

Учреждение образования  
«БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

Г. А. Чернушевич  
В. В. Перетрухин

# РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

---

Лабораторный практикум

*Допущено  
Министерством образования Республики Беларусь  
в качестве учебного пособия для студентов  
учреждений высшего образования  
по профилю образования «Техника и технологии»*

Минск 2018

УДК 539.16(076.5)  
ББК 31.42я7  
Ч-49

**Р е ц е н з е н т ы :**  
кафедра безопасности жизнедеятельности БГАТУ  
(заведующий кафедрой доктор технических наук,  
профессор *Л. В. Мисун*);  
профессор кафедры экологии БНТУ  
доктор биологических наук, профессор *С. А. Хорева*

*Все права на данное издание защищены. Воспроизведение всей книги или ее части не может быть осуществлено без разрешения учреждения образования «Белорусский государственный технологический университет».*

**Чернушевич, Г. А.**

Ч-49 Радиационная безопасность. Лабораторный практикум : учеб. пособие для студентов по профилю образования «Техника и технологии» / Г. А. Чернушевич, В. В. Перетрухин. – Минск : БГТУ, 2018. – 198 с.  
ISBN 978-985-530-655-0.

Учебное пособие разработано в соответствии с программой дисциплины «Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность». В издании 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**

**ISBN 978-985-530-655-0** © УО «Белорусский государственный технологический университет», 2018  
© Чернушевич Г. А.,  
Перетрухин В. В., 2018

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Предлагаемое учебное пособие является результатом обобщения более чем 20-летнего опыта преподавания рассматриваемого курса в Белорусском государственном технологическом университете.

Пособие предназначено 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 издание включено 17 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; определения средней длины пробега альфа-частиц в воздухе; определения энергии бета-частиц методом поглощения и оценки радиационной обстановки на объекте экономики.

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-91-2, РКГ-02А/1,

РКГ-АТ1320А, бета-радиометр РУБ-91 «АДАНИ», дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М, МКС АТ 6130, МКС АТ1125, 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 учебном пособии использованы некоторые фрагменты лабораторных работ и справочных материалов учебного пособия В. А. Савастенко «Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности».

## 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  $X_{\text{ист}}$  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  $\left[ (\bar{X} - S_{\bar{X}}); (\bar{X} + S_{\bar{X}}) \right]$ , где  $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$  – среднее значение величины  $X$ ;  $S_{\bar{X}}$  – полуширина доверительного интервала.

Интервал  $\left[ (\bar{X} - S_{\bar{X}}); (\bar{X} + S_{\bar{X}}) \right]$  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:

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

Таблица 1.1

Коэффициенты Стьюдента  $\alpha_{n,P}$ 

$n$	$P$					
	0,500	0,683	0,900	0,950	0,980	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
$\infty$	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 радиометрических и дозиметрических измерениях часто экспериментально определяют скорость счета импульсов, возникающих в различных детекторах излучения под воздействием регистрируемых ими частиц. Скорость счета импульсов

$$v = \frac{N}{t}, \quad (1.9)$$

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:

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

Согласно (1.5) относительную ошибку  $\varepsilon_v$  для доверительной вероятности  $P = 0,68$  (стандартную ошибку) можно найти по формуле

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

Вычислив стандартную ошибку  $\varepsilon_v$ , 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  $\sigma_v$  и  $\varepsilon_v$  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

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

где  $v_{\Sigma}$  – скорость счета от источника излучения вместе с фоном;  $v_{\delta}$  – 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

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

а относительная

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

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. При продолжительном пребывании регистрирующей аппаратуры под напряжением



снижается стабильность ее показаний, и эффект снижения ошибки измерения за счет растягивания эксперимента во времени может быть сведен на нет.

Ошибка определения скорости  $\nu$  счета импульсов от радиоактивного 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  $\nu_{\Sigma} = \nu_{\Sigma} + \nu_{\delta}$  от источника излучения будет минимальной, когда

$$\frac{\tau_{\Sigma}}{\tau_{\delta}} = \sqrt{\frac{\nu_{\Sigma}}{\nu_{\delta}}}, \quad (1.15)$$

где  $\tau_{\Sigma}$  – оптимальное время измерения  $\nu_{\Sigma}$ ;  $\tau_{\delta}$  – оптимальное время измерения  $\nu_{\delta}$ .

При заданной стандартной относительной ошибке измерения  $\varepsilon_{\nu}$  оптимальные значения  $\tau_{\delta}$  и  $\tau_{\Sigma}$  можно найти по формулам:

$$\tau_{\delta} = \frac{[\nu_{\delta} + \sqrt{\nu_{\delta} \nu_{\Sigma}}]}{[\varepsilon_{\nu}^2 (\nu_{\delta} - \nu_{\Sigma})^2]}; \quad (1.16)$$

$$\tau_{\Sigma} = \frac{[\nu_{\Sigma} + \sqrt{\nu_{\delta} \nu_{\Sigma}}]}{[\varepsilon_{\nu}^2 (\nu_{\delta} - \nu_{\Sigma})^2]}. \quad (1.17)$$

Для практического выбора оптимального минимального времени измерения скорости счета импульсов от источника излучения необходимо провести измерение числа  $\tilde{N}_{\delta}$  фоновых импульсов и числа  $\tilde{N}_{\Sigma}$  импульсов от источника вместе с фоном в течение  $\tau = 100\text{--}200$  с и определить приближенные значения скоростей счета  $\tilde{\nu}_{\delta} = \tilde{N}_{\delta} / \tau$  и  $\tilde{\nu}_{\Sigma} = \tilde{N}_{\Sigma} / \tau$ . Затем, задав требуемое значение  $\varepsilon_{\nu}$ , определить соответствующие им минимальные оптимальные величины  $\tau_{\delta}$  и  $\tau_{\Sigma}$  по формулам (1.16) и (1.17).

Если скорость  $\nu_{\Sigma}$  счета импульсов от источника ионизирующего излучения значительно больше фоновой скорости  $\nu_{\delta}$  счета, последней можно пренебречь.

Соотношение между  $\nu_{\delta}$  и  $\nu_{\Sigma}$ , 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  $v_\delta$  счета можно пренебречь, если отношение  $v_\Sigma / v_\delta \geq 2$ ; при  $\varepsilon_v = 3\%$   $v_\delta$  можно пренебречь, если  $v_\Sigma / v_\delta \geq 5$ . Оптимальное время измерения скорости счета импульсов  $v_\Sigma$  от исследуемого источника можно также выбирать с помощью таблицы Белла (табл. 1.2).

Таблица 1.2

Таблица Белла

$K = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tilde{N}_\delta}$	$\varepsilon_v = 1\%$		$\varepsilon_v = 2\%$		$\varepsilon_v = 3\%$		$\varepsilon_v = 4\%$		$\varepsilon_v = 5\%$	
	$N_\Phi$	$N_\Sigma$	$N_\Phi$	$N_\Sigma$	$N_\Phi$	$N_\Sigma$	$N_\Phi$	$N_\Sigma$	$N_\Phi$	$N_\Sigma$
1,3	240 000	350 000	60 000	90 000	27 000	40 000	9500	14 000	2400	3500
1,5	89 000	163 500	22 000	41 000	10 000	18 000	3600	6500	900	1600
1,7	47 000	105 000	12 000	26 000	5000	12 000	2000	4000	470	1000
2,0	24 000	68 000	6000	17 000	3700	7600	1000	2700	240	710
3,0	11 500	46 000	3000	11 000	1300	5100	450	1800	115	450
5,0	2000	23 000	500	5700	200	2680	80	900	20	230
10,0	500	16 000	130	4000	60	1800	20	650	5	160
20,0	150	13 000	40	3700	20	1500	6	540	1,5	130
50,5	34	11 900	9	3000	4	1300	1,3	480	0,34	120
100,0	11	11 200	3	2800	–	1200	0,4	450	–	112
$\infty$	–	10 000	–	2500	–	1100	–	400	–	100

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

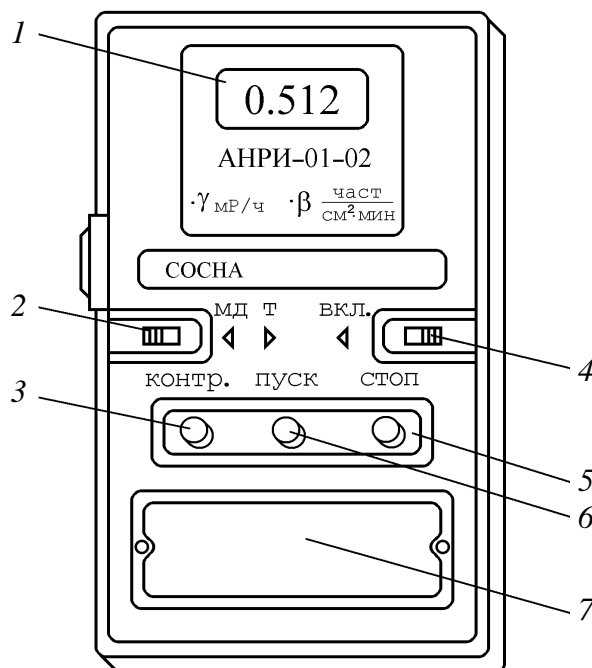
Коэффициент  $K$  в таблице Белла представляет собой отношение приближенных значений  $\tilde{N}_\delta$  и  $\tilde{N}_\Sigma$ , измеренных за равные короткие промежутки времени  $\tau = 100\text{--}200$  с.

## 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.



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 легкоъемной 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 легкоъемной 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/(см<sup>2</sup> · мин).

3. Диапазон оценки объемной активности растворов (по изотопу цезий-137):  $5 \cdot 10^{-8}$ – $10^{-6}$  Ки/л ( $1,85 \cdot 10^3$ – $3,7 \cdot 10^4$  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  $(20 \pm 5)$  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  $\tilde{N}_\delta$ , регистрируемых радиометром от пустой кюветы. Вычислите приближенное значение скорости счета фоновых импульсов  $\tilde{\nu}_\delta = \tilde{N}_\delta / \tau$ , где  $\tau$  – время измерения ( $\tau = 100$  с) регистрируется по секундомеру.

