излучения, период полураспада, физико-химические свойства, распределение по органам и тканям человека, скорость выведения из организма.

Степень биологического действия различных видов излучения зависит от проникающей и ионизирующей способности. Энергия излучения имеет прямую связь с поражающим действием радионуклида: чем она больше, тем сильнее поражение.

Наиболее опасными для человека являются радионуклиды йода, стронция, цезия.

Природный йод представлен стабильным изотопом йод-127 и 24-мя радиоактивными изотопами. Среди радиоактивных изотопов наиболее опасным является йод-131. Он является бета- и гамма-излучателем с периодом полураспада 8,04 сут. Энергетический спектр излучений йода-131 представлен в прил. 6.

Изотопы йода представляют опасность в первоначальный период (первые 2–3 месяца) после радиационной аварии. Йод попадает в организм с воздухом и пищей.

Из легких и желудочно-кишечного тракта с кровью он распределяется по всем органам и тканям. Но уже через несколько часов боль-

шая часть йода накапливается в *щитовидной железе*.

В настоящее время для противолучевой защиты применяются *радиопротекторы*, которые вводятся в организм за 20–30 мин до облучения. Такая защита применяется при кратковременном воздействии больших доз ионизирующих излучений (от 1 Гр и выше), а также при лучевой терапии опухолей и не применяются при хроническом облучении малыми дозами.

Из многих изученных средств, наиболее эффективными и перспективными являются радиопротекторы, отнесенные к двум классам химических соединений – *аминотиолам* и *индолилалкиламинам*.

Защитный эффект аминотиолов заключается в достижение пороговой концентрации радиопротектора в клетках критических органов (кровотворной системе и кишечнике) при общем облучении или в клетках других защищаемых органов и тканей при локальном радиационном воздействии.

Радиозащитное действие индолилалкиламинов в организме состоит в создании тканевой гипоксии (снижение содержания кислорода в тканях) вследствие спазма кровеносных сосудов, что приводит к замедлению окислительных процессов.

Имеющиеся радиопротекторы и их сочетания снижают негативные эффекты облучения в 1,5–2 раза.

Радионуклиды, поступившие внутрь организма, накапливаются в отдельных органах и тканях, длительно излучают. Поэтому предварительное применение радиопротекторов, даже длительно действующих, неэффективно. Химическая профилактика преследует в этом случае другую цель – не допустить накопления радионуклида в критических органах.

Щитовидная железа является наиболее поражаемым органом при попадании внутрь организма радиоизотопов йода. В ней концентрируется до 60% поступившего в организм радиоактивного йода. В результате интенсивного облучения щитовидной железы, поглощенная доза в ней на два-три порядка выше, чем в других органах. Облучение приводит к снижению гормональной активности и затем в патологический процесс вовлекаются другие эндокринные железы.

Наиболее эффективным методом защиты щитовидной железы от радиоактивных изотопов йода является прием внутрь лекарственных препаратов стабильного йода (йодная профилактика). Концентрируясь в щитовидной железе, радиоактивный йод облучает ее и вызывает функциональные нарушения, которые проявляются через несколько

лет и выражаются увеличением или уменьшением железа, образованием опухолей, требующих хирургического вмешательства.

Защитный эффект препарата значительно снижается в случае его приема более чем через 2 ч после поступления в организм радиоактивного йода. Однако даже через 6 ч после разового поступления йода-131 прием препаратов стабильного йода может снизить поглощенную дозу на щитовидную железу примерно в 2 раза. Поэтому йодная профилактика должна быть выполнена как можно быстрее. Эффективность йодной профилактики в зависимости от времени приема препаратов калия йодида представлена в табл. 11.1.

Таблица 11.1

Защитный эффект в результате проведения йодной профилактики

Время приема препаратов стабильного йода	Фактор защиты, %
За 6 ч до ингаляции	100
Во время ингаляции	90
После разового поступления	
через 2 ч	85
через 6 ч	50

Однократный прием установленной дозы стабильного йода (калия йодида) обеспечивает защитный эффект в течение 24 ч. Так как невозможно исключить вероятность повторного выброса, для поддержания такого уровня защиты необходимы повторные приемы препаратов стабильного йода (калия йодида) – 1 раз в сутки в течение всего срока, когда возможно поступление радиойода, но не более 10 сут для взрослых и не более 2 сут для беременных женщин и детей до 3 лет.

Препараты йода применяются в следующих дозах:

Калия йодид в таблетках:

– взрослыми — по 1 таблетке (по 0,130) внутрь ежедневно, в течение 7–10 суток;

– детям от 3 до 14 лет по 0,5 таблетки (по 0,065) внутрь ежедневно, в течение 7-10 суток;

– детям до 3 лет — по 0,5 таблетки (по 0,065) внутрь ежедневно, в течение 2 суток;

– беременным и кормящим грудью женщинам – по 1 таблетке по 0,130 внутрь ежедневно, в течение 2 суток.

Настойка йода 5%-ная применяется внутрь:

– взрослыми и подростками старше 14 лет — по 44 капли 1 раз в день, или по 22 капли 2 раза в день после еды на 0,5 стакана молока

или воды;

– детям от 5 до 14 лет — по 22 капли 1 раз в день, или по 11 капель 2 раза в день на 0,5 стакана молока или воды;

Детям до 5 лет настойка йода внутрь не назначается.

Путем нанесения на кожу.

Защитный эффект нанесения настойки йода на кожу сопоставим с ее приемом внутрь в тех же дозах. Настойка йода наносится тампоном в виде полос на предплечье, голень. Этот способ защиты особенно приемлем у детей младшего возраста (до 5 лет).

Для исключения ожогов кожи возможно использовать не 5%-ную, а 2,5%-ную настойку йода.

Детям от 2 до 5 лет настойку йода наносят из расчета 22 капли один раз в день; детям до 2 лет из расчета 11 капель в день.

Очищение организма человека от радионуклидов, как и от других вредных веществ, идет через почки, печень, желудочно-кишечный тракт. Без применения специальных средств, время выведения из организма половины всего цезия-137 у взрослого человека составляет 90–150 дней, у детей – 15–75 дней в зависимости от возраста. Это значит, что человеческий организм практически постоянно будет подвержен воздействию радиации.

Особенностью радиационного воздействия цезия-137 является ярко выраженная неравномерность его накопления в различных жизненно важных органах человека. Исследования показали, что в жизненно важных органах (почки, печень, сердце) уровни накопления цезия-137 в 10–100 раз больше, чем в среднем во всем теле человека.

Например, при среднем содержании цезия-137 50 Бк/кг на все тело, накопление цезия-137 в почках достигает 3000–4000 Бк/кг, в сердечной мышце – более 1000 Бк/кг. При этом проявляется токсическое действие цезия-137 и общее негативное действие цезия-137, свинца и нитратов.

Для уменьшения внутреннего облучения и разрушающего действия радиации необходимо проводить ускоренное выведение радионуклидов из организма. Это достигается применением специальных препаратов – *энтеросорбентов* в виде пищевых добавок.

Энтеросорбенты полисахаридной природы – пищевые волокна, являющиеся неусвояемыми углеводами, клетчаткой растительного происхождения, которые приспособлены к физиологии пищеварительной системы человека.

Способностью связывать и ускоренно выводить из организма ток-

сичные вещества (в том числе радионуклиды) обладают *пектины*, содержащиеся в овощах и фруктах.

Пектины относятся к растворимым пищевым волокнам, уменьшают поглощение жиров и холестерина в желудке и в тонком кишечнике, тем самым снижают уровень жиров и холестерина в крови.

Пектины образуют нерастворимые комплексные соединения с поливалентными металлами – свинцом, ртутью, кобальтом, цинком, хромом, никелем, стронцием, цезием, цирконием и выводить их из организма. В Беларуси выпускаются пектино-витаминные пищевые добавки «Витапект», «Витапект-2» содержащие витамины и микроэлементы. В состав напитка «Витапект» входит: яблочный пектин с добавлением витаминов В₁, В₂, В₆, В₁₂, С, Е, бета-каротина, фолиевой кислоты и микроэлементов К, Se, Zn, Ca.

Содержание радионуклидов в различных продуктах питания, воде, воздухе, строительных материалах, почве и других источниках излучения оценивается по их активности:

$$A_n = \frac{\ln 2 \cdot 6,02 \cdot 10^{23} \cdot m}{A \cdot T_{1/2}}, \quad (11.1)$$

где A_n – активность радионуклида, Бк; m – масса радионуклида, г; A – массовое число радионуклида; $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида, с.

Активностью радионуклида в источнике называется отношение числа радиоактивных распадов, происходящих в этом источнике за интервал времени, к величине этого интервала (скорость распада ядер).

Активность источника, в котором содержатся радиоактивные ядра одного вида уменьшается во времени по экспоненциальному закону:

$$A_t = A_0 e^{\frac{-0,693t}{T_{1/2}}}, \quad (11.2)$$

где A_n – активность радионуклида, Бк; m – масса радионуклида, г; A – массовое число радионуклида; $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида, с.; A_0 – активность источника в начальный момент времени ($t = 0$); t – текущее время, которому соответствует активность вещества A_t .

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для определения активности радионуклидов используется радиометр РКГ-02А/1 (см. рисунок). Принцип действия

радиометра основан на подсчете числа импульсов, возникающих в сцинтилляционном детекторе при попадании в его чувствительный объем гамма-квантов. Число зарегистрированных в единицу времени импульсов пропорционально активности исследуемого образца.

Гамма-радиометр автоматизированный РКГ-02А/1 предназначен для измерения объемной (ОА) и удельной (УА) активности радионуклидов цезия-134, цезия-137 и их смеси в продуктах питания, кормах и других пробах различной консистенции: твердых (измельченных), жидких, сыпучих и пастообразных, а также для измерения объемной активности йода-131 (^{131}I) в жидких пробах.

Радиометр автоматически вычисляет и индицирует на табло относительную статистическую погрешность измерения фона и абсолютную статистическую погрешность измерения ОА (УА) (коэффициент вариации) при доверительной вероятности 0,95.

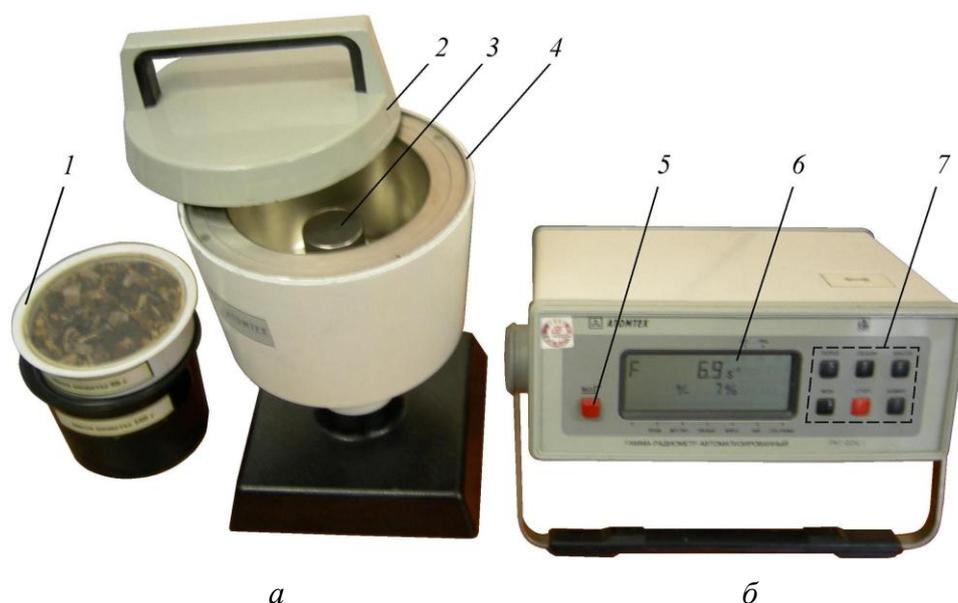


Рисунок. Общий вид гамма-радиометра автоматизированного РКГ-02А/1:
а – блок детектирования (БД): 1 – сосуд Маринелли с пробой;
2 – съемная крышка БД; 3 – сцинтиллятор NaI(Tl); 4 – свинцовая защита;
б – блок обработки информации: 5 – кнопка включения прибора;
6 – экран индикатора; 7 – блок кнопок управления прибором

Конструкция прибора позволяет устанавливать в него сосуд Маринелли объемом 0,5 л или плоский сосуд объемом 0,2 л.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подсоедините сетевой шнур к питающей сети 220 В. Нажмите кнопку «ВКЛ.». Выход гамма-радиометра на режим сопровождается загоранием на табло приветствия «HELLO».

3.2. Установите в блок детектирования (БД) пустой сосуд (сосуд Маринелли) объемом 0,5 л. Нажмите кнопку «Фон», при этом должен прозвучать короткий звуковой сигнал и на табло индикатора появится символ «F».

При достижении значения относительной статистической погрешности измерения $\pm 5\%$ раздается короткий звуковой сигнал и перед символом «+/-» во второй строке появляется восклицательный знак «!», при появлении которого измерение фона прекращают (нажимают кнопку «СТОП»). При этом последний результат измерения фона индицируется на экране, запоминается радиометром.

3.3. Получите у преподавателя четыре пробы для проведения измерений, взвесьте их, объем и массу запишите в табл. 11.2.

Таблица 11.2

Результаты измерения активности проб

Наименование пробы	Объем, л	Масса, кг	Уд. вес, г/см ³	Время измерения, с	Удельная активность, Бк/кг	Объемная активность, Бк/л

Примечание: $A_v = A_m \cdot \rho$, $\rho = m / v$, где ρ – плотность пробы, кг/л; m – масса пробы, кг; v – объем пробы, л.

3.4. Установите сосуд с пробой в блок детектирования и закройте крышку.

3.5. Для измерения *удельной активности (УА)* введите в память прибора значение объема пробы (0,5 л или 0,2 л) нажатием кнопки «ОБЪЕМ». При индикации нужного значения отпустите кнопку «ОБЪЕМ» и нажмите кнопку «СТОП», при этом раздается короткий звуковой сигнал.

3.6. Введите значение массы пробы нажатием кнопки «МАССА». При достижении нужного значения отпустите кнопку «МАССА» и нажмите кнопку «СТОП», при этом раздается звуковой сигнал.

ВНИМАНИЕ! Если кнопка «СТОП» не будет нажата, новое значение объема не введется в память радиометра и значение объема в памяти останется прежним.