3.3. Заполните кювету проверяемой пробой и измерьте за время ( $\tau = 100$  с) число импульсов  $\tilde{N}_\Sigma$ , регистрируемых счетчиком от пробы вместе с фоном. Определите приближенное значение скорости счета импульсов  $\tilde{\nu}_\Sigma = \tilde{N}_\Sigma / \tau$ . Рассчитайте по формулам (1.16) и (1.17) оптимальные значения  $\tau_\phi$  и  $\tau_\Sigma$ , 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  $N_{\phi}$ . Аналогичным образом проведите измерение числа импульсов  $N_{\Sigma}$  от пробы вместе с фоном. Найдите скорость счета импульсов от исследуемой пробы:

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

Результаты измерений занесите в табл. 1.3.

Таблица 1.3

**Результаты измерений**

$\tilde{N}_{\delta}$ , имп	$\tilde{N}_{\Sigma}$ , имп	$\tilde{v}_{\delta}$ , имп/с	$\tilde{v}_{\Sigma}$ , имп/с	$\tau_{\delta}$ , с	$\tau_{\Sigma}$ , с	$N_{\phi}$ , имп	$N_{\Sigma}$ , имп	$v$ , имп/с

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

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

3.7. Сравните значения  $\tau_{\delta}$  и  $\tau_{\Sigma}$ , рассчитанные по формулам (1.16) и (1.17), с соответствующими значениями  $\tau'_{\delta}$  и  $\tau'_{\Sigma}$ , полученными с помощью таблицы Белла. Проанализируйте результаты проведенного сравнения.

3.8. Результаты вычислений занесите в табл. 1.4.

Таблица 1.4

**Результаты вычислений**

$\varepsilon_{v,\delta}$ , %	$\varepsilon_{v,\Sigma}$ , %	$\varepsilon_v$	$K$	$\tau'_{\delta}$ , с	$\tau'_{\Sigma}$ , 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 доверительного интервала  $S_v$  и относительной ошибки  $\varepsilon_v$  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?

## 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 фотопластинки 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.

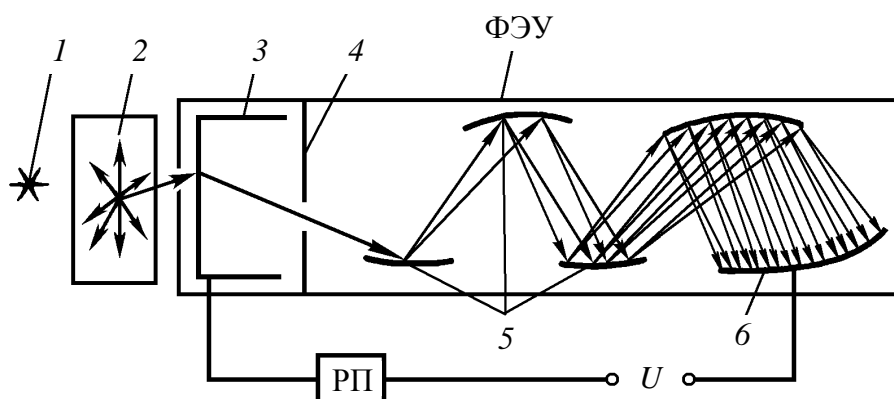


Рис. 2.1. Сцинтилляционный счетчик:

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 излучений, вырывают из фотокатода электроны. Электроны ускоряются электрическим полем, существующим между электродами ФЭУ, которые обычно называются *эмиттерами* 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  $\sigma$ , 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 четырех 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*  $\xi$  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*  $\eta_k$  люминофора, которая определяется отношением энергии световых фотонов  $E_f$  к энергии поглощения  $E_{\text{погл}}$ , которая теряется ионизирующей частицей в сцинтилляторе:

$$\eta_k = \frac{\dot{A}_0}{E_{\text{г.и.а.е}}} = \frac{nh\nu}{E_{\text{г.и.а.е}}}, \quad (2.3)$$

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)), вольфраматами кальция CaWO<sub>4</sub> и кадмия CdWO<sub>4</sub>. Их время высвечивания составляет примерно 10<sup>-6</sup> с. Однако они обладают высокой гигроскопичностью и относительно быстрым «старением».

Органические сцинтилляторы – это монокристаллы органических углеводородов – антрацен (C<sub>14</sub>H<sub>10</sub>), стильбен (C<sub>14</sub>H<sub>12</sub>), нафталин (C<sub>10</sub>H<sub>8</sub>), 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<sup>-9</sup>–10<sup>-8</sup> с.

## 2. Приборы и принадлежности

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

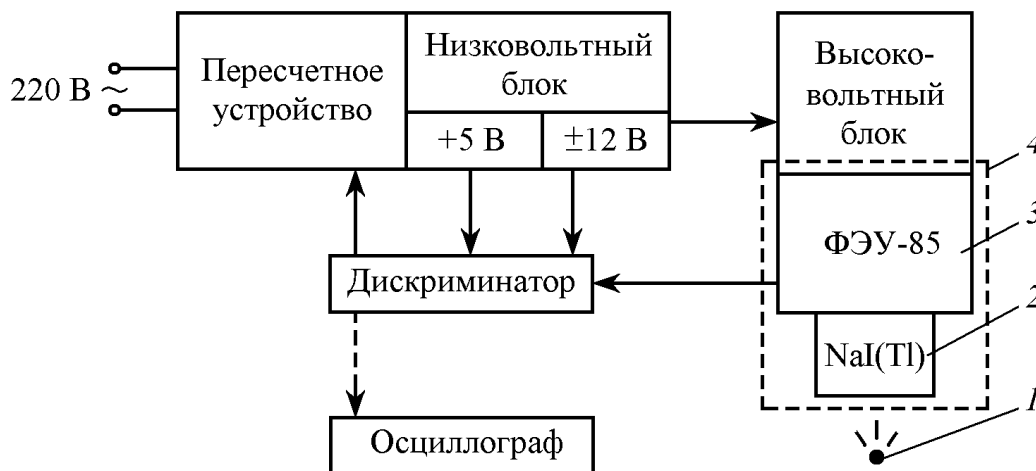


Рис. 2.2. Структурная схема экспериментальной установки:

1 – источник  $\gamma$ -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 ( $\pm 12$  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 приступить 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  $n_{\phi}$  импульсов от гамма-фона за 100 с и найдите среднее арифметическое значение  $\bar{n}_{\phi}$ .

3.7. В этом же положении ручки регулятора напряжения дискриминатора (750 В) установите под сцинтиллятор источник  $\gamma$ -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 ( $n_{\phi}$ ), т. е.  $n_{\text{сф}} = n_{\text{с}} + n_{\phi}$ . Найдите среднее арифметическое значение  $\bar{n}_{\text{сф}}$ .

Результаты измерений занесите в таблицу.

**Результаты измерений и вычислений (имп/100 с)**

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

3.8. Далее проведите 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  $\bar{n}_{\text{сф}}$  и  $\bar{n}_{\phi}$ .

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).

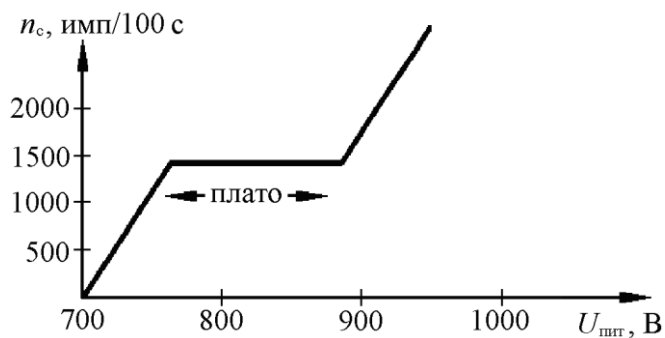


Рис. 2.3. График зависимости скорости счета импульсов от напряжения питания (вариант)

В области плато счетной характеристики выберите рабочее напряжение питания.

### 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.



## 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 диапазоне 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  $\Delta E$  распределяется между альфа-частицей и дочерним ядром в отношении, обратно пропорциональном их массе. Так как масса альфа-частицы значительно меньше массы дочернего ядра, выделяющаяся энергия  $\Delta E$  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 с энергией 3,2 МэВ (20%) (в процентах указана доля распадов).

Существуют и смешанные альфа-бета-гамма-излучатели. В их числе  ${}_{91}^{228}\text{Pa}$ ,  ${}_{83}^{214}\text{Bi}$ ,  ${}_{92}^{231}\text{U}$ ,  ${}_{97}^{243}\text{Bk}$  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 превращается в нейтральный атом гелия.

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

Средняя длина пробега  $R_\alpha$  зависит от природы поглощающей среды и энергии  $E_\alpha$  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  $R_\alpha$  выражено в сантиметрах,  $E_\alpha$  – 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  $E_\alpha$  выполняются с помощью специальных приборов – альфа-спектрометров.

*Плотностью потока ионизирующих частиц*  $\phi$  называется отношение потока ионизирующих частиц  $dF$ , проникающих в объем частиц элементарной сферы, к площади поперечного сечения  $dS$  этой сферы:

$$\phi = \frac{dF}{dS}. \quad (3.3)$$

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*  $\Phi$  называется отношение числа ионизирующих частиц  $dN$ , проникающих в объем элементарной сферы, к площади поперечного сечения  $dS$  этой сферы:

$$\hat{\Phi} = \frac{dN}{dS}. \quad (3.4)$$

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

## 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./ $\text{см}^2$ .

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

Под действием альфа-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.