3.7. Нажмите кнопку «ИЗМЕР.», на табло в первой строке индицируется режим работы прибора, значение УА пробы, единица измерения УА («Bq/kg»), во второй строке – значение абсолютной статистической погрешности в тех же единицах, на аналоговой шкале – значение верхней границы измеряемой УА.

3.8. Для окончания измерения нажмите кнопку «СТОП». При этом результат измерения индицируется на табло. Результаты измерений записываются в табл. 11.2.

Полученное значение удельной активности проб сравните с республиканскими допустимыми уровнями (см. прил. 5.1–5.3) и сделайте заключение о возможности использования проб по назначению.

Контрольные вопросы

1. В чем заключается специфика действия ионизирующих излучений на органы и ткани человека?
2. Какие факторы определяют опасность ионизирующих излучений для человека?
3. Что подразумевают под химической защитой организма человека от ионизирующих излучений?
4. В чем состоит сущность проведения йодной профилактики?
5. Принцип действия радиометра РКГ-02А/1.
6. Какие вещества используют для ускоренного выведения радионуклидов из организма человека?

Лабораторная работа № 12

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СУММАРНОЙ ЭФФЕКТИВНОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В СТРОИТЕЛЬНЫХ МАТЕРИАЛАХ

Цель работы: освоение методики определения суммарной эффективной удельной активности радионуклидов цезий-137, калий-40, радий-226 и торий-232 в строительных материалах с использованием РУГ-91М.

1. Основные теоретические положения

В результате деятельности человека происходит постоянное перераспределение естественных радионуклидов в окружающей среде. Добыча и переработка полезных ископаемых, сжигание органического топлива, производство строительных материалов и использование отходов в строительстве приводит к повышению радиационного фона в населенных пунктах и воздухе жилых помещений.

Радиационный фон Земли складывается из естественного (природного) радиационного фона, технологически измененного естественного радиационного фона и искусственного радиационного фона. В настоящее время на территории СНГ мощность эквивалентной (экспозиционной) дозы или природный радиационный фон в среднем составляет 0,05–0,50 мкЗв/ч (5–50 мкР/ч), а для Беларуси – 0,1–0,2 мкЗв/ч (10–20 мкР/ч).

Естественный радиационный фон в пределах:

- 0,1–0,2 мкЗв/ч (10–20 мкР/ч) признано считать нормальным,
- фон 0,2–0,6 мкЗв/ч (20–60 мкР/ч) считается допустимым,
- фон свыше 0,6–1,2 мкЗв/ч (60–120 мкР/ч) – повышенным.

Загрязнение строительных материалов является следствием использования минерального сырья, содержащего естественные радионуклиды. Каждая тонна гранита содержит в среднем 10 г тория, 5 г урана и 1,3 г радия. Наиболее высокая удельная активность характерна для гранита, туфа, пемзы, меньше активность мрамора, известняка.

Вклад в годовую эквивалентную дозу за счет строительных материалов в среднем для населения Земли составляет 0,1–1,5 мЗв на человека. Наименьшие дозы получает население, проживающее в деревянных домах, – 0,5 мЗв/год, в кирпичных домах – 1,0 мЗв/год и в бе-

тонных – 1,7 мЗв/год.

Эффективная удельная активность ($A_{эф}$) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, камень, цементное и кирпичное сырье и пр.) рассчитывается по формуле

$$\dot{A}_{\dot{\gamma}} = \dot{A}_{Ra} + 1,3A_{Th} + 0,09A_K, \quad (12.1)$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности радия-226 и тория-232, Бк/кг; A_K – удельная активность калия-40, Бк/кг.

Допустимые уровни эффективной удельной активности $A_{эф}$ в строительных материалах приведены в табл. 12.1.

Таблица 12.1

**Допустимые уровни эффективной удельной активности $A_{эф}$
в строительных материалах**

Применение строительных материалов	Значения $A_{эф}$, Бк/кг
Для реконструируемых и общественных зданий	Менее 370
В дорожном строительстве в пределах населенных пунктов, а также при возведении производственных сооружений	370–740
В дорожном строительстве вне населенных пунктов	740–1350
По согласованию с санитарно-эпидемиологической службой Министерства здравоохранения Республики Беларусь	1350–4000
Не должны использоваться в строительстве	Более 4000

Наиболее весомый вклад в общую дозу облучения вносит радон. Радон ($^{222}_{86}\text{Rn}$) является продуктом распада урана-238, а торон ($^{220}_{86}\text{Rn}$) – тория-232. Радон – бесцветный, не имеющий запаха тяжелый (в 7,5 раз тяжелее воздуха) радиоактивный газ с периодом полураспада 3,8 суток, накапливается в подвалах и нижних этажах зданий. Радон попадает в организм человека с вдыхаемым воздухом, максимальную дозу облучения человек получает находясь в закрытых неventилируемых помещениях

Глинистые породы обладают свойством активно сорбировать и удерживать радионуклиды. При термической обработке глинистых пород в процессе изготовления из них материалов, особенно технической керамики (огнеупоры, керамзит, красный кирпич и др.), повышается концентрация радионуклидов за счет выгорания различных органических примесей. Отсюда необходим радиационный контроль строительных материалов на соответствие допустимым уров-

ням. Это будет способствовать улучшению условий жизнедеятельности человека и среды его обитания.

2. Приборы и принадлежности

Для измерения активности в лабораторной работе используется гамма-радиометр РУГ-91М «АДАНИ» (в дальнейшем гамма-радиометр), который предназначен для измерения удельных активностей радионуклидов цезий-134, цезий-137, калий-40, радий-226 и торий-232 для строительных материалов, лесоматериалов, продуктов питания, проб почв и других материалов.

Описание принципа работы, функциональная схема данного прибора приведены в лабораторной работе № 8.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Получите у преподавателя три пробы для радиометрического анализа, взвесьте их, объем и массу запишите в табл. 12.2.

Таблица 12.2

Результаты измерений и расчетов активности

Название пробы	Радионуклид	A_m , Бк/кг	Время измерения, мин	Суммарная $A_{эф}$, Бк/кг
Проба № 1 (_____) масса _____ кг объем _____ л	Cs-137			
	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			
Проба № 2 (_____) масса _____ кг объем _____ л	Cs-137			
	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			
Проба № 3 (_____) масса _____ кг объем _____ л	Cs-137			
	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			

3.2. Включите прибор в сеть напряжением 220 В и нажмите на задней панели кнопку «СЕТЬ». При выходе гамма-радиометра на рабочий режим звучит сигнал и высвечивается «0» на всех разрядах левого окна, а также включается светодиод над кнопкой «Background» (ФОН).

3.3. Заполните сосуд Маринелли (0,5 л) дистиллированной водой, установите ее внутрь свинцового экрана и закройте защитную крышку. Нажмите кнопку «Background» (ФОН), после чего загорается светодиод над кнопкой и звучит звуковой сигнал. После этого нажмите кнопку «Time, min» (ВРЕМЯ) – 20 мин. Измеренное значение заносится в память гамма-радиометра.

В случае измерения объемной активности сухих легких проб сосудов Маринелли оставьте пустым.

3.4. Установите внутрь защитного экрана сосуд Маринелли с пробой и нажмите кнопку «Mass» (МАССА). В левом окне индицируется значение массы в килограммах. После этого кнопками «Tare» (–) и «Mass» (+) в левом окне задайте массу пробы. Выход из режима измерений массы осуществляется повторным нажатием кнопки «Mass» (МАССА) или «Reset» (СБРОС).

3.5. Нажмите кнопку «On» (ВКЛ.) для включения режима измерения удельной активности.

3.6. Нажмите кнопку времени измерения «Time, min» (10 мин) и на табло индицируется обратный отсчет времени измерения.

3.7. По окончании измерения на табло индицируется величина удельной активности A_m и погрешности измерения эффективной активности или активности изотопа, на который указывает светящийся светодиод в группе кнопок «Activity». Индикация другого изотопа подтверждается включением соответствующего ему светодиода.

3.8. Перед началом работы с новой пробой обязательно нажмите кнопку «Reset» (СБРОС).

3.9. Результаты измерений активности проб занесите в табл. 12.2. Полученные результаты сравните с допустимыми уровнями и сделайте вывод о возможности (или невозможности) использования материалов.

Контрольные вопросы

1. Вследствие каких факторов происходит повышение естественного радиационного фона в населенных пунктах?

2. Из каких компонентов складывается естественный радиационный фон Земли?

3. Какие показатели радиационного фона принято считать нормальными, допустимыми и повышенными. Какие единицы используются для измерения радиационного фона?

4. Какой вклад в общую дозу облучения населения вносят строительные материалы?

5. Какие радионуклиды образуются в результате двух последовательных альфа-распадов радия-226 и радия-224?

6. Сколько протонов и нейтронов содержат ядра радионуклидов тория-232 и урана-238?

7. С какой целью проверяется объемная активность воздуха в жилых помещениях?

Лабораторная работа № 13
ИЗМЕРЕНИЕ ОБЪЕМНОЙ И УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ
ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДЕ,
ПРОДУКТАХ ПИТАНИЯ И ОБЪЕКТАХ
ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Цель работы: освоение методики определения объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 в воде, продуктах питания и других объектах окружающей среды с использованием гамма-радиометра РКГ-АТ1320А.

1. Основные теоретические положения

Все живые существа, населяющие нашу планету, начиная с простейших и кончая человеком, облучаются ионизирующими излучениями от различных источников естественного и искусственного происхождения. Совокупность этих ионизирующих излучений принято называть *радиационным фоном*.

Ионизирующие излучения от природных источников космического и земного происхождения образуют *естественный радиационный фон* (ЕРФ) Земли.

Основную часть облучения население получает от естественных источников радиации – около 2,4 мЗв/год (78%), т. е. за 70 лет жизни накапливается доза 168 мЗв ($70 \cdot 2,4$ мЗв/год), и примерно 0,5–1,5 мЗв/год от техногенных источников.

В результате деятельности человека по использованию радиоактивных материалов происходит изменение радиационного фона, поэтому применяется понятие *технологически измененный радиационный фон*. Причинами такого изменения могут быть выбросы тепловых электростанций, строительная индустрия, внесение в почву минеральных удобрений и другие источники.

До аварии на Чернобыльской АЭС ЕРФ в Беларуси в зависимости от района измерения имел значения мощности эквивалентной дозы (МЭД) от 0,02 до 0,12 мкЗв/ч. Самая малая величина МЭД отмечалась в районе Мозыря – 0,02 мкЗв/ч, а в северных районах республики – 0,12 мкЗв/ч, где имеются глинистые осадочные породы, как правило, обогащенные ураном.

Искусственные радионуклиды, попавшие по различным причинам

в объекты окружающей среды повышают радиационный фон. Кроме того, они включаются в биологические циклы миграции и поступают непосредственно в организм животных и человека, тем самым создают множественность источников внешнего и внутреннего облучения населения.

Ионизирующие излучения при воздействии на организм человека могут вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, катаракта, бесплодие, аномалии в развитии плода) наблюдаются при дозах более 1 Гр и стохастические беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы и наследственные болезни). Эффекты, в зависимости от величины поглощенной дозы, развиваются в течение разных промежутков времени: от нескольких секунд до многих часов, дней, лет.

Под воздействием ионизирующих излучений в организме возникают процессы ионизации и возбуждения атомов и молекул в тканях. В результате чего повреждаются клеточные структуры с образованием радикалов. На клеточном уровне ионизация как результат облучения может привести к повреждению клеток.

Для предупреждения неблагоприятного действия ионизирующих излучений, осуществляется гигиеническая регламентация облучения человека, являющаяся важнейшим мероприятием в системе обеспечения радиационной безопасности населения.

Уровень техногенного радиационного воздействия ионизирующих излучений подлежит нормированию. Нормирование – это определение количественных показателей радиационного воздействия, характеризующих безопасные уровни их влияния на состояние здоровья и условия жизни населения.

Предельно допустимые дозы облучения населения регламентирует ГН № 213 от 28. 12. 2012. Этот гигиенический норматив устанавливает пределы облучения, поступление и содержание радионуклидов в организме лиц, работа которых связана с источниками ионизирующих излучений, а также населения в целом, допустимые концентрации радионуклидов в атмосферном воздухе, в воде и продуктах питания.

При установлении основных дозовых пределов ГН № 213 выделяет следующие категории облучаемых лиц:

– персонал (профессиональные работники атомной энергетики, изотопных лабораторий, радиотерапевтические специалисты, ликвидаторы радиационных аварий). Для этой категории установлен предел дозы общего облучения 20 мЗв/год в среднем за любые последова-

тельные 5 лет, но не более 50 мЗв/год.

– все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности. Для этой категории установлен предел дозы общего облучения 1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год. Тогда предельно допустимая мощность эквивалентной дозы за один час:

$$\dot{H} = 5 \text{ мЗв/год} = \frac{5 \cdot 10^3}{365 \cdot 24} = 0,57 \text{ мЗв/ч} .$$

Внешнее облучение происходит от источников, расположенных вне организма. Доза внешнего облучения формируется главным образом за счет воздействия гамма-излучения.

Альфа- и бета-излучения не вносят существенного вклада в общее внешнее облучение живых организмов, так как они в основном поглощаются воздухом и кожей.

Действие радионуклидов, попавших внутрь организма, продолжается в течение всего времени, пока радионуклиды не будут выведены из организма в результате обменных процессов и радиоактивного распада. Основным дозообразующим элементом является цезий-137.

Доза внутреннего облучения зависит и от характера излучения (альфа-, бета- или гамма-излучение), энергии излучения и эффективного периода полувыведения из организма ($T_{эф}$)

$$\dot{D}_{\dot{y}\delta} = \frac{\dot{D}_{1/2} \dot{D}_a}{\dot{D}_{1/2} + \dot{D}_a}, \quad (13.1)$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида (прил. 6); T_6 – период биологического полувыведения радионуклида из организма рис. 13.1).

Организм человека, даже при однократном поступлении радионуклида, будет подвержен длительному действию радиации (внутреннему облучению). Поглощенная доза излучения (D , Гр), создаваемая в органе после однократного поступления радионуклидов, равна

$$D = 2E_{\dot{y}\delta} A_m \dot{D}_{\dot{y}\delta} \left(1 - \dot{a}^{-\frac{0,693t}{T_{\dot{y}\delta}}} \right), \quad (13.2)$$

где $E_{эф}$ – эффективная энергия излучения радионуклида, МэВ (см. прил.6), для вычисления поглощенной дозы использовать переводной коэффициент $1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж/МэВ; A_m – удельная активность радионуклида, Бк/г; t – время, сут.

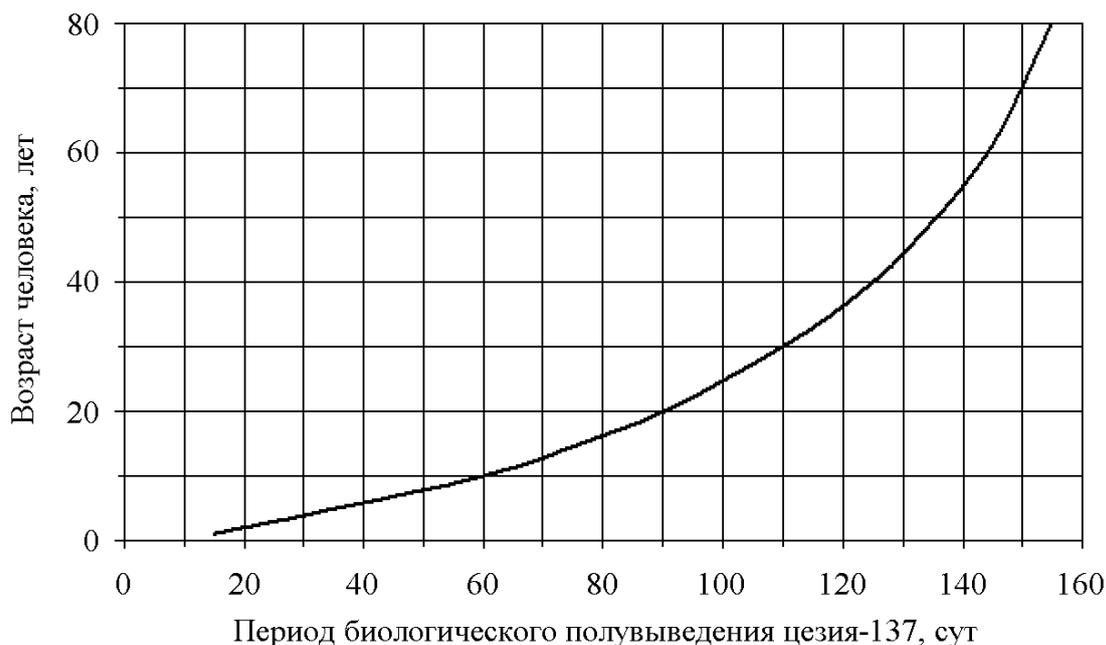


Рис. 13.1. Зависимость периода биологического полувыведения цезия-137 из организма человека от возраста

Главным критерием снижения дозы внутреннего облучения является уменьшение поступления радионуклидов из почвы в пищевые цепочки и получение продукции с содержанием радионуклидов в пределах допустимых уровней.

Пищевые продукты сельскохозяйственных и естественных экосистем вносят различный вклад в дозу внутреннего облучения населения. Переход цезия-137 в пищевые цепочки, в сельскохозяйственных экосистемах обычно ниже, чем в естественных.

Определенные виды грибов и дичи, содержат относительно высокие количества радиоактивного цезия по сравнению с сельскохозяйственными продуктами.

При хроническом потреблении загрязненных цезием -137 продуктов питания расчет эквивалентной дозы внутреннего облучения осуществляется по формуле:

$$H_{\text{внутр}} = k \sum m_i \cdot A_{mi}, \quad (13.3)$$

где k – дозовый коэффициент для цезия, равный $1,3 \cdot 10^{-8}$ Зв/Бк; m_i – годовое потребление i продукта питания, кг; A_{mi} – удельная активность i продукта, Бк/кг.

**Средние значения коэффициента
технологической (кулинарной) обработки**

Технологическая операция	$K_{к.о}$
Отваривание мяса и кипячение в течение 10 мин	0,4
Отваривание рыбы	0,7
Сепарация молока в сливки	0,1
Переработка молока в сыр	0,1
Очистка мытого картофеля от кожуры	0,5
Вымачивание грибов в 2%-ом растворе соли	0,2
Отваривание грибов в 2%-ом растворе соли	0,2
Помол зерна пшеницы в белую муку	0,5
Помол зерна ржи в белую муку	0,4
Облущивание зерна и снятие с него пленки	0,2

Для оценки поступления радионуклидов из почвы в растения используется коэффициент перехода K_p , который рассчитывают по формуле

$$K_i = \dot{A}_m / A_s, \quad (13.4)$$

где A_m – удельная активность продуктов растениеводства, Бк/кг; A_s – плотность загрязнения почвы радионуклидом, кБк/м².

Для снижения активности продуктов при технологической и кулинарной обработке используют коэффициент технологической или кулинарной обработки, который рассчитывают по формуле

$$K_{\hat{e}\hat{i}} = \dot{A}_m^{\hat{e}\hat{i}} / \dot{A}_m, \quad (13.5)$$

где $\dot{A}_m^{\hat{e}\hat{i}}$ – удельная активность продуктов после технологической (кулинарной) обработки, Бк/кг; \dot{A}_m – удельная активность продуктов до обработки, Бк/кг.

Для ограничения внутреннего облучения населения устанавливаются нормативы предельно допустимого содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в продуктах питания (прил. 5.1), а для ограничения общего облучения установлены допустимые уровни содержания радионуклидов в продукции из древесины (прил. 5.2) и строительных материалах (см. табл. 12.1).

2. Приборы и принадлежности

Гамма-радиометр РКГ-АТ1320А (далее радиометр) предназначен для измерения объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 в воде, продуктах питания, кормах, почве, промышленном сырье и других объектах окружающей среды.

Диапазон измерения объемной (удельной) активности радионуклидов цезия-137 и калия-40 соответствуют значениям, приведенным в табл. 13.2.

Таблица 13.2

Диапазон измерения объемной (удельной) активности Cs-137, K-40, Бк/кг

Емкость сосуда	Cs-137	K-40
Сосуд Маринелли (1,0 л)	$3,7-1 \cdot 10^5$	$50-2 \cdot 10^4$
Плоский сосуд (0,5 л)	$20-4 \cdot 10^5$	$200-2 \cdot 10^4$
Сосуд Дента (1,0 л)	$50-1 \cdot 10^6$	$500-2 \cdot 10^4$
Ящик (10 л)	$20-1 \cdot 10^5$	$100-2 \cdot 10^4$

Принцип действия радиометра основан на накоплении и хранении амплитудных спектров импульсов в блоке детектирования (БД). Амплитуда импульсов пропорциональная энергии гамма-излучения преобразуется в цифровой код, который хранится в запоминающем устройстве БД.

Информация из запоминающего устройства считывается блоком обработки информации (БОИ) и после обработки выводится на жидкокристаллический индикатор (ЖКИ). Общий вид гамма-радиометра приведен на рис. 13.2.

Управление гамма-радиометром осуществляется кнопками расположенными на блоке обработки информации 2.

Кнопка «СТОП» служит для остановки набора спектра.

Кнопка «ПУСК» служит для продолжения набора спектра после остановки.

Кнопка  служит для включения и выключения подсветки жидкокристаллическом индикаторе (ЖКИ).

Кнопка «ВКЛ.» служит для включения и выключения радиометра. Для отключения радиометра следует три раза нажать на кнопку «ВКЛ.», на экране появится сообщение:

**Выключить
прибор?**

Необходимо еще раз нажать кнопку «ВКЛ.» и после этого произойдет отключение радиометра.



Рис. 13.2. Общий вид гамма-радиометра РКГ-АТ1320А:

- 1 – блок детектирования; 2 – блок обработки информации с ЖКИ;
3 – блок защиты; 4 – крышка блока защиты; 5 – ножки с опорами;
6 – измерительный сосуд

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подсоедините сетевой шнур к сети 220 В.

Нажмите кнопку «ВКЛ.», на ЖКИ появится надпись «АТОМ-ТЕХ», а затем сообщение:

Прогрев прибора	
осталось	9 : 56
Установите контрольную пробу	

Прогрейте радиометр в течение 10 мин. В ходе прогрева установите в блок защиты (БЗ) контрольную пробу и закройте крышку. По окончании прогрева автоматически проводится проверка сохранности градуировки радиометра.

По окончании проверки раздается звуковой сигнал и на ЖКИ появится сообщение «**Проверка завершена**».

3.2. Проведите оперативный контроль фона с пустым измерительным сосудом в следующей последовательности:

- извлеките контрольную пробу из БЗ;
- нажмите кнопку «ВВОД», при этом на экране появится нормируемое и измеряемое значение скорости счета импульсов;

Появление сообщения «**Фон в норме**» по окончании контроля свидетельствует о неизменности фона. При появлении сообщения «**Фон не в норме**» следует провести измерение фона.

3.3. Заполните сосуд дистиллированной водой (1 л), установите его в блок защиты и закройте защитную крышку.

3.4. Нажмите кнопку «НАБОР», при этом на ЖКИ появится сообщение:

Параметры набора	
Время, с	0
Масса, г	0
Геом. Маринелли,	1 л
Ввод – начать	

Задайте следующие параметры:
время набора – не менее 10 800 с (3 ч); масса пробы – 1000 г; геометрия измерения – сосуд Маринелли объемом 1 л.

Примечание. Изменение времени измерения, массы пробы и геометрии измерения проводят поочередно в окне редактирования, которое перемещают с помощью кнопок **↑**, или **↓**. Задают значение массы и времени измерения с помощью соответствующих цифровых кнопок. Стирание ошибочно введенных цифр и выбор геометрии измерения проводят кнопкой **➡**.

3.5. Нажмите кнопку «ВВОД». Запишите измеренный спектр в память радиометра в качестве рабочего фона. Нажмите кнопку «МЕНЮ» в режиме «СПЕК.», выберите функцию «ЗАП. ФОН» и нажмите кнопку «ВВОД». Извлеките сосуд из БЗ.

3.6. Получите у преподавателя пробы для радиометрического анализа, взвесьте их, объем и массу запишите в табл. 13.3.

3.7. Поместите сосуд с пробой в блок защиты и закройте его.

3.8. Нажмите кнопку «МЕНЮ», а затем нажмите кнопку «НАБОР» и перейдите в режим набора спектра. Введите время измерения 600 с, массу пробы, объем сосуда, и нажмите кнопку «ВВОД».

3.9. Для определения удельной активности (УА) радионуклидов цезий-137 и калий-40 нажмите кнопку «АКТИВ» (для определения объемной активности (ОА) повторно нажмите кнопку «АКТИВ»).

3.10. Для определения УА калия-40 войдите в режим меню путем нажатия кнопки «МЕНЮ» на блоке обработки информации и в режиме «ОБР» выберите функцию «АКТИВН». Нажмите кнопку «ВВОД» и при этом на ЖКИ появится сообщение

Выбор нуклидов	
Маринелли, 1 л	
Состав нуклидов	
Cs + K	
Ввод активность	

Нажимая кнопку \blacktriangleright , можно изменять определяемый состав нуклидов в пробе:

Cs + K – определение A_m (A_v) Cs-137 и K-40;

Cs-137 – определение A_m (A_v) Cs-137.

3.11. Для определения активности выбранного состава нуклидов нажмите кнопку «ВВОД», на ЖКИ появится сообщение

Нуклид	Бк/кг	%
Cs-137	87,39	9,0
K-40	503,5	8,2

В графе «Бк/кг» измеренная удельная активность соответствующего радионуклида, а в графе «%» – относительная погрешность измерения.

3.12. Для возврата в предыдущее состояние еще раз нажмите кнопку «ВВОД».

3.13. Для определения абсолютной погрешности измерения A_m (A_v) радионуклидов нажмите кнопку «ТЕСТ», при этом на ЖКИ появится сообщение

Нуклид	Бк/кг
Cs-137	87,39 ± 19,57
K-40	503,5 ± 110,7

В графе «Бк/кг» приведены результаты измерения удельной активности и значение абсолютной погрешности измерения.

3.3.10. Результаты измерений запишите в табл. 13.3.

Таблица 13.3

Результаты измерений

Контролируемый показатель	Проба № 1	Проба № 2	Проба №3
Масса пробы, г			
Объем пробы, см ³			
Плотность пробы, г/см ³			
Геометрия измерения (измерительный сосуд)			
Время измерения, с			
Удельная активность, Бк/кг: Cs-137 K-40			
Относительная погрешность, %			
Абсолютная погрешность измерения A_m (A_v), Бк/кг (Бк/л): Cs-137 K-40			
Эффективный период полувыведения Cs-137 из организма ($T_{эф}$), сут (по формуле 13.1.)			
Поглощенная доза излучения после однократного приема 200 г продукта, Гр (по формуле 13.2.)			
Эквивалентная доза внутреннего облучения при потреблении исследованных продуктов, Зв (по формуле 13.3.)			

Контрольные вопросы

1. Для каких измерений предназначен гамма-радиометр РКГ-АТ1320А? Его принцип действия.
2. Для чего перед измерением активности проб контролируется радиационный фон?
3. Какими способами можно снизить содержание радионуклидов Cs-137 и Sr-90 (K-40) в продуктах питания?
4. Почему известкование почв и внесение фосфорных и калийных удобрений снижает поступление радионуклидов в растения?
5. Назовите основные пути миграции радионуклидов в биосфере.
6. За счет каких процессов содержание радионуклидов в почве может уменьшаться?
7. Что понимается под внешним и внутренним облучением?
8. За счет какого вида ионизирующего излучения формируется внешнее облучение?
9. Какие виды излучений наиболее опасны при внутреннем облучении живых организмов?

Лабораторная работа № 14

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАКСИМАЛЬНОЙ ЭНЕРГИИ БЕТА-ЧАСТИЦ МЕТОДОМ ПОГЛОЩЕНИЯ

Цель работы: изучение закономерностей β -распада; измерение максимальной энергии β -спектра и коэффициента поглощения β -излучения в алюминии.

1. Основные теоретические положения

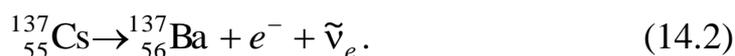
Бета-распадом ядра A_ZX называется такое радиоактивное превращение, при котором массовое число A ядра остается без изменений, а зарядовое число Z изменяется на единицу.

Существует три вида бета-распада: β^- -распад, β^+ -распад, К-захват (см. лабор. раб № 7).