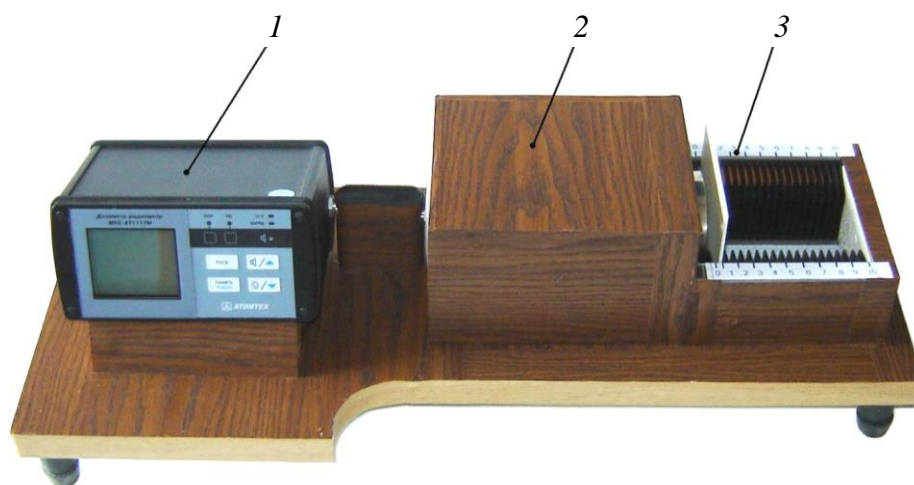


Рис. 3.1. Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М:

- 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  $(50 \pm 1)$  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.

Для переноски прибора имеется съемный плечевой ремень.

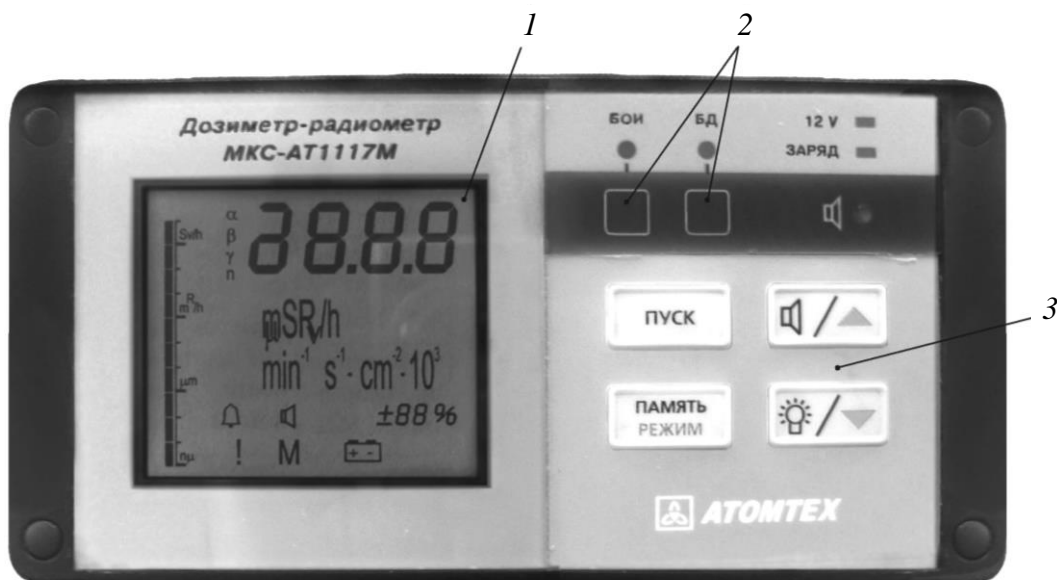


Рис. 3.2. Общий вид передней панели блока обработки информации: 1 – жидкокристаллический индикатор; 2 – индикаторы работы блока обработки информации; 3 – кнопки управления

### 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.

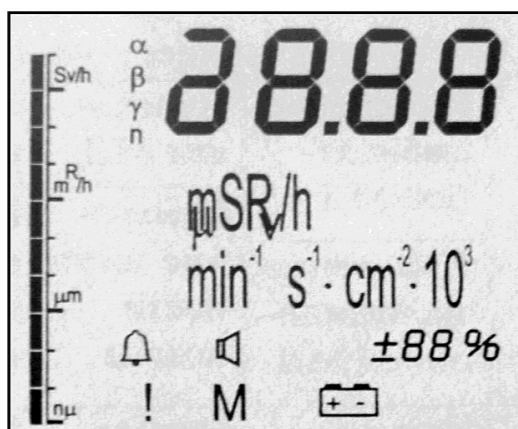


Рис. 3.3. Тестовое изображение

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  $\phi$  « $\text{min}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$ » и значение статистической погрешности.

3.7. Нажмите кнопку «ПУСК» и в течение 10–15 мин измерьте фон с закрытой крышкой-фильтром. При достижении статистической погрешности ( $\varepsilon = \pm 20\%$ ) 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  $\Phi$  альфа-частиц снимите защитную крышку и 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.

#### Измеренные и вычисленные величины

№ измерения	$d$ , см	$\Phi$ , мин <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup>	$\varepsilon$ , %	$R_\alpha$ , см	$R_{\max}$ , см	$E_\alpha$ , МэВ	$\Phi$ , част./см <sup>2</sup>

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  $\Phi = f(d)$ . Из этого графика определите среднюю длину пробега альфа-частиц ( $R_\alpha$ ), 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  $E_\alpha$  регистрируемых альфа-частиц. Сравните полученные значения  $E_\alpha$  с табличными значениями энергии альфа-частиц, испускаемых источником, приведенными в прил. 4.

Полученные данные занесите в таблицу.



3.12. Для измерения флюенса  $\Phi$  в течение 1 мин установите режим «2» (читать пункт 3.4).

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  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ .
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?

## 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 гамма-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 рассеяния (эффект Комптона) и процесса 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.

*Комптоновское 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 оставшая 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.

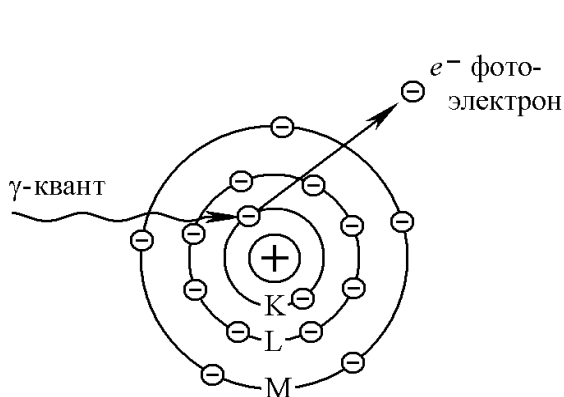


Рис. 4.1. Фотоэффект

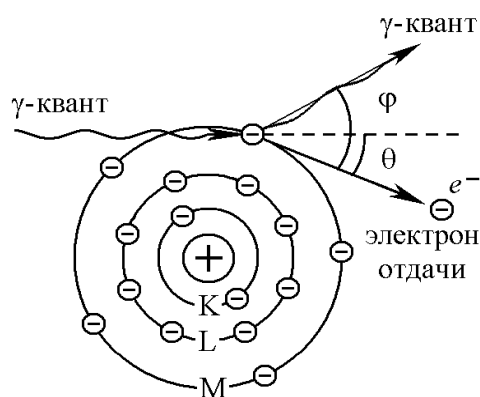


Рис. 4.2. Эффект Комптона

Гамма-квант передает электрону часть своей энергии, переходящей в кинетическую энергию электрона ( $E_e$ ) и расходуется вторичным электроном на ионизацию атомов вещества. При этом уменьшается энергия гамма-кванта ( $E_\gamma$ ), 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.

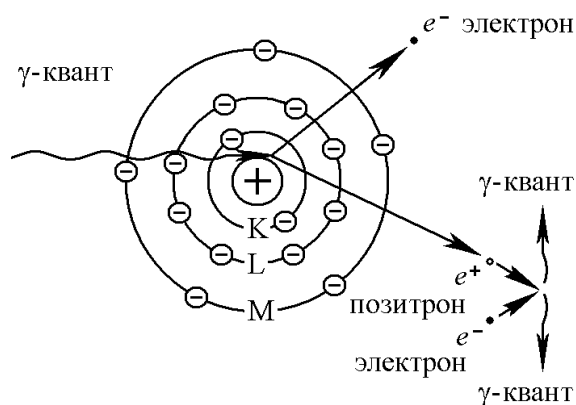


Рис. 4.3. Образование электронно-позитронной пары

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  $180^\circ$  (см. рис. 4.3).

На рис. 4.4 показана относительная вероятность  $\varepsilon$  поглощения фотонов разных энергий  $E_\gamma$  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 взаимодействующей среде в тысячи раз меньше, чем ионизирующая способность альфа-частиц.

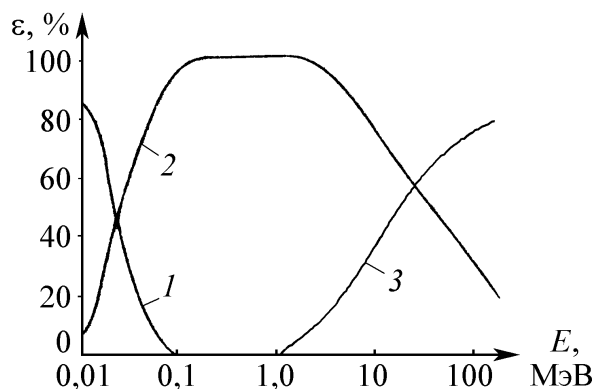


Рис. 4.4. Относительная вероятность поглощения фотонов различных энергий:  
1 – фотоэффект; 2 – эффект Комптона;  
3 – рождение пар

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;  $\mu$  – линейный коэффициент ослабления,  $\text{см}^{-1}$ .

Коэффициент  $\mu$  состоит из трех коэффициентов: коэффициента поглощения при фотоэффекте  $\mu_{\text{ф}}$ , коэффициента ослабления при Комптон-эффекте  $\mu_{\text{к}}$  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/см<sup>2</sup> или кг/м<sup>2</sup>;  $\rho$  – плотность поглотителя, г/см<sup>3</sup>.

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

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

Величина  $\mu_m = \mu / \rho$  (см<sup>2</sup>/г или м<sup>2</sup>/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/м<sup>2</sup>). Независимо от используемого материала общая масса защитной конструкции будет примерно одинаковой. Как 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 (4.5):

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

Зная массовый коэффициент ослабления, по кривым зависимости  $\mu_m$  от  $E_\gamma$  можно определить энергию гамма-квантов (рис. 4.5).