Атомное ядро, испытывающее β^- -распад, испускает электрон e^- и антинейтрино $\tilde{\nu}_e$. (Антинейтрино – элементарная незаряженная частица с нулевой массой покоя). Электрон и антинейтрино возникают в ядре в процессе радиоактивного превращения одного из нейтронов n в протон p :



При β^- -распаде зарядовое число радионуклида увеличивается на единицу. Примером этого вида распада является радиоактивное превращение ${}^{137}_{55}\text{Cs}$:

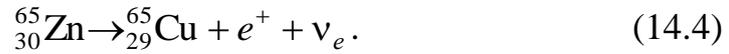


Электронный распад (β^- -распад) могут испытывать как естественные, так и искусственные радионуклиды. Именно этот вид распада характерен для подавляющего числа экологически наиболее опасных радионуклидов, попавших в окружающую среду в результате Чернобыльской аварии. В их числе ${}^{134}_{55}\text{Cs}$, ${}^{137}_{55}\text{Cs}$, ${}^{90}_{38}\text{Sr}$, ${}^{131}_{53}\text{I}$, ${}^{144}_{58}\text{Ce}$ и др.

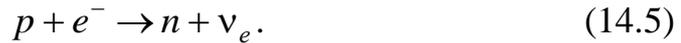
При β^+ -распаде атомное ядро испускает позитрон e^+ и нейтрино ν_e , образующиеся при спонтанном превращении одного из протонов ядра в нейтрон:



Позитронный распад (β^+ -распад) свойственен искусственным радионуклидам. Зарядовое число Z материнского ядра, испытывающего позитронный распад, уменьшается на единицу, например, в случае



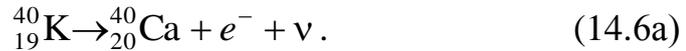
При бета-распаде, происходящем по типу К-захвата, один из протонов ядра захватывает атомный электрон, чаще всего с К-оболочки, и превращается в нейтрон:



Образующееся при К-захвате дочернее ядро имеет зарядовое число Z на единицу меньше, чем распадающееся материнское ядро. Примером К-захвата может служить радиоактивное превращение ${}_{19}^{40}\text{K}$:



Некоторые радионуклиды, нестабильные в отношении К-захвата, способны испытывать β^- - или β^+ -распад. Тот же ${}_{19}^{40}\text{K}$ может распадаться по схеме



К-захват присущ как искусственным, так и естественным радионуклидам. Электроны и позитроны, испускаемые атомными ядрами при их радиоактивном превращении, называют бета-частицами.

Дочерние ядра, образующиеся в результате бета-распада, могут возникать как в основном, так и в возбужденном состояниях. Снятие возбуждения этих ядер происходит за счет испускания ими гамма-фотонов. Поэтому многие бета-активные радионуклиды являются смешанными бета-гамма-излучателями. К их числу принадлежит и большая часть компонентов чернобыльского выброса: ${}_{55}^{134}\text{Cs}$, ${}_{55}^{137}\text{Cs}$, ${}_{54}^{132}\text{Xe}$, ${}_{53}^{131}\text{I}$, ${}_{40}^{95}\text{Zr}$ и др.

Некоторые бета-активные радионуклиды являются чистыми бета-излучателями. Среди них наибольший интерес, с точки зрения экологической опасности, представляют сегодня ${}_{38}^{90}\text{Sr}$, ${}_{44}^{106}\text{Ru}$, ${}_{1}^3\text{H}$, ${}_{6}^{14}\text{C}$.

При бета-распаде происходит выделение энергии

$$\Delta E = [M({}_{Z}^A\text{X}) - M({}_{Z\pm 1}^A\text{Y}) - m_e]c^2. \quad (14.7)$$

где $M\left({}^A_ZX\right)$ и $M\left({}^A_{Z\pm 1}Y\right)$ – масса покоя материнского и дочернего ядер, соответственно; m_e – масса покоя электрона (позитрона). Энергия ΔE перераспределяется между дочерним ядром, электроном (позитроном) и антинейтрино (нейтрино) в отношении, обратно пропорциональном их массам. Поэтому на дочернее ядро (ядро отдачи) приходится незначительная часть выделяющейся энергии ΔE . Ее основная часть при бета-распаде уносится бета-частицами и нейтрино (антинейтрино). При этом кинетическая энергия бета-частицы, вылетающей из ядра, может принимать любые значения – от близких к нулю до некоторого максимального, граничного значения $E_\beta = \Delta E$.

Примерный вид функции распределения бета-частиц по значениям их кинетических энергий (бета-спектр) приведен на рис. 14.1.

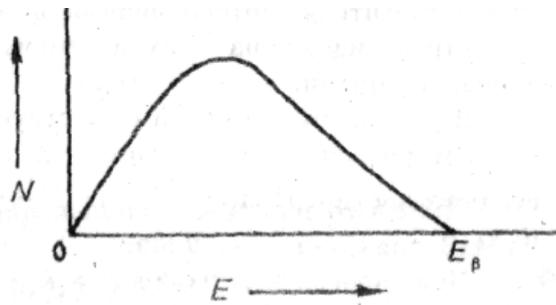


Рис. 14.1. Бета-спектр по значениям энергий

Каждый бета-активный радионуклид имеет сплошной энергетический бета-спектр с определенным значением максимальной энергии E_β . У одних радионуклидов энергия E_β составляет всего несколько кэВ, у других же достигает десятков МэВ.

Бета-спектр многих радионуклидов состоит из нескольких парциальных бета-спектров, ограниченных определенными значениями энергии E_β .

Причина возникновения таких сложных бета-спектров кроется в дискретной энергетической структуре атомных ядер. Сложный бета-спектр с набором дискретных значений E_β образуется тогда, когда дочерние ядра возникают не только в основном, но и в возбужденном состоянии. Вероятность перехода ядра на различные энергетические уровни, как правило, различна.

Примером сложного бета-спектра является энергетический спектр ${}^{131}_{53}\text{I}$, состоящий из четырех парциальных бета-спектров с граничными значениями E_β , МэВ: 0,815 (0,7%); 0,608 (87,2%); 0,395 (9,3%); 0,250 (2,8%) (% – доля бета-частиц, образующих часть спектра с соответ-

ствующей граничной энергией). Бета-спектр $^{137}_{55}\text{Cs}$ состоит из двух парциальных спектров с граничными значениями E_{β} , МэВ: 0,51 (92%); 1,17 (8%). Бета-активный $^{90}_{38}\text{Sr}$ имеет простой энергетический бета-спектр, ограниченный энергией $E_{\beta} = 0,563$ МэВ.

Детальное измерение всех участков как простых, так и сложных бета-спектров осуществляется с помощью специальных приборов – бета-спектрометров. Приблизительно, с точностью, не превышающей 5%, определить максимальное значение энергии E_{β} простого бета-спектра можно и без спектрометра, пользуясь методом поглощения. Этот метод основан на зависимости поглощения электронов и позитронов веществом от их энергии и плотности поглотителя.

Энергетические потери бета-частиц, приводящие к их поглощению веществом, складываются из радиационных и ионизационных. Радиационные потери связаны с уменьшением энергии электронов за счет электромагнитного излучения, возникающего при их торможении в поле атомных ядер поглотителя. Потери энергии электронов на ионизацию и возбуждение встречающихся на их пути атомов поглощающего вещества называют ионизационными.

Для каждого вещества существует определенное значение энергии $E_{\text{кр}}$, которое определяет характер энергетических потерь пронизывающих его бета-частиц. Например, для алюминия $E_{\text{кр}} = 47$ МэВ, для воды – 93 МэВ, для свинца – 6,9 МэВ.

При энергии электронов $E > E_{\text{кр}}$ наиболее существенный вклад в их поглощение вносят радиационные потери. Ионизационные потери являются преобладающими для электронов с энергией $E < E_{\text{кр}}$ и играют основную роль в поглощении бета-частиц легкими поглотителями (алюминий, вода, воздух и др.), для которых $E_{\text{кр}}$ составляет несколько десятков МэВ, что значительно больше энергии электронов и позитронов, возникающих при бета-распаде.

При $E = E_{\text{кр}}$ радиационные и ионизационные потери вносят одинаковый вклад в уменьшение энергии, а следовательно, и в поглощение бета-частиц веществом.

Интенсивность I_{β} бета-излучения, прошедшего через поглощающий слой вещества, уменьшается с увеличением толщины слоя d по закону, близкому к экспоненциальному:

$$I_{\beta} \approx I_{\beta 0} \exp(-\mu d), \quad (14.8)$$

где $I_{\beta 0}$ – интенсивность бета-излучения, падающего на поглощающий слой; μ – линейный коэффициент поглощения бета-частиц.

Линейный коэффициент поглощения α показывает, при какой толщине d поглотителя интенсивность $I_{\beta 0}$ падающего на него бета-излучения уменьшится в e раз.

Для бета-частиц с непрерывным спектром и граничной энергией $0,5 \text{ МэВ} < E_{\beta} < 6 \text{ МэВ}$ линейный коэффициент поглощения μ , см^{-1} , можно вычислить по эмпирической формуле

$$\mu = \frac{22\rho}{E_{\beta}^{1,33}}, \quad (14.9)$$

где ρ – плотность поглотителя, г/см^3 .

Формулу (8) после логарифмирования можно записать в виде

$$\ln I_{\beta} \approx \ln I_{\beta 0} - \mu d, \quad (14.10)$$

Зависимость $\ln I_{\beta} = f(d)$ в полулогарифмических координатах представлена на рис. 14.2.

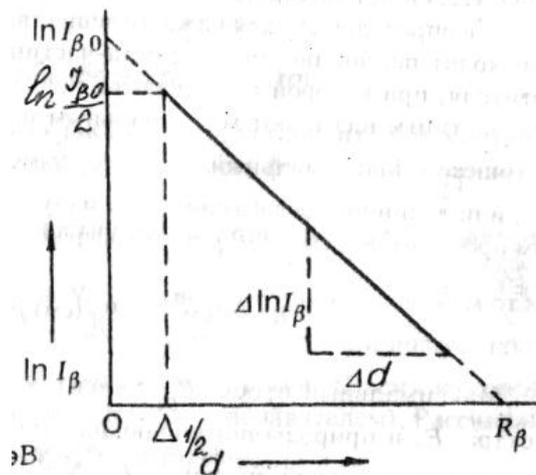


Рис. 14.2. Зависимость интенсивности от толщины поглотителя

Толщина поглощающего слоя, который примерно вдвое ослабляет интенсивность проходящего через него бета-излучения, называется слоем половинного ослабления $\Delta_{1/2}$. Слой половинного ослабления бета-излучения измеряется в мм, см или в единицах поверхностной плотности (мг/см^2 , г/см^2), исходя из соотношения

$$\Delta_{1/2} (\text{г/см}^2) = \Delta_{1/2} (\text{см}) \times \rho (\text{г/см}^3), \quad (4.11)$$

где ρ – плотность поглощающего вещества.

При определенной для каждого вещества толщине поглощающего слоя происходит полное поглощение бета-частиц. Минимальную

толщину поглотителя, при которой поглощаются практически все падающие на него бета-частицы, называют максимальным или эффективным пробегом R_β бета-частиц. Максимальный пробег R_β измеряется d тех же единицах, что и слой половинного ослабления бета-излучения. Связь между максимальным пробегом R_β , см, и R_β , г/см², выражается соотношением

$$R_\beta (\text{г/см}^2) = R_\beta (\text{см}) \times \rho (\text{г/см}^3). \quad 14.12$$

Толщина слоя вещества, в котором происходит полное поглощение бета-частиц, соответствует максимальной длине пробега частиц, имеющих наибольшую энергию в данном спектре. Максимальный пробег R_β зависит от максимальной энергии бета-спектра E_β и природы поглощающего материала. Для алюминия связь между максимальной энергией E_β , МэВ, непрерывного бета-спектра и максимальным пробегом бета-частиц R_β , г/см², в различных диапазонах энергий описывается эмпирическими формулами:

$$\text{а) } R_\beta = 0,407 \cdot E_\beta^{1,38} \quad 0,15 < E_\beta < 0,8 \text{ МэВ}; \quad (14.13)$$

$$\text{б) } R_\beta = 0,542 \cdot E_\beta - 0,133 \quad 0,8 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ};$$

$$\text{в) } R_\beta = 0,11 \left(\sqrt{1 + 22,4 E_\beta^2} - 1 \right) \quad 0 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ};$$

$$\text{г) } R_\beta = 0,503 \cdot E_\beta - 0,106 \quad 2,5 < E_\beta < 20 \text{ МэВ}.$$

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для измерения плотности потока бета-частиц применяется дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДПБ-01

В качестве поглотителя бета-частиц используются алюминиевые пластины различной толщины.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М (рис. 14.3) состоит из блока обработки информации (БОИ) 1, подключенного с помощью гибкого кабеля 3 к блоку детектирования (БДПБ-01) 2. В этой комплектации прибор позволяет регистрировать бета-излучение.

Диапазон измерения плотности потока бета-частиц от 1 до $5 \cdot 10^5$ част./(мин·см²) и флюенса бета-частиц от 1 до $3 \cdot 10^6$ част./см², поверхностной активности от $4,4 \cdot 10^{-2}$ до $2,20 \cdot 10^4$ Бк·см⁻².



Рис. 14.3. – Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М:
1 – блок обработки информации (БОИ); 2 – блок детектирования БДПБ-01;
3 – соединительный кабель

Прибор относится к носимым средствам измерения комплектуется различными блоками детектирования и может использоваться для контроля соблюдения норм и условий радиационной безопасности на рабочих местах, производственных помещениях и санитарно-защитных зонах предприятий.

Ниже указаны фиксированные значения пороговых уровней при работе дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДПБ-01 устанавливаются автоматически:

- по поверхностной активности – $17,8 \text{ Бк/см}^2$;
- по плотности потока β -частиц – $400 \text{ частиц/мин см}^2$.

При превышении указанных пороговых значений приборов срабатывает звуковая и световая сигнализация, которая указывает на превышение предельно-допустимых значений радиационных факторов в рабочей зоне и принятия мер по защите персонала (использование средств индивидуальной защиты).

Блок детектирования БДПБ-01 состоит из пластмассового сцинтилляционного детектора диаметром 60 мм и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), смонтированных в едином корпусе.

Под действием бета-частиц в сцинтилляторе возникают световые вспышки – сцинтилляции. ФЭУ преобразует световые вспышки в электрические импульсы.

Алгоритм работы обеспечивает непрерывность процесса измерения, вычисление «скользящих» средних значений и оперативное представление получаемой информации на табло, статистическую обработку результатов измерений и оценку статистических флуктуаций в

темпе поступления сигналов от детектора, быструю адаптацию к изменению уровней радиации.

Электропитание прибора осуществляется от перезаряжаемого встроенного блока аккумуляторов с номинальным напряжением 6 В и номинальной емкостью 0,8 А·ч.