Линейный коэффициент ослабления  $\mu$  (или массовый коэффициент ослабления  $\mu_m$ ) 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.

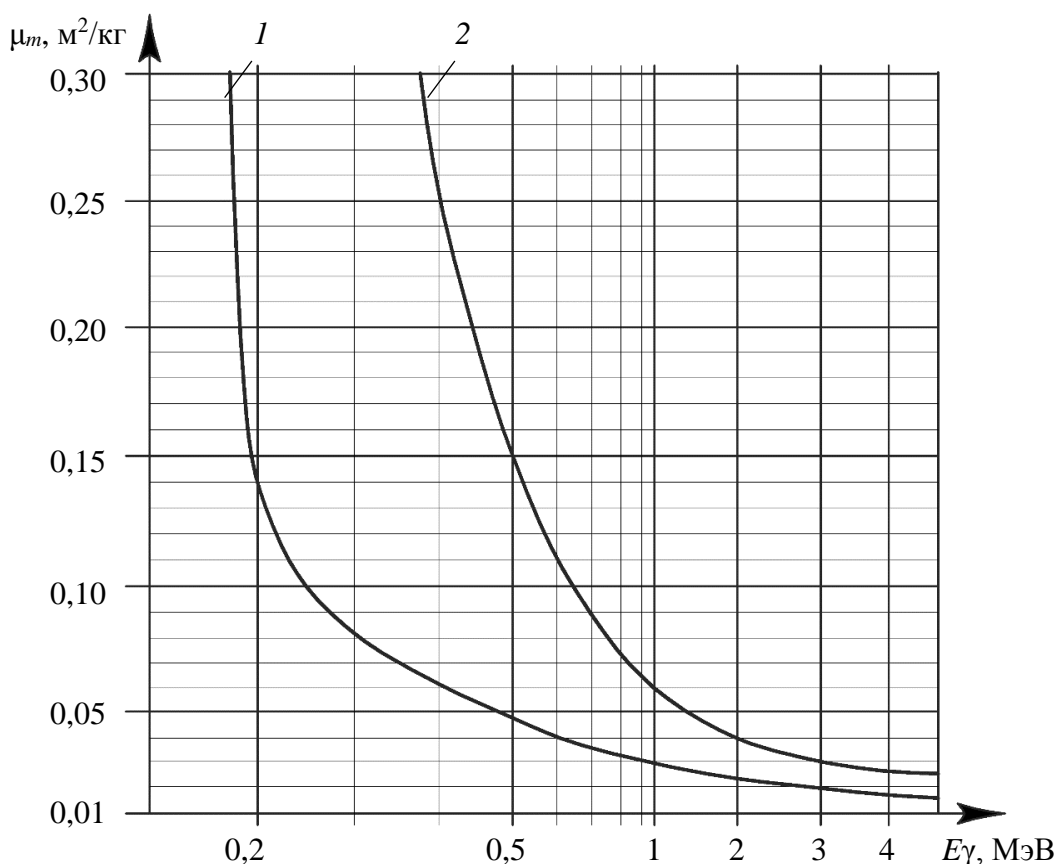


Рис. 4.5. Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии гамма-квантов:  
1 — для меди; 2 — для свинца

При прохождении гамма-квантов через тяжелые защитные стенки нельзя пренебречь рассеянными и вторичными фотонами. Хотя энергия рассеянных и вторичных фотонов ниже энергии первичных, 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 сцинтилляционном детекторе при попадании в него гамма-квантов.

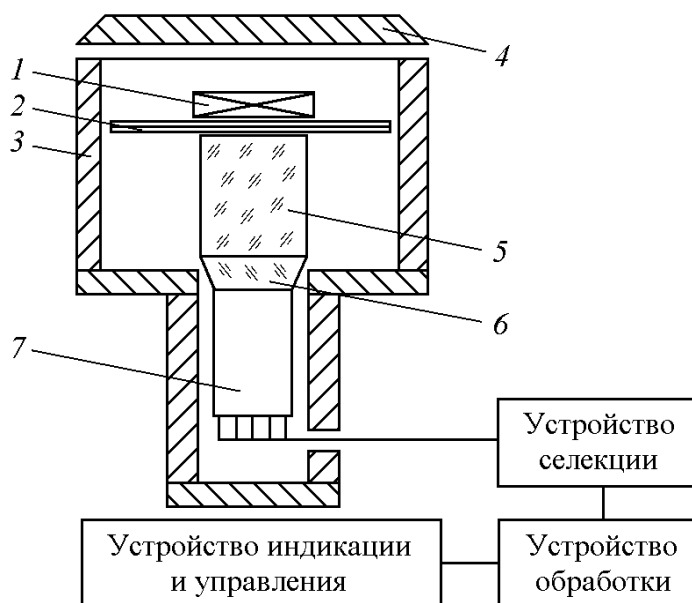


Рис. 4.6. Функциональная схема гамма-радиометра РУГ-91:

- 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





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  $\mu_m$  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?

### 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  $\lambda$ , среднее время жизни  $\tau$ , период полураспада  $T_{1/2}$ ).

Существует два вида радиоактивного распада – *альфа* ( $\alpha$ ) и *бета* ( $\beta$ ). 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  $\lambda$ . 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;  $e = 2,718$ ;  $\lambda$  – 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 ( $\lambda$ ) 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*  $\tau$  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  $\lambda$ , 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 абсолютно-го метода.

В *относительном методе* активность изучаемого образца  $A_X$  сравнивается с известной активностью стандартного источника той же геометрии и близкого состава:  $A_X = A \cdot n_X/n$ . Для реализации как абсолютного, так и относительного метода необходимы предварительные сведения о радиоизотопном составе исследуемых образцов.

## 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 (+5, ±12 В), вмонтированного в ПСО;
- блока питания высоковольтного;
- источника гамма-излучения на основе изотопа Cs-137.

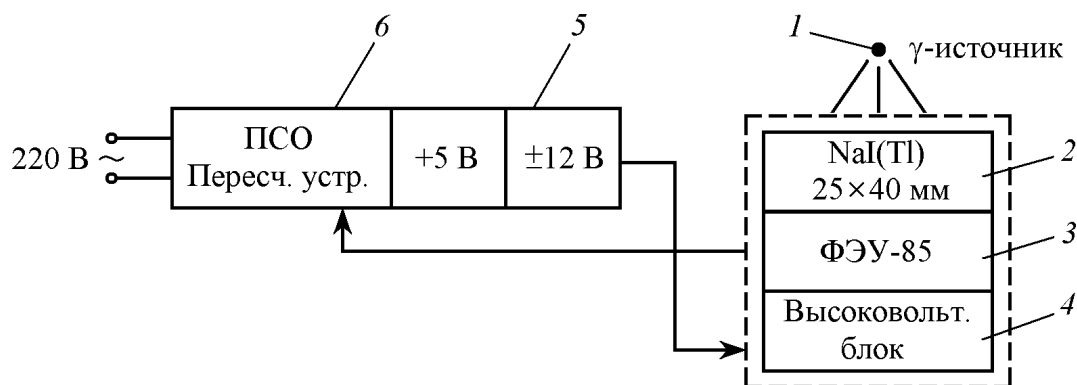


Рис. 5.1. Структурная схема экспериментальной установки:

- 1 – источник  $\gamma$ -излучения; 2 – сцинтиллятор (люминофор);  
 3 – фотоэлектронный умножитель; 4 – высоковольтный блок;  
 5 – блок низковольтного питания; 6 – пересчетное устройство

Источник гамма-излучения 1 (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 напряжения 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 ( $\pm 12$  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 пять измерений количества импульсов ( $N_{\phi}$ ) 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  $\bar{N}_{\phi}$ .

#### Измеренные и вычисленные величины

Источник	Величины	Число измерений				
		1	2	3	4	5
Фон	$N_{\phi}$					
	$\bar{N}_{\phi}$					
$A_1 = 7,7 \cdot 10^{-8}$ 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	$N_C$					
	$\bar{N}_{\bar{N}}$					
	$N_{X1} = \bar{N}_{\bar{N}} - \bar{N}_{\phi}$					
$A_{X2}$ $m_{\text{пр}} = 150$ 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 пять измерений количества импульсов. Определите 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 пять измерений для другого образца с известной активностью  $A_2$  и определите  $N_2$ .

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

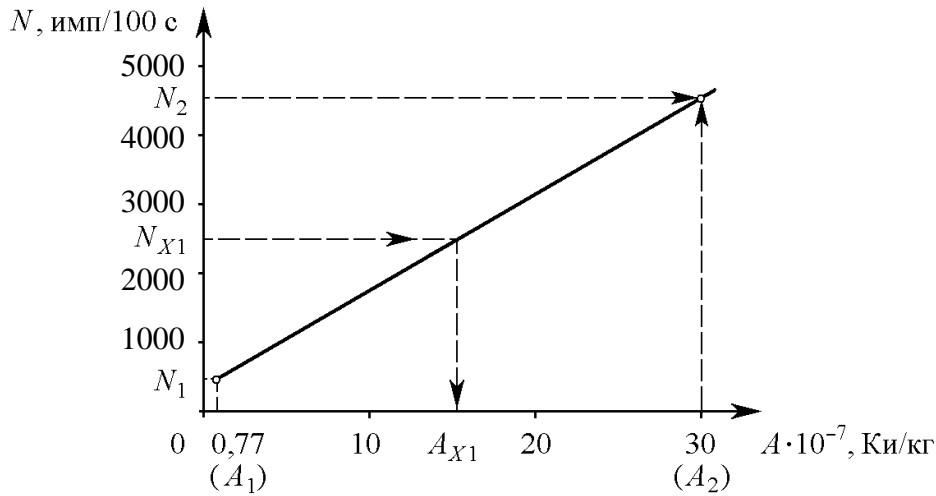


Рис. 5.2. Калибровочный график (вариант)

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 пять измерений количества импульсов  $N_C$ . Определите среднее значение  $\bar{N}_N$ . Найдите значение количества импульсов  $N_{X1}$  за вычетом фона:  $N_{X1} = \bar{N}_N - \bar{N}_\delta$ .

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) проб:

- по калибровочному графику;
- по формуле

$$A_{\bar{O}} = \frac{1}{\bar{N}} \frac{m_{\bar{O}}}{m_{\text{пр}}} N_X,$$

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.

## 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  $\lambda$  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;  $\nu$  – частота. Отсюда следует, что энергия рентгеновских квантов лежит в диапазоне от 10–100 эВ до 1–100 МэВ, а  $\gamma$ -квантов – более 10 кэВ.

*Корпускулярное излучение* – это потоки элементарных частиц, имеющих массу отличную от нуля. Большинство из них – заряженные

корпускулы: *бета-частицы* ( $\beta^-$  – электроны и  $\beta^+$  – 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.

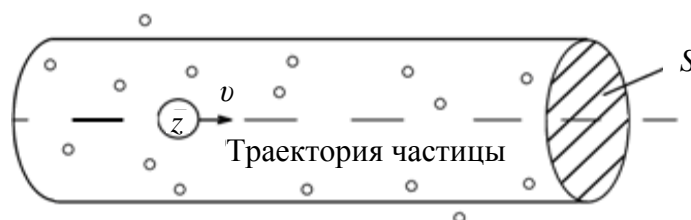


Рис. 6.1. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом

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,  $\alpha$ -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

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

где  $z, v$  – соответственно зарядовое число и скорость фотона;  $\rho$  – плотность вещества.

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

Пробег определяется формулой

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

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

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

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

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 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 зависят от их энергии и 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 см<sup>3</sup> 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<sup>3</sup> воздуха имеет массу  $1,29 \cdot 10^{-6}$  кг, то

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

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 Гр в воздухе и 36,9 Гр в биологической ткани.

Дозе в 1 Р соответствует поглощенная доза 0,87 рад в воздухе или 0,96 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:

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

Единицей мощности экспозиционной дозы является 1 Кл/(кг · 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 ЧАЭС МЭД в различных районах составляла от 2 до 12 мкР/ч (0,02–0,12 мкЗв/ч). В настоящее время в некоторых населенных пунктах на загрязненных радионуклидами территориях значения МЭД имеют повышенные значения, обусловленные искусственной радиоактивностью.

**Поглощенная доза.** Экспозиционная доза количественно характеризует облучение воздуха и лишь косвенно – облучение других материальных тел.

*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:

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

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).

Таким образом, 1 рад = 100 эрг/г =  $1 \cdot 10^{-2}$  Дж/кг = 1 сГр;

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}.$$

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).

Из табл. 6.1 видно, что  $\gamma$ -кванты и электроны поражают органическую ткань одинаково и для них взвешивающий коэффициент  $W_R = 1$ , а для  $\alpha$ -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  $D$ .

Таблица 6.1

**Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  для отдельных видов  
ионизирующего излучения**

Вид излучения	$W_R$
Рентгеновское и $\gamma$ -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

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  $\dot{H}_T$  – отношение приращения эквивалентной дозы  $dH_T$  за промежуток времени  $dt$  к этому времени:



$$\dot{I}_\partial = \frac{dI_\partial}{dt}. \quad (6.10)$$

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, используемая как *мера 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:

$$E = \sum_{\partial} W_{\partial} \dot{I}_{\partial}, \quad (6.11)$$

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  $\sum_i W_{\partial} = 1$ .

**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 единицу площади, измеряемая в Бк/м<sup>2</sup>, Ки/км<sup>2</sup>, 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
<b>Всего</b>	<b>1,00</b>

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

В настоящее время имеется три основных радиоактивных элемента, обуславливающих фон и загрязнение среды: <sup>137</sup>Cs – источник гамма-излучения (энергия фотонов 662 кэВ) и бета-излучения (граничная энергия 520 кэВ), <sup>90</sup>Sr – источник бета-излучения (граничные энергии двух бета-переходов 546 кэВ

и 2274 кэВ),  $^{239}\text{Pu}$  – источник альфа-излучения (энергия альфа-частиц 5,1 МэВ). Поскольку разные виды излучений обладают различной поражающей способностью, при исследовании загрязнения различают  $\gamma$ -,  $\beta$ - и  $\alpha$ -активные радионуклиды. Универсальных приборов, позволяющих в полной мере решать эту задачу, нет. Радиометрический контроль 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 <sup>2</sup>	МБк/м <sup>2</sup>		
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  $\phi$  с поверхности (по радионуклидам стронций-90 + иттрий-90) в диапазоне 0,1–99,99 частиц/(с · см<sup>2</sup>) или от 6 до 6000 частиц/(мин · см<sup>2</sup>);

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 двух 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.

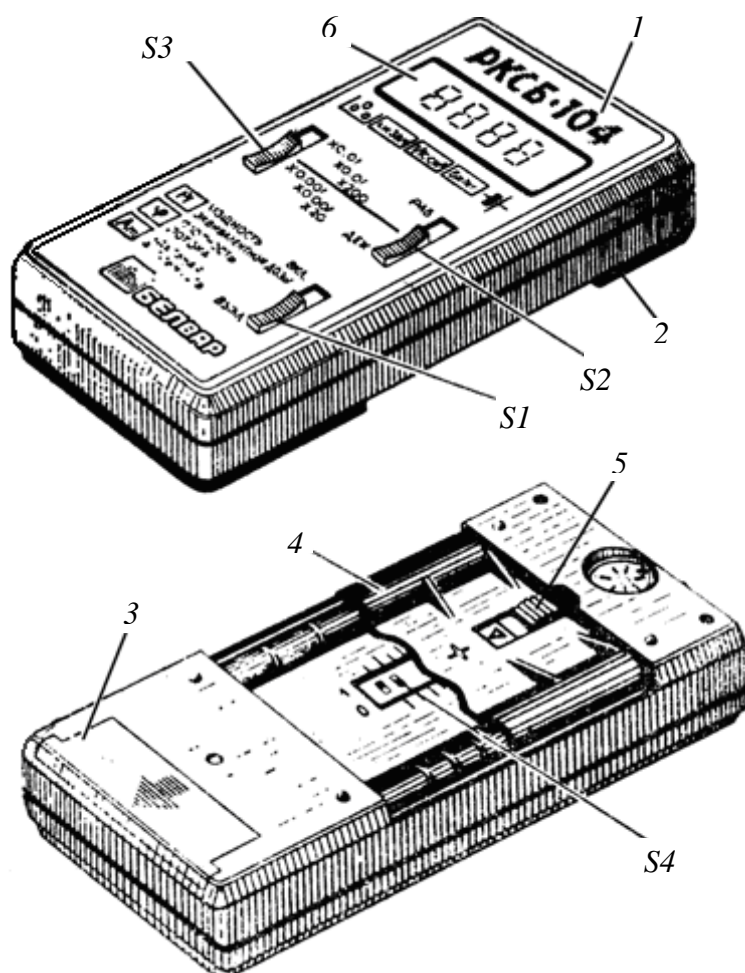


Рис. 6.2. Общий вид радиометра РКСБ-104:  
 1 – корпус; 2 – нижняя крышка; 3 – крышка отсека питания; 4 – крышка-фильтр; 5 – запирающая защелка;  
 6 – окно для индикатора;  $S1$  – тумблер включения прибора;  
 $S2$  и  $S3$  – тумблеры выбора режима работы;  
 $S4$  – движки кодового переключателя

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

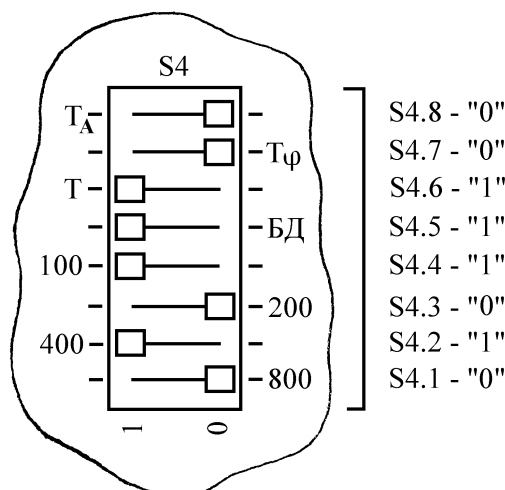


Рис. 6.3. Положение движков кодового переключателя

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:

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

3.1.8. Полученный результат  $\dot{I}$  сравните с естественным радиационным фоном Республики Беларусь (с. 105, лабораторная работа № 12).

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

3.2.1. Выполните пять ( $n = 5$ ) измерений МЭД  $\dot{I}$  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  $\dot{I}$ , 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, $n$				
		1	2	3	4	5
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения естественного радиационного фона, мкЗв/ч	$\dot{I}_s$					
	$\dot{I}$					
	$\sigma$					
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения, мкЗв/ч: на источнике	$\dot{I}_s$					
	$\dot{I}$					
на расстоянии от источника, м: 0,2	$\dot{I}_s$					
	$\dot{I}$					
0,5	$\dot{I}_s$					
	$\dot{I}$					
Плотность потока бета-излучения $\Phi$ , частиц/(см <sup>2</sup> · мин)	$\Phi_\delta$					
	$\bar{\Phi}_\delta$					
	$\Phi_\epsilon$					
	$\bar{\Phi}_\epsilon$					
	$\Phi$					

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 « $\times 0,01 \times 0,01 \times 200$ » соответственно).

3.3.3. Поднесите прибор к исследуемой поверхности, поместив между ними пластмассовую упаковку. Включите прибор тумблером S1, установив его в положение «ВКЛ.»

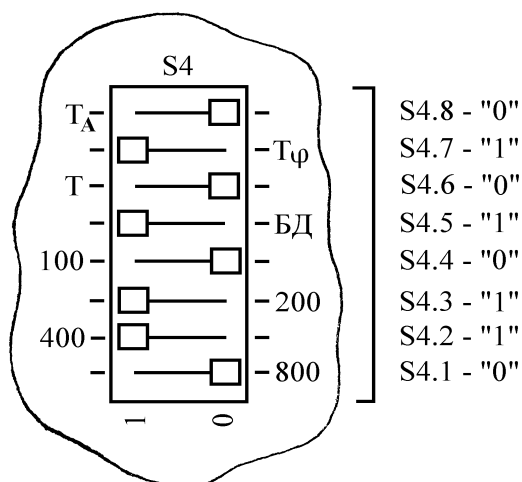


Рис. 6.4. Положение движков кодового переключателя

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

3.3.5. Выключите прибор тумблером S1.