При работе в автономном режиме питание прибора осуществляется от встроенного блока аккумуляторов, для заряда которого в приборе имеется автоматическое зарядное устройство.

Заряд блока аккумуляторов осуществляется от следующих источников питания:

– сети переменного тока напряжением 220 (+22; –33) В, частотой 50 ± 1 Гц;

– внешнего источника постоянного тока напряжением 12(+2,0; –1,5) В и выходным током не менее 1 А.

Время установления рабочего режима прибора – 1 мин.

Корпус блока обработки информации (БОИ) (рис.14.4) выполнен из сплава алюминия и состоит из кожуха, передней и задней панелей.



Рис. 4. Общий вид передней панели блока обработки информации:
1 – жидкокристаллический индикатор; 2 – индикаторы работы блока обработки информации; 3 – кнопки управления

Сверху кожуха нанесена метка центра встроенного детектора. На передней стенке БОИ находится табло жидкокристаллического индикатора (ЖКИ) (1), поле индикации (2) (поле БОИ с индикацией работы БОИ, поле БД с индикацией работы внешнего БД), панель управ-

ления (3) с мембранными кнопками, а также индикация о заряде блока аккумуляторов.

При проведении измерений с БДПБ-01 необходимо соблюдать осторожность во избежание повреждения светозащитных пленок, что ведет к выходу прибора из строя.

После проведения измерений выключите прибор быстрым трехкратным нажатием кнопки «ПУСК». При этом на табло появляется сообщение «OFF» и через 1–2 с прибор выключается.

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Подключите прибор к электрической сети переменного тока, напряжением 220 В. На передней панели БОИ появится индикация «ЗАРЯД».

3.2. Включите прибор (кнопка «ПУСК»). Прибор переходит в режим самоконтроля и на табло индицируется тестовое изображение (рис. 14.5). После завершения самоконтроля на табло индицируется режим «1» и прибор переходит в режим измерения плотности потока бета-частиц.

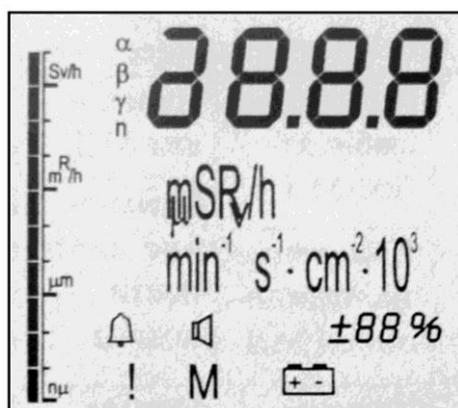


Рис. 14.5. Тестовое изображение

3.3. Для перехода из режима «1» в другие режимы в течение 2–3 с удерживайте нажатой кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ», на табло появится индикация «2», отпустите кнопку и индикация «2» исчезнет, и прибор будет работать в этом режиме.

3.4. Для возвращения из любого режима в «1» в течение 2–3 с удерживайте нажатой кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ», появится индикация «1», отпустите кнопку и прибор будет работать в «1» режиме.

3.5. Измерение плотности потока бета-излучения и поверхностной активности производите только с вычитанием фона.

3.6. Для перехода к измерениям с вычитанием фона необходимо, в режиме «1» установить БДПБ-01 с закрытой крышкой-фильтром на источник бета-излучения, нажмите кнопку «ПУСК» и в течение примерно 10 мин измерьте фон. При достижении погрешности ($\varepsilon = \pm 5\%$) занесите полученные значения в память прибора, для чего:

а) удерживайте нажатой в течение 2–3 с кнопку «ПУСК». При этом измерение останавливается и на табло перед значащими цифрами появляется индикация «■»;

б) нажмите кратковременно кнопку «ПАМЯТЬ. РЕЖИМ» – запоминается значение фона;

в) перейдите в режим измерения с вычитанием фона. Для этого кратковременно нажмите кнопку «ПУСК», после чего появится мигающая индикация «■» – начинается процесс измерения.

3.7. Снимите крышку фильтр и установите БДПБ-01 на источник бета-излучения. При кратковременном нажатии кнопки «ПУСК» начинается измерение плотности потока бета-частиц. При достижении погрешности 5% считайте с табло прибора результат измерения плотности потока бета-частиц и запишите в табл. 1 значение $J_{\beta 0}$.

3.8. Установите алюминиевую пластину между бета-источником и блоком БДПБ-01, кратковременно нажмите кнопку «ПУСК», при достижении статистической погрешности 5% снимите показания с прибора результат измерения запишите в табл. 1 значение J_{β} .

3.8. Повторите измерения с двумя, тремя и четырьмя пластинами.

3.9. Рассчитайте $\ln J_{\beta}$.

3.10. Постройте график зависимости $\ln J_{\beta} = f(d)$ в полулогарифмических координатах, как показано на рис. 2. Экстраполяцией прямолинейного участка графика зависимости $\ln J_{\beta} = f(d)$ до координатной оси, на которой отложена толщина d поглощающего слоя, определите R_{β} (см) – толщину алюминиевого слоя, полностью поглощающего бета-частицы. Из этого графика найдите также $\Delta_{1/2}$ (см) – толщину слоя алюминия, поглощающего половину падающих на него бета-частиц, для чего рассчитать значение $\ln (J_{\beta 0} / 2)$.

3.11. Исходя из полученных значений $\Delta_{1/2}$, см. рассчитайте по формуле (14.11) $\Delta_{1/2}$, г/см² – слой половинного ослабления бета-излучения в алюминии.

3.12. По значениям R_{β} , см, рассчитайте по формуле (14.12) максимальный пробег бета-частиц в алюминии R_{β} , г/см².

3.13. Определите по формулам (14.13а) и (14.13б) максимальную энергию E_β .

3.14. Из графика зависимости $\ln J_\beta = f(d)$ определите линейный коэффициент поглощения бета-излучения $\mu_\beta = \frac{\Delta \ln J_\beta}{\Delta d}$.

3.15. Рассчитайте максимальную энергию E_β из формулы (14.9).

3.16. Сравните значения E_β , рассчитанные из экспериментальных значений R_β , и μ_β и проанализируйте результаты проведенного исследования. Какому радионуклиду принадлежат максимальные значения энергии бета-частиц, если

$$^{106}\text{Ru } E^{\max} = 0,394 \text{ МэВ};$$

$$^{106}\text{Rh } E^{\max} = 0,354 \text{ МэВ};$$

$$^{90}\text{Sr } E^{\max} = 0,546 \text{ МэВ};$$

$$^{90}\text{Y } E^{\max} = 2,274 \text{ МэВ}.$$

13.17. Результаты измерений запишите в табл. 14.1.

Таблица 14.1

Результаты измерений

Материал поглотителя	Алюминий $\rho = 2,7 \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$					
	0	1	2	3	4	5
Количество поглощающих пластин						
Плотность потока бета-излучения, падающего на поглотитель $J_{\beta 0}, \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^2$						
Толщина поглотителя $d, \text{ см}$						
Плотность потока бета-излучения, прошедшего через поглотитель $J_\beta, \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^2$						
Относительная погрешность $\varepsilon, \%$						
Логарифм плотности потока, $\ln J_\beta$						
Толщина поглотителя, поглощающего половину падающих на него бета-частиц $\Delta_{1/2}, \text{ см}$						
Слой половинного ослабления бета-излучения в алюминии $\Delta_{1/2}, \text{ г/см}^2$ (по формуле 14.11)						
Толщина поглотителя, полностью поглощающего падающее на него бета-излучение $R_\beta, \text{ см}$						
Максимальный пробег бета-частиц в поглотителе $R_\beta, \text{ г/см}^2$ (по формуле 14.12)						
Максимальная энергия бета-частиц $\overset{\circ}{A}_\beta^{\max}, \text{ МэВ}$ (по формулам 14.13а и 14.13б)						
Линейный коэффициент поглощения бета-излучения $\mu_\beta, \text{ см}^{-1}$						
Максимальная энергия бета-частиц $\overset{\circ}{A}_\beta^{\max}, \text{ МэВ}$ (по формуле 14.9)						

Контрольные вопросы

1. Какие частицы испускает атомное ядро при β^- -распаде? β^+ -распаде? К-захвате?
2. Как изменяется соотношение между числом нейтронов и протонов в ядре в результате его β^- -распада? β^+ -распада? К-захвата?
3. Запишите схемы бета-распада ${}_{38}^{90}\text{Sr}$, ${}_{53}^{131}\text{I}$, ${}_{55}^{134}\text{Cs}$, ${}_{55}^{137}\text{Cs}$.
4. Как согласуется непрерывность энергетического бета-спектра с дискретной энергетической структурой атомного ядра?
5. Проанализируйте возможные источники ошибок при определении максимальной энергии E_β методом поглощения. Можно ли использовать этот метод для измерения сложного бета-спектра, содержащего несколько значений максимальной граничной энергии E_β ?

Лабораторная работа № 15

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТЕ ЭКОНОМИКИ

Цель работы: определение степени радиоактивного загрязнения помещений, сырья, готовой продукции и различных поверхностей бета- и гамма-излучающими радионуклидами с помощью дозиметрических приборов для принятия мер по радиационной защите персонала.

1. Основные теоретические положения

Радиационная обстановка – это обстановка, которая складывается на территории административного района или объекта экономики в результате радиоактивного загрязнения местности и требует принятия мер по исключению или минимизации радиационных потерь среди населения от ионизирующих излучений.

Высокая опасность воздействия ионизирующих излучений на человека требует для обеспечения радиационной безопасности персонала предприятий и населения строго соблюдать основные принципы и нормы радиационной безопасности:

- не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения (ПДД для населения 1 мЗв/год, для персонала 20 мЗв/год);
- исключение всякого необоснованного облучения;
- поддержание на возможно низком уровне индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц.

Радиационная обстановка характеризуется масштабами и характером радиоактивного загрязнения. При оценке влияния радиоактивного загрязнения на жизнедеятельность населения обязательно учитываются размеры зон радиоактивного загрязнения, уровни радиации, степень защищенности людей от ионизирующих излучений.

Под оценкой радиационной обстановки понимается решение основных задач по различным вариантам действий населения и персонала объектов экономики в условиях радиоактивного загрязнения, анализ полученных результатов и выбор наиболее целесообразных вариантов действий, при которых исключаются радиационные поражения людей. Эта проблема решается проведением радиационного контроля.

Радиационный контроль – получение информации о радиа-

ционной обстановке в организации, окружающей среде и об уровнях облучения людей, включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль.

Дозиметрический контроль – это комплекс организационных и технических мероприятий по определению доз облучения людей с целью количественной оценки эффекта воздействия на них ионизирующих излучений.

Радиометрический контроль – это комплекс организационных и технических мероприятий по определению интенсивности ионизирующих излучений, радиоактивных веществ, содержащихся в объектах окружающей среды, или степени радиоактивного загрязнения людей, техники, сельскохозяйственных животных, продуктов питания, питьевой воды и окружающей среды.

Проблемы дозиметрического и радиометрического контроля решаются проведением радиационного мониторинга.

Радиационный мониторинг – это система регулярных наблюдений с целью оценки состояния радиационной обстановки, а также прогноза изменений ее в будущем. Радиационный мониторинг включает не только проведение радиологических измерений, но также их интерпретацию, использование данных для оценки уровня опасности и контроль над воздействием.

Существует три вида радиационного мониторинга:

Повседневный мониторинг – как часть ежедневных операций, демонстрирующих, что уровень контроля адекватен регуляторным требованиям.

Проблемно-ориентированный мониторинг – применяется к специфическим операциям для получения данных, которые могут быть использованы для принятия решений связанных с безопасностью, или как часть процесса оптимизации.

Специальный мониторинг – обычно является частью исследования сопровождающего происшествие или сверхнормативное воздействие радиационных факторов на работающих.

Каждый из этих видов может быть разделён на мониторинг рабочего пространства и индивидуальный мониторинг.

Мониторинг рабочего места включает измерение радиологических условий на рабочем месте, обычно контролируют следующие показатели: мощность дозы внешнего облучения и плотность потока бета-частиц, удельную активность.

Для обеспечения радиационной безопасности работающих, на рабочих местах предприятия контролируется радиационный фон с по-

мощью дозиметра-радиометра МКС-АТ6130. Значение радиационного фона не должно превышать 0,2 мкЗв/ч, а плотность потока бета-частиц не должна превышать значений приведенных в табл. 15.1

Степень опасности поражения людей определяется величиной дозы облучения. Степень загрязнения местности оценивается мощностью дозы (уровнем радиации). Уровень радиации, характеризует интенсивность радиоактивных излучений, является показателем скорости накопления дозы облучения за единицу времени (дозиметрические величины и единицы измерения смотри лаб. раб. № 6).

Для медицинской оценки последствий облучения человека в радиационной безопасности используется *эффективная годовая доза*, которая учитывает общее (суммарное) облучение за календарный год и включает дозу внешнего облучения и дозу внутреннего облучения радионуклидами, поступившими в организм человека за этот же календарный год. Контроль доз внешнего облучения персонала радиационно-опасных объектов осуществляется с помощью индивидуальных дозиметров, внутренне облучение контролируется спектрометрами излучения человека (СИЧ) типа СКГ АТ 1316.

Таблица 15.1

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты по ГН № 213

Объект загрязнения	Нормативный уровень загрязнения, бета-частиц/(см ² ·мин)
Неповрежденная кожа, спецбельё, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	200
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	10000
Наружные поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	10000

Защита персонала от ионизирующих излучений включает применение следующих способов.

1) Защита путем ограничения времени облучения. Доза, действующая на организм, равна произведению мощности дозы H (Зв/ч) на время t (ч) действия излучений:

$$H = H \cdot t. \quad (15.1)$$

Чтобы облучение оставалось в пределах допустимой дозы H_d , допустимое время t_d не должно превышать величины

$$t_d = H_d / H. \quad (15.2)$$

Соблюдение этого условия позволяет надежно защитить организм от поражения. Для определения времени t_d необходимо знать мощность дозы; она может быть измерена дозиметрами.

Мощность дозы (уровень радиации) снижается с течением времени в результате естественного радиоактивного распада. Спад уровня радиации на местности, загрязненной гамма-активным радионуклидом, характеризуется зависимостью

$$H_t = H_0 / 2^{t/T} \quad (15.3)$$

где H_0 – первоначальный исходный уровень радиации, соответствующий первоначальной поверхностной активности радионуклида; H_t – уровень радиации в рассматриваемый момент времени t ; T – период полураспада радионуклида.

2). Защита расстоянием. Гамма-кванты, альфа- и бета-частицы при распространении в разных средах взаимодействуют с атомами и молекулами вещества, могут передавать последним часть своей энергии и менять направление движения. Атомы и молекулы, получившие избыток энергии, в процессе столкновения переходят в возбужденное состояние. Может происходить ионизация атомов или молекул (отрыв электронов), а молекулы могут диссоциировать на ионы. Поэтому альфа-, бета- и гамма-излучения называются *ионизирующими*.

Ионизирующая способность излучения определяется *удельной ионизацией*, т.е. числом пар ионов, создаваемых частицей в единице объема, массы среды или на единице длины пути. Энергия, необходимая на образование одной пары ионов, называется *потенциалом ионизации* данного вещества, или средней энергией ионообразования.

Например, потенциал ионизации воздуха составляет в среднем 34 эВ. Если энергия излучения, передаваемая атому или молекуле, меньше, чем потенциал ионизации вещества, то происходит возбуждение атома без образования ионов.

Основным механизмом взаимодействия заряженных частиц с веществом является электромагнитное взаимодействие с электронами вещества (ионизация и возбуждение) и электрическим полем ядра и электронами атомов (тормозное излучение).

Число пар ионов, которые образованы в среде гамма-квантом или частицей на единице длины своего пути, называется *линейной плотностью ионизации* (ЛПИ). При каждом акте взаимодействия частица теряет часть своей энергии и затормаживается, ее скорость уменьшается до тех пор, пока не станет равной скорости теплового движения.

Процесс ионизации требует определенной затраты энергии и поэтому степень их опасности определяется проникающей способностью – величиной пробега. *Пробегом* называется путь, пройденный частицей в веществе до ее полной остановки, обусловленной тем или иным видом взаимодействия.

Альфа-частицы обладают наиболее высокой ионизирующей способностью и наименьшей проникающей способностью. Их ЛПИ изменяется от 25 до 60 тыс. пар ионов на 1 см пути в воздухе. Пробеги в воздухе этих частиц в зависимости от энергии оставляют 2,5–8,6 см, максимум 11,5 см а в органической ткани 70–110 мкм. Скорость движения альфа-частиц в воздухе составляет от 14000 до 22500 км/с).

ЛПИ бета-частиц и составляет 100–300 пар ионов на 1 см пути, а максимальный пробег в воздухе достигает 44-х м, в биологической ткани – 55,4 мм, в металлах – десятки мкм. Скорость движения бета-частиц в воздухе близка к скорости света (250000–270000 км/с).

Ионизирующая способность гамма-квантов в тысячи раз меньше, чем ионизирующая способность заряженных частиц. В воздухе ЛПИ гамма-квантов составляет 2–3 пары ионов на 1 см пути. Проникающая способность гамма-квантов в воздухе сотни метров.

В соответствии с уравнением (15.4), если увеличить расстояние между точечным гамма-источником и объектом облучения в два раза, то воздействующая на него мощность дозы уменьшится в четыре раза. Во столько же раз уменьшится при том же времени облучения и получаемая объектом доза:

$$H = (H \cdot t) / R^2. \quad (15.4)$$

3) Защита поглощающими экранами и сооружениями. Уменьшение интенсивности ионизирующих излучений, в этом случае, происходит в результате взаимодействия с веществом. При расчете толщины защитных устройств необходимо учитывать спектральный состав ионизирующего излучения, мощность его источника, а также

расстояние, на котором находится обслуживающий персонал, и время пребывания в сфере воздействия излучения.

Защитные свойства поглощающих экранов характеризуются краткостью ослабления K , под которой понимается отношение мощности дозы H_0 падающих на экран излучений к мощности дозы H излучений, прошедших через экран:

$$K = H_0 / H. \quad (15.5)$$

Наиболее проникающие виды излучений – гамма-лучи и нейтроны. Для них, как и для рентгеновских лучей, справедлив закон экспоненциального ослабления излучения с толщиной защиты:

$$\ddot{A} = \ddot{A}_0 \cdot \ddot{a}^{-h/d}, \quad (15.6)$$

где D – поглощенная доза излучения, создаваемая в объекте за защитой; D_0 – поглощенная доза излучения, создаваемая до защиты; h – толщина защиты (толщина защитного материала); d – постоянная толщина материала, ослабляющая излучение в n раз

Слой вещества, при прохождении которого число гамма-квантов в направлении их первоначального распространения уменьшается в два раза по сравнению с числом упавших на это вещество квантов, называется *слоем половинного ослабления* $d_{1/2}$ (табл. 15.2).

Таблица 15.2

Значение слоя половинного ослабления для некоторых материалов

Материал	Плотность, г/см ³ (кг/м ³)	Слой половинного ослабления $d_{1/2}$, см	
		для гамма-излучения	для нейтронов
Вода	1,0	13	2,7
Полиэтилен	0,95	14	2,7
Сталь	7,8	1,8	11,5
Свинец	11,3	1,3	12,0
Грунт	1,8	7,2	12,0
Дерево	0,7	19,0	9,7
Кирпич	1,6	8,4	10,0
Бетон	2,3	5,6	12,0

Из экспоненциального характера ослабления гамма-излучения веществом следует, что полное ослабление их имеет место лишь в слое вещества бесконечно большой толщины h , что изменение толщины этого слоя на одну и ту же величину приводит к изменению дозы гамма-излучения в одном и том же отношении.

Так как пробеги альфа-частиц очень малы, то нет необходимости в специальной защите от их внешнего облучения и для этого достаточно находиться на расстоянии 9–10 см от радиоактивного источника, т. е. защита обеспечивается безопасным расстоянием. Для защиты от альфа-излучения достаточно листа бумаги. Одежда, обувь обеспечивают защиту от альфа-излучения.

Для защиты от бета-излучения используются: стекло, алюминий, плексиглас, полимеры – материалы, состоящие из элементов с малым порядковым номером. Следует помнить об особой радиочувствительности глазного хрусталика. Так как толщина слоя роговицы, прикрывающего хрусталик, всего $0,3 \text{ г/см}^3$, для защиты глаз от бета-излучения применяют очки из обычного или органического стекла.

4) Применение индивидуальных средств защиты. При работе с открытыми радиоактивными веществами, а также на местности, загрязненной радиоактивными веществами, применяются индивидуальные средства защиты: противогазы, респираторы, специальная одежда, защитные перчатки.

5) Защита применением химических средств. Для предупреждения поражения организма ионизирующими излучениями применяют *радиопротекторы*. К ним относятся цистамин, меркаптоэтилгуандин, рибоксин, аминотетравит, тетрафолевит и, препараты с янтарной кислотой. Разработан новый препарат индометафен для защиты от низкоинтенсивного Гамма-излучения, от поражения системы кроветворения. Защитное действие этих веществ проявляется, если их ввести в организм, за 5–15 мин до облучения.

2. Приборы и принадлежности

В данной работе для проведения радиационного контроля применяется дозиметр-радиометр МКС-АТ6130.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 измеряет: мощность эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучения внешнего облучения в диапазоне $0,1 \text{ мкЗв/ч}$ до 10 мЗв/ч , дозы рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне $0,1 \text{ мкЗв}$ до 100 мЗв , плотность потока бета-частиц, испускаемых с загрязненных поверхностей в диапазоне от 10 до $10^4 \text{ част/(мин см}^2)$ и скорость счета импульсов зарегистрированного рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0 до $1,1 \cdot 10^4 \text{ имп/с}$.

На передней панели прибора находятся мембранная панель управления (1), ЖКИ (2) и светодиодный индикатор (3) (рисунок).

На задней стенке прибора расположена откидывающаяся на шарнирах крышка-фильтр с магнитным фиксатором (4), метка центр детектора (5) и этикетка с характеристикой прибора (6).



Рисунок. Общий вид дозиметра-радиометра MKS-AT6130:

- 1 – мембранная панель управления; 2 – жидкокристаллический индикатор (ЖКИ);
 3 – светодиодный индикатор; 4 – крышка-фильтр с магнитным фиксатором;
 5 – метка центр детектора; 6 – этикетка с характеристикой прибора

На нижней торцевой крышке находится пробка входного отверстия батарейного отсека и этикетка со схемой установки элементов питания.

Принцип действия прибора основан на измерении интенсивности импульсов, генерируемых в газоразрядном счетчике Гейгера-Мюллера под воздействием регистрируемого рентгеновского, гамма- и бета-излучения. Детектор (газоразрядный счетчик) расположен на задней стенке корпуса, в котором имеется соответствующее окно закрытое полимерной металлизированной пленкой.

После включения прибор автоматически переходит в режим индикации:

- мощности дозы с зарытой крышкой-фильтром;
- плотности потока бета-частиц с открытой крышкой-фильтром.

В режиме индикации мощности дозы на табло выводится среднее значение мощности дозы (мкЗв/ч, мЗв/ч) и соответствующее ему зна-

чение статистической погрешности (%). Параметр статистической погрешности изменяется от 200% до 1%.

С изменением радиационной обстановки прибор автоматически начинает новый цикл измерений мощности дозы. Момент начала нового цикла измерения сопровождается короткой звуковой и световой индикацией. Начать новый цикл измерений мощности дозы можно также вручную, нажав кнопку «ПУСК».

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

В результате аварии и выброса радиоактивных веществ территория и объекты предприятия оказались загрязненными радионуклидом цезий-137 с периодом полураспада 30 лет. Оценить радиационную обстановку на объектах предприятия для принятия мер по защите работающих от сверхнормативного воздействия радиационных факторов.

3.1. Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения

3.1.1. При измерениях мощности дозы гамма-излучения магнитная крышка-фильтр должна быть закрыта.

3.1.2. Включите прибор нажатием кнопки **ПУСК/ОТКЛ.** и через 3–5 с и после завершения самоконтроля прибор переходит в режим индикации измерений. В режиме индикации мощности дозы на табло выводится среднее значение мощности дозы ($\mu\text{Sv/h}$, mSv/h) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

3.1.3. Проведите измерение естественного радиационного гамма-фона в лаборатории, который должен быть в пределах 0,1–0,2 мкЗв/ч.

3.1.4. Проведите измерение мощности эквивалентной дозы на всех объектах предприятия совмещая центр детектора с центром объекта.

3.1.5. Результаты проведенных измерений мощности дозы и статистической погрешности запишите в таблицу 15.2.

3.1.6. Проведите расчеты ожидаемой мощности дозы гамма-излучения на объектах предприятия с учетом естественного радиоактивного распада (по формуле 15.3).

3.1.7. Проведите расчеты эквивалентной дозы, полученные работающими за рабочую смену и в течение года (по формуле 15.1).

3.1.8. Сравните значения полученных годовых доз персоналом различных цехов с допустимой дозой (1 мЗв/год).

3.2. Измерение плотности потока бета-частиц

3.2.1. Режим индикации плотности потока включается автоматически, если открыть на задней стенке прибора крышку-фильтр.

3.2.2. В режиме индикации плотности потока на табло выводится текущее значение плотности потока ($1/\text{мин}\cdot\text{см}^2$, $10/\text{мин}\cdot\text{см}^2$) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

3.2.3. Проведите измерение плотности потока на объектах предприятия. При измерениях, плоскость задней стенки прибора должна быть на удалении 15–20 мм от исследуемой поверхности.

3.2.4. Результаты проведенных измерений плотности потока и статистической погрешности запишите в таблицу 15.3.

3.2.5. Полученные значения плотности потока бета-частиц сравните с допустимыми уровнями радиоактивного загрязнения (табл. 15.1).

Результаты проведенных измерений и вычислений представьте в виде таблицы следующей формы:

Таблица 15.3

Результаты проведенных измерений и вычислений

Наименование объектов предприятия	Офис управления, цеха №№					
	ОУ	1	2	3	4	5
Номер объекта (цеха) на плане						
Мощность дозы радиационного фона в лаборатории Н, мкЗв/ч						
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в цехах Н, мкЗв/ч						
Относительная погрешность измерений ϵ , %						
Доза полученная работающими за рабочую смену Н, мкЗВ (по формуле 15.1)						
Ожидаемая мощность дозы гамма-излучения через год Н, мкЗв/ч (по формуле 15.3)						
Доза полученная работающими за год (2000 рабочих часов) Н, мкЗВ (по формуле 15.1)						
Плотность потока бета-излучения в цехах предприятия, $\text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^2$						

Сравните полученные значения мощности дозы, дозы и плотности потока бета частиц с предельно-допустимыми уровнями, установленными для производственных помещений и населения. В выводах ука-

жите наиболее целесообразные варианты действий персонала предприятия, при которых исключаются радиационные поражения людей.

Контрольные вопросы

1. Какие пределы доз облучения установлены для населения и персонала радиационно-опасных объектов?

2. Как устроен цилиндрический счетчик Гейгера-Мюллера? Какие физические процессы лежат в основе регистрации ионизирующего излучения этим счетчиком?

3. Для регистрации каких видов радиоактивного излучения наиболее эффективны газоразрядные счетчики?

4. Дайте определение дозы и мощности дозы: а) экспозиционной; б) поглощенной; в) эквивалентной? В каких единицах измеряется каждая из этих величин?

5. Перечислите известные вам дозиметры-радиометры в которых используются детекторы: а) сцинтилляционные; б) ионизационные?

6. Что понимается под оценкой радиационной обстановки?

7. Какие показатели используются при оценке радиационной обстановки?

Определение параметров экспериментальной линейной зависимости методом наименьших квадратов

Если экспериментально исследуемая зависимость имеет вид $y = b - kx$, то ее коэффициенты b и k можно определить путем решения системы двух уравнений с двумя неизвестными:

$$\begin{cases} y_1 = b - kx_1, \\ y_2 = b - kx_2, \end{cases}$$

где y_1, x_1 и y_2, x_2 – результаты двух абсолютно точных измерений.

Так как любой опыт содержит неизбежную ошибку, точное определение коэффициентов b и k по результатам двух опытов практически невозможно. При проведении большого числа опытов можно найти коэффициенты, наиболее вероятные (наилучшие) для зависимости $y = b - kx$. При этом возможно, что они не будут в точности удовлетворять ни одной паре экспериментальных значений y_i, x_i .

Отыскать наилучшие коэффициенты зависимости $y = b - kx$ аналитическим путем можно с помощью метода наименьших квадратов. Согласно этому методу, сумма квадратов отклонений экспериментальных значений y_i от вычисленных значений функции $y_{\hat{a}\hat{b}} = b - kx_i$

$$S = \sum_{i=1}^n [y_i - (b - kx_i)]^2 \quad (\text{П1.1})$$

должна быть минимальной (n – число опытов).