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 S1. Запишите показание прибора ( $\phi_{и}$ ) в табл. 6.5. Повторите измерения пять раз ( $n = 5$ ). Найдите среднее значение  $\bar{\phi}_{и}$ .

3.3.8. Определите величину степени загрязнения поверхности бета-излучающими радионуклидами и найдите плотность потока  $\phi$  бета-излучения с поверхности по формуле

$$\phi = K_1 (\bar{\phi}_e - \bar{\phi}_o) \cdot 60, \quad (6.13)$$

где  $\phi$  – плотность потока бета-излучения с поверхности, частиц/(см<sup>2</sup> · мин);  $K_1$  – коэффициент, равный 0,01;  $\bar{\phi}_e$  – показание прибора со снятой крышкой;  $\bar{\phi}_o$  – 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:

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

---

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?



## 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 стабильная элементарная электрически нейтральная частица. *Антинейтрино* – античастица для нейтрино.

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

Таблица 7.1

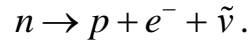
Виды бета-распада

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

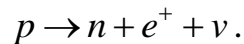
*Примечание.* *A* – массовое число; *Z* – зарядовое число (порядковый номер в периодической таблице элементов); *X* и *Y* – символы химических элементов; *M* – масса ядра; *m<sub>e</sub>* – масса электрона;  $\nu$  и  $\tilde{\nu}$  – символы нейтрино и антинейтрино.

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 антинейтрино. Масса ядра прежняя, а заряд увеличивается на единицу:

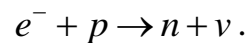


*Позитронный бета-распад* – образуется ядро с прежней массой и зарядом, уменьшенным на единицу. При этом распаде в ядре распадается одиночный протон с образованием нейтрона, позитрона и нейтрино:



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 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.

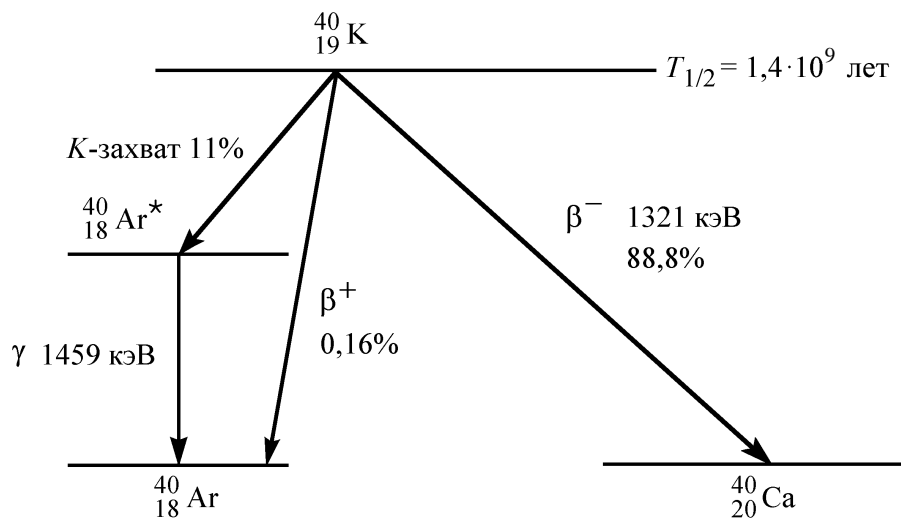


Рис. 7.1. Схема распада изотопа калия-40

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  ${}^{40}_{20}\text{Na}$  с граничной максимальной энергией  $E_0 = 1321$  кэВ.

На долю  $K$ -захвата приходится 11% распадов  ${}^{40}_{19}\text{K}$ , при котором образуется  ${}^{40}_{18}\text{Ar}$  в возбужденном состоянии и на долю позитронного распада – 0,16%. Содержание изотопа  ${}^{40}_{19}\text{K}$  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 гамма-кванты 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).

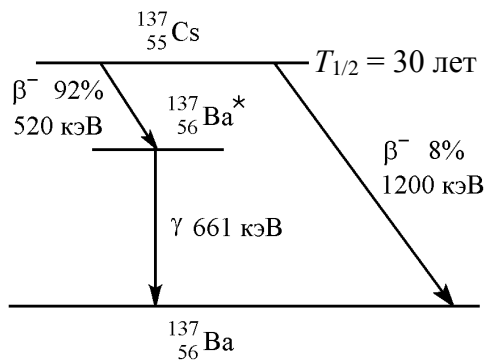


Рис. 7.2. Схема распада ядра цезия-137

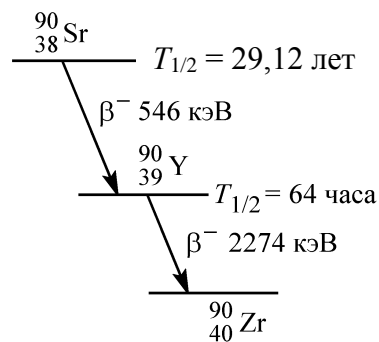


Рис. 7.3. Схема распада ядра стронция-90

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/ $\text{км}^2$ ) для конкретного изотопа. Измерение активности может быть выполнено абсолютным или относительным методом (см. лабораторную работу № 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;  $\rho$  – плотность) и примерно одинакова для слоев вещества разной толщины, но одинаковой массы.

Поэтому толщину поглотителя (и пробеги) принято выражать значением массы на единицу площади ( $\text{г/см}^2$ ). Обычно измеряют максимальный пробег бета-частиц для алюминия ( $R_{\text{Al}}$ ); для другого вещества  $R = R_{\text{Al}}(Z/A)_{\text{Al}} / (Z/A)$ . Между граничной энергией ( $R_{\max}$ ,  $\text{г/см}^2$ ) 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 <sup>2</sup>	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 7.2) приводит к различным граничным энергиям бета-спектров в алюминиевом поглотителе. Для полного подавления бета-компо-

ненты 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 соответствуют 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 исследуемых 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:

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

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  $k$ , решите 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:

$$\dot{A}_1 = \frac{k_i N_1}{t}; \quad \dot{A}_2 = \frac{k_i N_2}{t}, \quad (7.6)$$

где  $k_n$  – постоянная прибора ( $k_n = 8 \cdot 10^{-9}$  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. Установите прибор на кювету, как указано на рис. 7.5, и за время 5 мин подсчитайте число импульсов  $N_{\phi}$  от фона. Время зафиксируйте по своим часам.

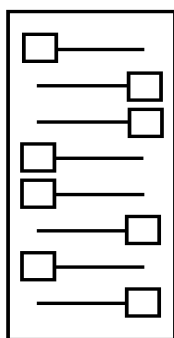


Рис. 7.4. Положение движков кодового переключателя

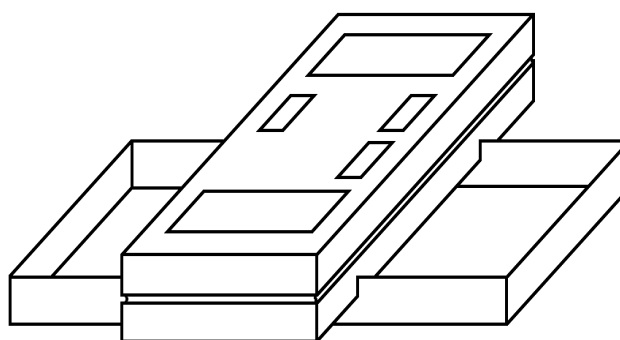


Рис. 7.5. Положение прибора во время проведения измерений

3.2.4. Выполните измерение числа импульсов  $N_{сф}$  (сигнал и фон) для исследуемых трех препаратов. Время измерения – 5 мин. Число импульсов  $N_c$  вычислите по формуле (7.2).

3.2.5. Выполните измерения числа импульсов  $N_{сф}$  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?



## 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

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

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 активность  $A_m$ , равная активности единицы массы источника (Бк/кг или Ки/кг); объемная активность  $A_v$ , характеризующая активность единицы объема источника (Бк/м<sup>3</sup> или Ки/м<sup>3</sup>), и поверхностная активность  $A_s$ , которая определяет активность единицы поверхности источника (Бк/м<sup>2</sup> или Ки/км<sup>2</sup>). Например, допустимую концентрацию радионуклидов в воде (объемную активность) удобнее выражать Бк/л, а в воздухе – в Бк/м<sup>3</sup>.

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  $\rho$  – 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/м<sup>2</sup> (5 Ки/км<sup>2</sup>), или 3,35 мЗв/год; с загрязнением  $A_s = 1480$  кБк/м<sup>2</sup> (40 Ки/км<sup>2</sup>) 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-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 (табл. П5.1 прил. 5).

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

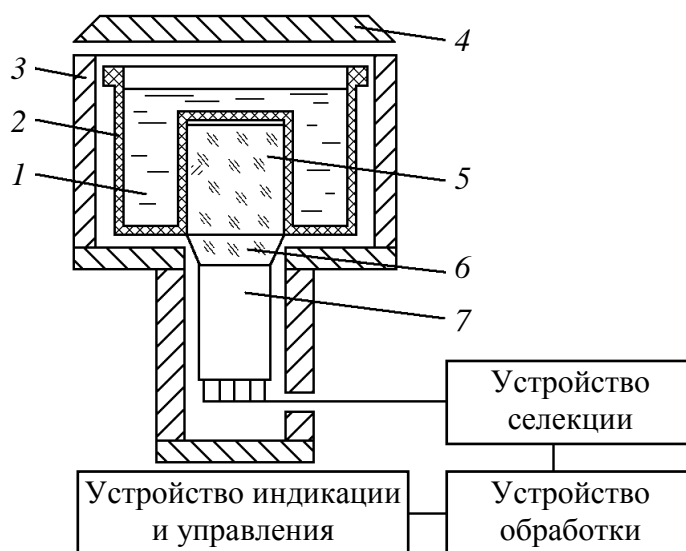
Преобладающая для большинства районов внутренняя компонента доз облучения снижается за счет проведения защитных и реабилитационных мер в сельском хозяйстве.