Если сумма S имеет минимальное значение, ее частные производные по b и k равны нулю:

$$\begin{cases} \frac{\partial S}{\partial b} = -2 \sum_{i=1}^n [y_i - (b - kx_i)] = 0, \\ \frac{\partial S}{\partial k} = 2 \sum_{i=1}^n x_i [y_i - (b - kx_i)] = 0. \end{cases} \quad (\text{П1.2})$$

Из решения системы уравнений (П1.2) следует:

Окончание прил. 1

$$k = \frac{\sum_{i=1}^n x_i \sum_{i=1}^n y_i - n \sum_{i=1}^n x_i y_i}{n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n x_i \right)^2}; \quad b = \frac{1}{n} \left(\sum_{i=1}^n y_i + k \sum_{i=1}^n x_i \right). \quad (\text{П1.3})$$

Можно показать, что при определении коэффициентов k и b по методу наименьших квадратов их абсолютные стандартные ошибки вычисляются по формулам:

$$\sigma_k = S_l \sqrt{n / \left[n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n x_i \right)^2 \right]}; \quad (\text{П1.4})$$

$$\sigma_b = S_l \sqrt{\sum_{i=1}^n x_i^2 / \left[n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n x_i \right)^2 \right]}; \quad (\text{П1.5})$$

где

$$S_l = \sqrt{\sum_{i=1}^n (y_i - b + kx_i)^2 / (n - 2)}. \quad (\text{П1.6})$$

Приложение 2

Периоды полураспада, вид радиоактивного распада и энергия излучения радионуклидов космогенного происхождения

Радионуклид	Сим-вол	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
1	2	3	4	5
Водород-3	${}^3_1\text{H}$	12,26 лет	β^-	0,01795
Бериллий-7	${}^7_4\text{Be}$	53,01 сут	К-захват	0,479
Бериллий-10	${}^{10}_4\text{Be}$	2,5·10 ⁵ лет	β^-	0,555
Углерод-14	${}^{14}_6\text{C}$	5700 лет	β^-	0,155
Натрий-22	${}^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 года	β^+	0,540 (99,94%)
			β^+	1,89 (0,06%)
			γ	1,28

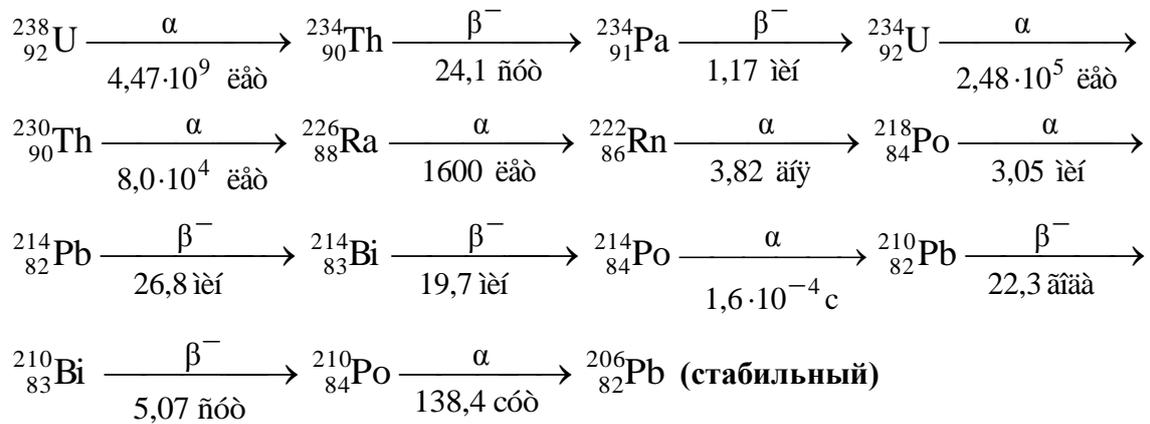
Окончание прил. 2

1	2	3	4	5
Натрий-24	$^{24}_{11}\text{Na}$	15 ч	β^-	1,39
			β^-	4,17 (0,003%)
			γ	4,14
			γ	2,76
			γ	1,38
Магний-28	$^{28}_{12}\text{Mg}$	21,2 ч	β^-	0,459
			γ	0,032–1,35
Алюминий-26	$^{26}_{13}\text{Al}$	6,7 с	β^+	3,20
Кремний-31	$^{31}_{14}\text{Si}$	2,6 ч	β^-	1,471
			γ	0,17
			γ	0,52
			γ	1,00
Кремний-32	$^{32}_{14}\text{Si}$	700 лет	β^-	0,21
Фосфор-32	$^{32}_{15}\text{P}$	14,3 сут	β^-	1,712
Фосфор-33	$^{33}_{15}\text{P}$	24,4 сут	β^-	0,249
Сера-35	$^{35}_{16}\text{S}$	87 сут	β^-	0,167
Сера-38	$^{38}_{16}\text{S}$	2,9 ч	β^-	1,1
Хлор-34	$^{34}_{17}\text{Cl}$	32,0 мин	β^-	2,48
Хлор-36	$^{36}_{17}\text{Cl}$	3,1·105 лет	β^-	0,714
Хлор-38	$^{38}_{17}\text{Cl}$	37,3 мин	β^-	4,81 (53%)
			β^-	2,77 (16%)
			β^-	1,11 (31%)
			γ	1,6
			γ	2,15
Хлор-39	$^{39}_{17}\text{Cl}$	35,5 мин	β^-	1,65 (93%)
			β^-	2,96 (7%)
			γ	1,35
			γ	0,35
Аргон-39	$^{39}_{18}\text{Ar}$	265 лет	β^-	0,565
Криптон-81	$^{81}_{36}\text{Kr}$	2,1·105 лет	К-захват	

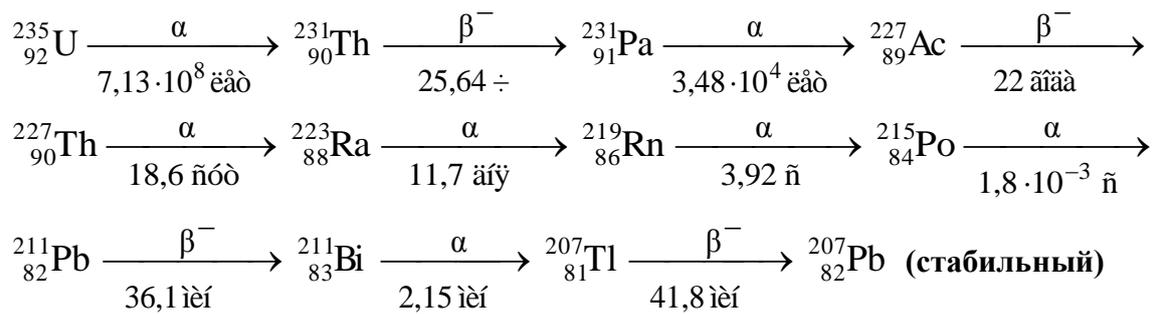
СХЕМЫ

**радиоактивного распада ядер урана и тория
и периоды их полураспада $T_{1/2}$**

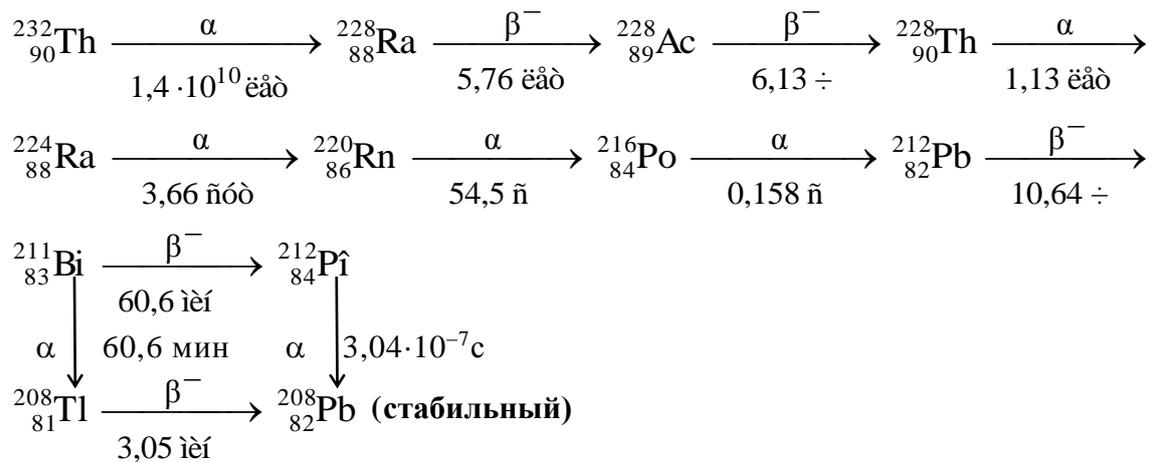
а) Схема распада урана-238



б) Схема распада урана-235



в) Схема распада тория-232



Приложение 4.1

Средняя длина пробега альфа-частиц R_α в воздухе при нормальных условиях, биоткани и алюминии в зависимости от их энергии E_α

Энергия E_α , МэВ	R_α , см, в воздухе	R_α , мкм	
		в биоткани	в алюминии
4,0	2,37	26,2	16,5
4,5	2,82	31,2	19,2
5,0	3,29	36,7	22,2
5,5	3,82	42,6	25,4
6,0	4,37	48,8	28,8
6,5	4,96	55,5	32,4
7,0	5,58	62,4	36,2
7,5	6,23	69,9	40,1
8,0	7,00	78,0	43,4
8,5	8,10	81,0	48,4
9,0	8,66	94,4	52,2
9,5	9,30	103,0	57,0
10,0	10,20	112,0	61,6

Приложение 4.2

Максимальный пробег моноэнергетических электронов в различных веществах

Энергия β -частиц, МэВ	Длина пробега β -частиц		
	в воздухе, м	в биоткани, мм	в алюминии, мм
0,01	0,002	0,002	0,001
0,05	0,039	0,043	0,021
0,1	0,130	0,143	0,069
0,5	1,601	1,78	0,84
1,0	3,936	4,38	2,06
2,0	8,783	9,84	4,59
3,0	13,41	15,3	7,74
4,0	17,09	20,2	9,84
5,0	20,96	25,8	11,89
6,0	25,16	31,0	14,26
10,0	44,40	52,4	19,20

Республиканские допустимые уровни (РДУ-99) содержания радионуклидов цезия и стронция-90 в пищевых продуктах и питьевой воде

Наименование	Бк/кг (Бк/л)	Ки/кг (Ки/л)
Содержание радионуклидов цезия		
Вода питьевая	10	$2,7 \cdot 10^{-10}$
Молоко и цельномолочная продукция	100	$2,7 \cdot 10^{-9}$
Мясо и мясные продукты:		
говядина, баранина и продукты из них	500	$1,35 \cdot 10^{-8}$
свинина, птица и продукты из них	180	$4,86 \cdot 10^{-9}$
Картофель	80	$2,16 \cdot 10^{-9}$
Хлеб и хлебобулочные изделия	40	$1,08 \cdot 10^{-9}$
Мука, крупы, сахар	60	$1,62 \cdot 10^{-9}$
Жиры растительные	40	$1,08 \cdot 10^{-9}$
Жиры животные и маргарин	100	$2,7 \cdot 10^{-9}$
Овощи и корнеплоды	100	$2,7 \cdot 10^{-9}$
Фрукты	40	$1,08 \cdot 10^{-9}$
Садовые ягоды	70	$1,5 \cdot 10^{-9}$
Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод	74	$2,0 \cdot 10^{-9}$
Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	185	$5,0 \cdot 10^{-9}$
Грибы свежие	370	$1,0 \cdot 10^{-8}$
Грибы сушеные	2500	$6,75 \cdot 10^{-8}$
Продукты детского питания всех видов, готовые к применению	37	$5,0 \cdot 10^{-8}$
Прочие продукты питания	370	$1,0 \cdot 10^{-8}$
Содержание радионуклидов стронция-90		
Вода питьевая	0,37	$1,0 \cdot 10^{-11}$
Молоко и цельномолочная продукция	3,7	$1,0 \cdot 10^{-10}$
Картофель	3,7	$1,0 \cdot 10^{-10}$
Хлеб и хлебобулочные изделия	3,7	$1,0 \cdot 10^{-10}$
Продукты детского питания всех видов готовые к применению	1,85	$5,0 \cdot 10^{-11}$

Приложение 5.2

Республиканские допустимые уровни содержания цезия-137 в древесине, продукции из древесины и древесных материалах и прочей пищевой продукции лесного хозяйства (РДУ/ЛХ-2001)

Непищевая продукция лесного хозяйства	Бк/кг (Бк/л)	Ки/кг (Ки/л)
Лесоматериалы круглые: для строительства стен жилых зданий	740	$2 \cdot 10^{-8}$
прочие	1480	$4 \cdot 10^{-8}$
Древесное технологическое сырье	1480	$4 \cdot 10^{-8}$
Топливо древесное	740	$2 \cdot 10^{-8}$
Пилопродукция, изделия и детали из древесины и древесных материалов		
Пиломатериалы, изделия и детали из древесины и древесных материалов для строительства (внутренней обшивки) стен жилых зданий	740	$2 \cdot 10^{-8}$
Пилопродукция, изделия и детали из древесины и древесных материалов	1850	$5 \cdot 10^{-8}$
Прочая пищевая продукция лесного хозяйства	1850	$5 \cdot 10^{-8}$

Приложение 5.3

Возможное содержание радионуклида калия-40 в продуктах питания, почве, удобрениях и строительных материалах, Бк/кг (не нормируется)

Наименование	Диапазон измерения	Наименование	Диапазон измерения
Зерновые	09–159	Молочные	
Пшеница	(150)	Молоко	26–56 (44)
Рожь	(178)	Сметана	30–70
Крупа гречневая	(41)	Масло сливочное	(4)
Зернобобовые		Мясо	
Горох	(274)	Говяжье	22–159 (85)
Фасоль	(229)	Свиное	22–159 (37)
Овощи свежие	40–174	Рыба	
Картофель	7–222 (174)	Рыба	(78)
Капуста	26–155	В т. ч. Морская	57–216
Морковь	37–159 (95)	Икра	(126)
Свекла	52–200	Водоросли морские	570–700
Помидоры	53–122	Плоды свежие	
Огурцы	37–122	Лимон	(42)

Наименование	Диапазон измерения	Наименование	Диапазон измерения
Лук (головки)	33–100	Клюква	(355)
Почва		Орехи	(210)
Сероземы	670	Грибы	(227)
Серо-коричневые	700	Удобрение	
Каштановые	450	Апатиты	44–170
Черноземы	410	Фосфориты	230
Серые лесные	370	Суперфосфат	120
Дерново-подзолистые	290	Фосфатно-калийные	5900
Подзолистые	150	Обезфторенный фосфат	30
Торфянистые	90		
Типичный диапазон	100–740	Азотно-фосфорно-калийные	1200–5900
Строительный материал			
Строительный камень (гранит, туф)	1480–27000 (6300)	Бетон	55–14600 (2900)
Кирпич красный	2500–15000 (6100)	Глина	1600–1280
Цемент	440–5100 (1510)	Отходы промышленности и изделия на их основе	370–1080 (2030)
Щебень известняковый	370–6600 (520)	Кирпич силикатный	220–9900 (1400)
Песок	260–17400	Известь	37–3400 (570)

Примечание. В круглых скобках приведено среднее значение соответствующих концентраций.

Приложение 6

Периоды полураспада, вид радиоактивного распада и энергия излучения основных радионуклидов аварийного чернобыльского выброса в 1986 году

Радионуклид	Символ	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
1	2	3	4	5
Криптон-85	$^{85}_{36}\text{Kr}$	10,71 года	β^-	0,15
			β^-	0,672
			γ	0,51
Стронций-89	$^{89}_{38}\text{Sr}$	50,55 сут	β^-	1,463

Продолжение прил. 6

1	2	3	4	5
Стронций-90	$^{90}_{38}\text{Sr}$	28,6 года	β^-	0,563
Цирконий-95	$^{95}_{40}\text{Zr}$	64,05 сут	β^-	0,364 (54%)
			β^-	0,396 (43%)
			β^-	0,883 (3%)
			γ	0,235
			γ	0,722
			γ	0,754
Молибден-99	$^{99}_{42}\text{Mo}$	66,02 ч	β^-	1,23 (80%)
			β^-	0,45 (20%)
			γ	0,002–0,779
Рутений-103	$^{103}_{44}\text{Ru}$	39,35 сут	β^-	0,128 (28%)
			β^-	0,202 (70%)
			β^-	0,374 (1 %)
			β^-	0,695 (1%)
			γ	0,498
			γ	0,61
Рутений-106	$^{106}_{44}\text{Ru}$	368 сут	β^-	0,0392
			γ	1,12
			γ	1,05
			γ	0,62
			γ	0,51
Йод-131	$^{131}_{53}\text{I}$	8,04 сут	β^-	0,815 (0,7%)
			β^-	0,608 (87,2%)
			β^-	0,335 (9,3%)
			β^-	0,25 (2,8%)
			γ	0,08; 0,163
			γ	0,284; 0,364
			γ	0,637; 0,722
Теллур-132	$^{132}_{52}\text{Te}$	78,2 ч	β^-	0,22
			γ	0,029
Ксенон-133	$^{133}_{54}\text{Xe}$	5,24 сут	β^-	0,345
			γ	0,081
Цезий-134	$^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 года	β^-	0,078 (25%)
			β^-	0,21 (2%)
			β^-	0,41 (5%)
			β^-	0,657 (68%)
			γ	0,561–1,361
Цезий-137	$^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 года	β^-	0,51 (92%)
			β^-	1,17 (8%)
			γ	0,661

Окончание прил. 6

1	2	3	4	5
Барий-140	$^{140}_{56}\text{Ba}$	12,8 сут	β^-	1,0 (60%)
			β^-	0,4 (40%)
			γ	0,03; 0,16
			γ	0,31; 0,54
Церий-141	$^{141}_{58}\text{Ce}$	33,1 сут	β^-	0,574 (25%)
			β^-	0,442 (75%)
			γ	0,145
Церий-144	$^{144}_{58}\text{Ce}$	290 сут	β^-	0,30 (70%)
			β^-	0,17 (30%)
			γ	0,034; 0,041
			γ	0,053; 0,081
			γ	0,094; 0,1; 0,134
Нептуний-239	$^{239}_{93}\text{Np}$	2,35 дня	β^-	0,718 (4,8%)
			β^-	0,656 (1,7%)
			β^-	0,441 (31%)
			β^-	0,38 (10%)
			β^-	0,379 (52%)
			γ	0,045; 0,049;
			γ	0,058; 0,061
			γ	0,067; 0,106
			γ	0,209; 0,227
			γ	0,254; 0,285
Плутоний-238	$^{238}_{94}\text{Pu}$	89,6 года	α	5,495 (72%)
			α	5,452 (28%)
			α	5,352 (0,09%)
			γ	0,045
Плутоний-239	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$2,44 \cdot 10^4$ лет	α	5,15 (69%)
			α	5,137 (20%)
			α	5,049 (11%)
			γ	0,038; 0,051
Плутоний-240	$^{240}_{94}\text{Pu}$	6,58 года	α	5,162 (76%)
			α	5,118 (24%)
			γ	0,044
Плутоний-241	$^{241}_{94}\text{Pu}$	13 лет	α	4,91 (около 10^{-3} %)
			β^-	0,021 (99%)
			γ	0,1; 0,45
Кюрий-242	$^{242}_{96}\text{Cm}$	162,5 сут	α	6,11 (73,7%)
			α	6,066 (26,3%)
			α	5,965 (0,035%)
			γ	0,044
			γ	0,103
			γ	0,153

**Допустимые уровни радиоактивного загрязнения
рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств
индивидуальной защиты, частиц/см²·мин (ГН № 213)**

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

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

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

*** Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелья и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для стронция-90 + иттрия-90 – 40 частиц/см²·мин.

Приложение 8

Линейный (μ , см^{-1}) и массовый (μ_m , $\text{см}^2/\text{г}$) коэффициенты ослабления гамма-излучения для воздуха, воды, алюминия, железа и свинца при различных значениях энергии E_γ фотонов

E_γ , МэВ	Воздух		Вода		Алюминий		Железо		Свинец	
	μ , 10^{-3}	μ_m								
0,01	6,62	4,81	4,99	4,99	69,8	25,9	1330	169	1390	124
0,02	0,87	0,67	0,70	0,70	8,61	3,19	196	25	932	82,8
0,05	0,24	0,18	0,20	0,20	0,86	0,31	14,2	1,81	82,1	7,2
0,10	0,19	0,15	0,16	0,16	0,42	0,16	2,60	0,33	60,3	5,3
0,15	0,17	0,13	0,15	0,15	0,35	0,13	1,40	0,17	21,8	1,9
0,20	0,16	0,12	0,13	0,13	0,32	0,12	1,06	0,13	10,7	0,9
0,50	0,11	0,09	0,10	0,10	0,22	0,08	0,65	0,08	1,70	0,15
1,00	0,08	0,06	0,07	0,07	0,16	0,06	0,47	0,06	0,77	0,07
1,50	0,07	0,05	0,06	0,06	0,13	0,05	0,38	0,05	0,56	0,05
2,00	0,06	0,04	0,05	0,05	0,12	0,04	0,33	0,04	0,51	0,05
5,00	0,03	0,02	0,03	0,03	0,08	0,03	0,25	0,03	0,48	0,04

Приложение 9

Линейный коэффициент ослабления гамма-излучения μ (см^{-1}) для некоторых материалов

Материал	ρ , $\text{г}/\text{см}^3$	E_γ , МэВ		
		1	3	6
Карбид бора	2,5	0,15	0,0825	0,0675
Кирпич огнеупорный	2,05	0,129	0,0738	0,0543
Кирпич силикатный	1,78	0,113	0,0646	0,0473
Углерод	2,25	0,143	0,0801	0,059
Глина	2,2	0,13	0,0801	0,059
Цемент	2,07	0,133	0,076	0,0559
Бетон баритовый	3,5	0,213	0,127	0,11
Бетон портланд	2,4	0,154	0,0878	0,0646
Стекло свинцовое	6,4	0,439	0,257	0,257
Парафин	0,89	0,646	0,036	0,0246
Каучук	0,915	0,0662	0,037	0,0254
Дуб	0,77	0,0521	0,0293	0,0203
Сосна	0,67	0,0452	0,0253	0,0175
Ткани человека	1,0	0,0699	0,0393	0,0274
Гранит	2,45	0,155	0,0887	0,0654
Известняк	2,91	0,187	0,109	0,0824
Песчаник	2,4	0,152	0,0871	0,0641
Песок	2,2	0,14	0,0825	0,0578
Сталь (1% С)	7,83	0,46	0,276	0,234
Нержавеющая сталь	7,8	0,462	0,279	0,236

Примечание. Состав ткани человека, %: 76,2 О; 11,1 С; 10,1 Н; 2,6 N.

ЛИТЕРАТУРА

1. Аверьянова, А. В. Что нужно знать о радиации? / А. В. Аверьянова, В. П. Луговский, И. М. Русак. – Минск: Выш. шк., 1992. – 238 с.
2. Бударков, В. А. Радиобиологический справочник / В. А. Бударков, В. А. Киршин, А. Е. Антоненко. – Минск: Ураджай, 1992. – 336 с.
3. Защита населения и сельскохозяйственного производства в условиях радиоактивного загрязнения / А. В. Лежнев, П. С. Власов, В. В. Гурков и др. – Минск: Ураджай, 1993. – 256 с.
4. Защита от ионизирующих излучений : в 2 т. Т. 1. Физические основы защиты от излучений: учеб. для вузов / Н. Г. Гусев, В. А. Климанов, В. П. Машкович и др.; под. ред. Н. Г. Гусева. – 3-е изд. перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
5. Кужир, П. Г., Сатиков, И. А., Трофименко, Е. Е. Радиационная безопасность: учеб. пособие / под ред. В. И. Стражева. – Минск: ПИОН, 1999. – 280 с.
6. Курс радиационной безопасности: учеб. пособие / В. Т. Ветрова, А. В. Колесник, И. Т. Неманова и др.; под ред. В. Т. Ветровой. – Минск: Ураджай, 1995. – 149 с.
7. Люцко, А. М. Чернобыль: шанс выжить / А. М. Люцко, И. В. Ролевич, В. И. Тернов. – Минск: Польша, 1996. – 181 с.
8. Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности»: СанПиН от 28.12.2012 № 213. – Введ. 01.01.3013. – Минск: Министерство здравоохранения Респ. Беларусь, 2012. – 40 с.
9. Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия»: ГН от 28.12.2012 № 213. . – Введ. 01.01.3013. – Минск: Министерство здравоохранения Респ. Беларусь, 2012. – 232 с.
10. Перетрухин, В. В. Радиационная безопасность: учеб. пособие по одноименному курсу для студентов всех специальностей / В. В. Перетрухин, А. К. Гармаза. – Минск: БГТУ, 2002. – 136 с.
11. Савастенко, В. А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности. – Минск: Дизайн ПРО, 1998. – 192 с.
12. Чарнушэвіч, Р. А. Радыяцыйная бяспека: вучэб. Дапаможнік для студэнтаў тэхнічных і тэхналагічных спецыяльнасцей. – Мінск: БДТУ, 2002. – 254 с.
13. Радиационная безопасность. Лабораторный практикум: учеб. пособие для студентов технол. и инженерно-техн. специальностей / Г. А. Чернушевич, В. В. Перетрухин, В. В. Терещко. – Минск: БГТУ, 2007. – 134 с.

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие	3
Лабораторная работа № 1. Выбор времени счета при радиометрических измерениях	5
Лабораторная работа № 2. Изучение работы сцинтилляционного детектора гамма излучения	15
Лабораторная работа № 3. Определение средней длины пробега альфа-частиц в воздухе	24
Лабораторная работа № 4. Взаимодействие гама-излучения с веществом	33
Лабораторная работа № 5. Гамма-радиометрия	42
Лабораторная работа № 6. Дозиметрия ионизирующих излучений	49
Лабораторная работа № 7. Бета-радиометрия	64
Лабораторная работа № 8. Определение содержания радионуклидов цезия и калия в различных пробах методом гамма-радиометрии	72
Лабораторная работа № 9. Определение бета-активности продуктов питания методом радиометрии их зольных остатков	80
Лабораторная работа № 10. Исследование суммарной бета-гамма-активности продуктов питания	89
Лабораторная работа № 11. Определение активности радионуклидов цезия и йода в пробах методом гамма-радиометрии	96
Лабораторная работа № 12. Определение суммарной эффективной удельной активности радионуклидов в строительных материалах.	104
Лабораторная работа № 13. Измерение объемной и удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в воде, продуктах питания и объектах окружающей среды.	109
Лабораторная работа № 14. Определение максимальной энергии бета-частиц методом поглощения	120
Лабораторная работа № 15. Оценка радиационной обстановки на объекте экономики	132
Приложение 1. Определение параметров экспериментальной линейной зависимости методом наименьших квадратов	143
Приложение 2. Периоды полураспада, вид радиоактивного распада и энергия излучения радионуклидов космогенного	

происхождения	144
Приложение 3. Схемы радиоактивного распада ядер урана и тория	146
Приложение 4.1. Средняя длина пробега альфа-частиц в воздухе при нормальных условиях, биоткани и алюминии в зависимости от их энергии	147
Приложение 4.2. Максимальный пробег моноэнергетических электронов в различных веществах	147
Приложение 5.1. Республиканские допустимые уровни (РДУ-99) содержания радионуклидов цезия-137 в пищевых продуктах и питьевой воде.....	148
Приложение 5.2. Республиканские допустимые уровни содержания цезия-137 в древесине, продукции из древесины и древесных материалов и прочей пищевой продукции лесного хозяйства (РДУ/ЛХ-2001)	149
Приложение 5.3. Возможное содержание радионуклида калия-40 в продуктах, почве и материалах	149
Приложение 6. Периоды полураспада, вид радиоактивного распада и энергия излучения основных радионуклидов аварийного чернобыльского выброса в 1986 году	150
Приложение 7. Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты (ГН № 213).....	153
Приложение 8. Линейный и массовый коэффициенты ослабления гамма-излучения для воздуха, воды, алюминия, железа и свинца при различных значениях энергии фотонов	154
Приложение 9. Линейный коэффициент ослабления гамма-излучения для некоторых материалов.....	154
Литература	155

Учебное издание

Чернушевич Григорий Алексеевич
Перетрухин Виктор Васильевич

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Лабораторный практикум для студентов
всех специальностей (электронная версия)

Редактор
Компьютерная верстка
Корректор

Издатель:
УО «Белорусский государственный технологический университет»
Свидетельство о государственной регистрации издателя,
изготовителя, распространителя печатных изданий
№ 1/227 от 20.03.2014.
ЛП № 02330/12 от 30.12.2013.
Ул. Свердлова, 13а, 220006, г. Минск.