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.



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 внутри свинцового защитного экрана 3, уменьшающего влияние внешнего фонового излучения. Сверху экран закрывается свинцовой защитной крышкой 4.

Световые вспышки, возникающие в сцинтилляторе 5, через световод 6 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: K-40 и Cs-137. В процессе измерения фона на табло индицируется обратный отсчет времени измерения (с).

3.6. По окончании измерения фона нажмите поочередно кнопки «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 каналам: 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 двух 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.

Выполните пять измерений. Затем поменяйте пробу.

Таблица 8.1

**Данные результатов измерений и вычислений**

№ опыта	Объемная активность $A_v$ , кБк/л, и удельная активность $A_m$ , кБк/кг	Проба № 1		Проба № 2		Проба № 3	
		(_____)		(_____)		(_____)	
		Объем _____ мл	Объем _____ мл	Объем _____ мл	Объем _____ мл	Объем _____ мл	Объем _____ мл
		Масса _____ г	Масса _____ г	Масса _____ г	Масса _____ г	Масса _____ г	Масса _____ г
		Уд. вес _____ кг/л	Уд. вес _____ кг/л	Уд. вес _____ кг/л	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 квадратическое отклонение $S$ , %						
	Масса радионуклида в пробе, г						

Примечание.  $A_v$  – измеренное значение;  $A_m$  вычисляется по формуле

$$A_m = \frac{A_v}{\rho \cdot V}$$

3.10. По окончании измерения трех проб выключите РУГ-91 нажатием кнопки «СЕТЬ». Отсоедините шнур от питающей сети.

В случае если измеряемый продукт не заполняет требуемый объем 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. табл. П5.1–П5.3 прил. 5) и сделайте заключение о пригодности продуктов питания и сырья.

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

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

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 радионуклидов 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?



## 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

При определении активности различных видов продукции растительного и животного происхождения используется радиометрия их зольных остатков при малых значениях удельной активности исследуемых проб. 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*  $q$ :

$$q = \frac{m_3}{m}.$$

Удельная активность исследуемой сырой пробы

$$A_m = \frac{q}{m_3} A_3, \quad (9.1)$$

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  $v_{\text{эт}}$  (источника с известной активностью  $A_{\text{эт}}$ ) и озоленной пробы  $v_3$ , активность которой неизвестна.

Отношение скоростей счета:

$$\frac{v_{\text{эт}}}{v_3} = \frac{A_{\text{эт}}}{A_3}. \quad (9.2)$$

Отсюда следует

$$A_{\zeta} = \frac{\nu_{\zeta}}{\nu_{\gamma_0}} \cdot A_{\gamma_0}. \quad (9.3)$$

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  $\nu$  и активность  $A_n$  радиоактивного источника с учетом самопоглощения излучения совпадают. 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 А 84, 86, 87 и 88. К продуктам деления относят радиоизотопы 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 более 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 (максимум 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 прокаливают 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), который 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, рутения-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 « $^{40}\text{K}$ », которые служат для вывода на цифровое табло 1 количественного содержания в пробе соответствующих радионуклидов;

– кнопку «ПОГРЕШНОСТЬ», которая 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 · 10<sup>3</sup> 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, обработку результатов измерений повторите как для образца

другого типа. Для этого нажмите одну из кнопок «ПЛОТНОСТЬ,  $\text{Г} \cdot \text{СМ}^{-3}$ ». 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 (« $^{40}\text{К}$ » или « $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ »).

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.

**Результаты измерений и расчетов**

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

После обработки результатов измерений полученную активность проб сравните с республиканскими допустимыми уровнями (РДУ) содержания радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$  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 иттрия-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?

## 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  $\lambda$  (лямбда), то активность препарата

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

Известно, что

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

следовательно (см. лабораторную работу № 5, с. 44),

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

где  $T_{1/2}$  – период полураспада радионуклида;  $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$  моль<sup>-1</sup> – 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/м<sup>3</sup> или Ки/м<sup>3</sup>), и поверхностная активность  $A_s$ , равная активности единицы поверхности источника (Бк/м<sup>2</sup> или Ки/км<sup>2</sup>). Выбор единиц этих величин определяется конкретной задачей. Например, допустимую концентрацию радионуклидов в воде (объемную активность) удобнее выражать Бк/л, а в воздухе – в Бк/м<sup>3</sup>.

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**

Продукты	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.

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 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/км<sup>2</sup> (74 кБк/м<sup>2</sup>). Для всех собираемых грибов проверка на содержание радионуклидов обязательна.

Соотношение между единицами радиоактивности приведено в табл. 10.2.

Таблица 10.2

**Соотношение между единицами радиоактивности**

Величина	Название и обозначение в единицах				Соотношения между единицами
	СИ		внесистемных		
Активность	<i>A</i>	Бк	<i>A</i>	Ки	1 Бк = 1 распад/с = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Удельная активность	<i>A<sub>m</sub></i>	Бк/кг	<i>A<sub>уд</sub></i>	Ки/кг	1 Бк/кг = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки/кг 1 Ки/кг = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/кг
Объемная активность	<i>A<sub>v</sub></i>	Бк/м <sup>3</sup>	<i>A<sub>об</sub></i>	Ки/л	1 Бк/м <sup>3</sup> = $2,7 \cdot 10^{-8}$ Ки/л 1 Ки/л = $3,7 \cdot 10^{13}$ Бк/м <sup>3</sup>
Поверхностная активность	<i>A<sub>s</sub></i>	Бк/м <sup>2</sup>	<i>A<sub>пов</sub></i>	Ки/км <sup>2</sup>	1 Бк/см <sup>2</sup> = $10^4$ Бк/м <sup>2</sup> = 0,27 Ки/км <sup>2</sup> 1 Ки/км <sup>2</sup> = $3,7 \cdot 10^4$ Бк/м <sup>2</sup> = 37 кБк/м <sup>2</sup>

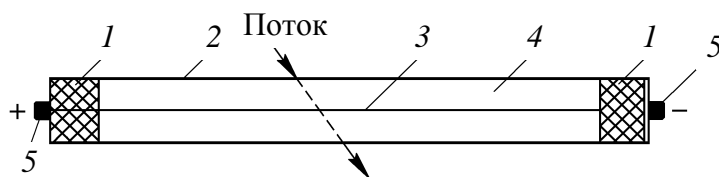
Для уменьшения внутреннего облучения необходимо проводить ускоренное выведение радионуклидов из организма. Это достигается применением пектиновых пищевых добавок, содержащих йод, калий, кальций, железо, селен, кобальт, магний.

## 2. Приборы и принадлежности

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

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

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  $(410 \pm 30)$  В. Величина рабочего напряжения зависит от конструкции счетчика и состава заполняющей его газовой смеси.



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 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 положение «МД», нажмите кнопку «КОНТР.» и, удерживая ее в нажатом состоянии до конца проведения контрольной проверки, нажмите кнопку «ПУСК». Через  $(20 \pm 5)$  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  $N_{\phi}$ , для этого нажмите кнопку «ПУСК» и через 10 мин  $\pm 5$  с нажмите кнопку «СТОП». Время измерения регистрируйте с помощью секундомера. Результаты измерения занесите в табл. 10.3 ( $N_{\phi}$ ).

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  $\pm 5$  с. Результаты измерения занесите в табл. 10.3.

Таблица 10.3

**Результаты измерений и расчетов**

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

*Примечание.*  $A_m = A_v / \rho$ ,  $\rho = m / v$ , где  $\rho$  – 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 продеактивируйте ветошью, смоченной дезактивирующим раствором.

3.6. Оценку объемной активности проб проведите по формуле

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

где  $N_{\phi}$  – число импульсов от кюветы, заполненной дистиллированной водой;  $N_{\phi n}$  – 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 · имп.). Если при замерах получится величина, меньшая, чем  $1 \cdot 10^{-7}$  Ки/л, что соответствует разности показаний прибора при двух измерениях  $N_{\phi n} - N_{\phi} < 250$  импульсов, то необходимо повторить измерение, увеличив время до  $t_2 = 30$  мин  $\pm 10$  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?



## **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 г., 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 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 большая 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 применяется 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 достижении 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 железы, 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 два 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 сут;

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

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

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

*Настойка йода 5%-я* 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%-ю, а 2,5%-ю 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 токсичные 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 выводят 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 В<sub>1</sub>, В<sub>2</sub>, В<sub>6</sub>, В<sub>12</sub>, С, Е, бета-каротина, фолиевой кислоты и микроэлементов К, Se, Zn, Са.

Содержание радионуклидов в различных продуктах питания, воде, воздухе, строительных материалах, почве и других источниках излучения нормируется и 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).

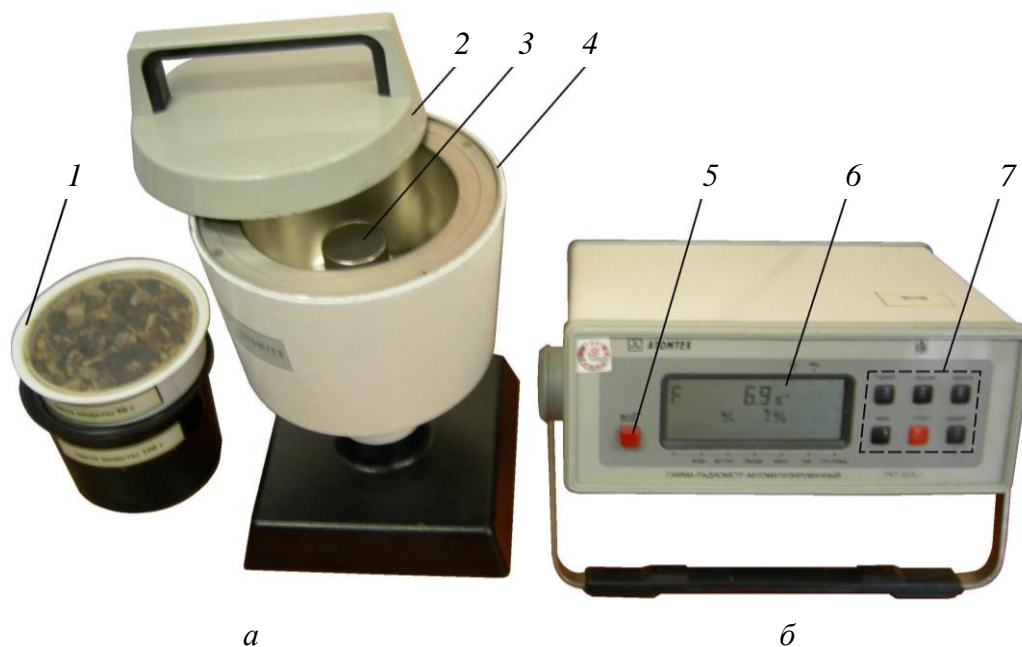
Активность источника, в котором содержатся радиоактивные ядра одного вида, уменьшается во времени по экспоненциальному закону:

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

где  $A_t$  – 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).



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

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 ( $^{131}\text{I}$ ) 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.

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  $\pm 5\%$  раздастся 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	Удельный вес, г/см <sup>3</sup>	Время измерения, с	Удельная активность, Бк/кг	Объемная активность, Бк/л

*Примечание:*  $A_v = A_m \cdot \rho$ ,  $\rho = m / v$ , где  $\rho$  – 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. табл. П5.1–П5.3 прил. 5) 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?



## ОПРЕДЕЛЕНИЕ СУММАРНОЙ ЭФФЕКТИВНОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В СТРОИТЕЛЬНЫХ МАТЕРИАЛАХ

**Цель работы:** освоение методики определения суммарной эффективной удельной активности радионуклидов калий-40, радий-226 и торий-232 в строительных материалах с использованием РУГ-91-2.

### 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 бетонных – 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

$$\dot{A}_{\text{эф}} = \dot{A}_{\text{Ra}} + 1,3A_{\text{Th}} + 0,09A_{\text{K}},$$

где  $A_{\text{Ra}}$  и  $A_{\text{Th}}$  – удельные активности радия-226 и тория-232, Бк/кг;  $A_{\text{K}}$  – 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 (СанПиН № 213)**

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	740–1500
По согласованию с санитарно-эпидемиологической службой Министерства здравоохранения Республики Беларусь	1500–4000
Не должны использоваться в строительстве	Более 4000

Значения средней удельной активности ( $A_m$ )  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  в различных почвах приведены в табл. 12.2.

Таблица 12.2

**Средняя удельная активность ( $A_m$ )  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  в различных почвах**

Тип почвы	$A_m$ , Бк/кг		
	$^{40}\text{K}$	$^{238}\text{U}$	$^{232}\text{Th}$
Сероземы	670	31	48
Черноземы	410	22	36
Дерново-подзолистые	300	15	22
Подзолистые	150	9	12
Торфяные	90	6	6

Наиболее весомый вклад в общую дозу облучения вносит радон. Радон-222 ( $^{222}_{86}\text{Rn}$ ) является продуктом распада урана-238 ( $^{238}\text{U}$ ), а торон ( $^{220}_{86}\text{Rn}$ ) – тория-232 ( $^{232}\text{Th}$ ).

Величина средней мировой годовой эффективной дозы от радионуклидов семейства урана и тория составляет 0,126 мЗв. Вклад радона-222 ( $^{222}\text{Rn}$ ) и торона-220 ( $^{220}\text{Rn}$ ) в годовое внутреннее облучение составляет 1,15 мЗв и 0,1 мЗв соответственно. Отсюда видно, что вклад в суммарную эффективную дозу облучения радона-222 ( $^{222}\text{Rn}$ ) значительно больше, чем торона-220 ( $^{220}\text{Rn}$ ). В дальнейшем оба изотопа будем называть просто радоном.

Радон – бесцветный, не имеющий запаха тяжелый (в 7,5 раз тяжелее воздуха) радиоактивный газ с периодом полураспада 3,8 сут, 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.

По оценкам НКДАР (Национальный комитет по действию атомной радиации) радон с его дочерними продуктами распада дает примерно 3/4 годовой эффективной дозы  $E$  внутреннего облучения от земных источников радиации, что составляет около половины дозы  $E$  от всех источников радиации.

Так как радон является газом, то в организм человека он попадает преимущественно через дыхательные пути. Этот газ накапливается в помещениях и создает значительные эффективные дозы на легочную ткань человека, что может привести к развитию рака легких.

Источниками выделения радона являются строительные материалы, природный бытовой газ в жилых помещениях, а также вода с артезианских скважин и почва. В основном радон выделяется из почвы и его объемная активность  $A_V$  в воздухе в разных регионах планеты различная. Например, во Франции  $A_V = 9,3 \text{ Бк/м}^3$ , в Японии – 2,1, а на Филиппинах – 2,3 Бк/м<sup>3</sup> (среднемировые значения радона в воздухе –  $A_V = 2 \text{ Бк/м}^3$ ).

Вода и природный газ также являются источниками поступления радона в жилые помещения. Основная радиационная опасность образуется не от употребления воды, а от попадания паров воды (при кипении) с высокой концентрацией радона в легкие с вдыхаемым воздухом. Под землей радон накапливается в природном газе. При сжигании природного газа в кухонных плитах радон поступает в помещения.

Глинистые породы обладают свойством активно сорбировать и удерживать радионуклиды. При термической обработке глинистых пород в процессе изготовления технической керамики (огнеупоры, керамзит, красный кирпич и др.) повышается концентрация радионуклидов за счет выгорания различных органических примесей.

## 2. Приборы и принадлежности

Для измерения активности в лабораторной работе используется гамма-радиометр РУГ-91-2 «АДАНИ» (в дальнейшем гамма-радиометр), который предназначен для измерения объемной (ОА) и удельной активности (УА) гамма-излучающих радионуклидов цезия-134 ( $^{134}\text{Cs}$ ), цезия-137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), радия-226 ( $^{226}\text{Ra}$ ), тория-232 ( $^{232}\text{Th}$ ) и калия-40 ( $^{40}\text{K}$ ) в продуктах питания, кормах, строительных материалах и других пробах различной консистенции (измельченных твердых, жидких, сыпучих и пастообразных).



Рис. 12.1. Общий вид гамма-радиометра РУГ-91-2

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

Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерений ОА (УА) радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  (при доверительной вероятности  $P = 0,95$ ) не превышают  $\pm 20\%$ .

*Блок детектирования* (рис. 12.2) включает:

а) сцинтилляционный детектор –  $\text{NaI}(\text{Tl})$  предназначен для преобразования энергии гамма-квантов в поток фотонов света (световых вспышек) и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), преобразующего вспышки света в достаточно большие импульсы тока, амплитуда которых пропорциональна энергии гамма-квантов;

б) предварительный усилитель, который обеспечивает преобразование импульса тока ФЭУ в импульс напряжения.

АЦП осуществляет преобразование импульсов напряжения в цифровой код.

Блок управления (панель управления) состоит из устройства индикации и управления, которое предназначено для задания режимов работы радиометра и индикации результата измерения.

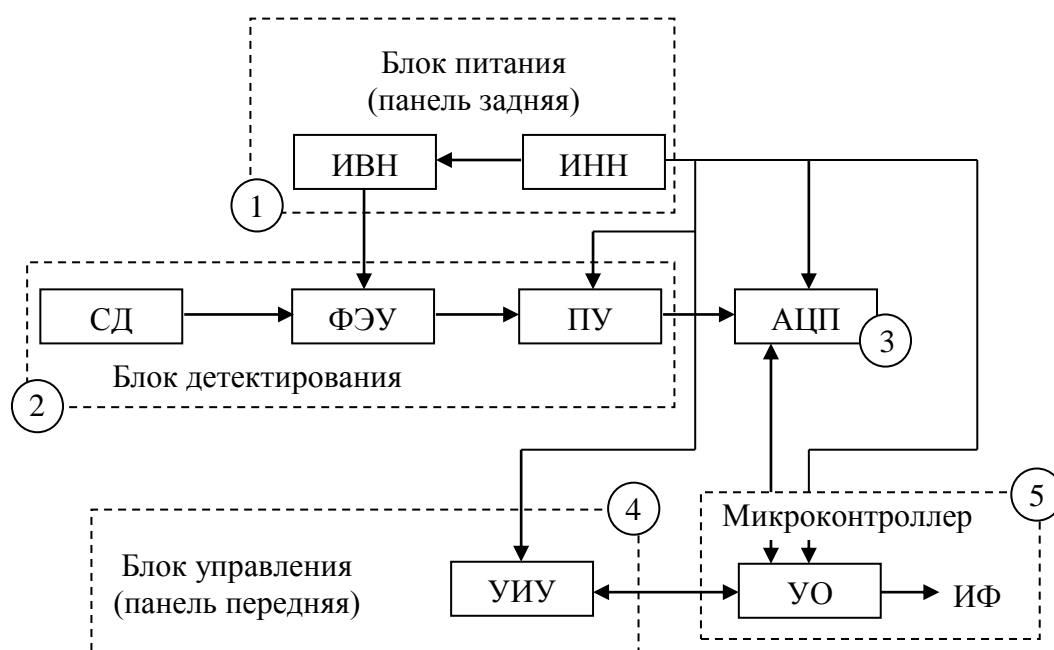


Рис. 12.2. Структурная схема радиометра:

ИВН – источник высокого напряжения; ИНН – источник низкого напряжения;  
 СД – сцинтилляционный детектор; ФЭУ – фотоэлектронный фотоумножитель; ПУ – предварительный усилитель;  
 АЦП – аналого-цифровой преобразователь; УИУ – устройство индикации и управления; УО – устройство обработки; ИФ – интерфейс

*Калибровка прибора* проводится по необходимости:

- 1) на передней панели нажать кнопку «МЕНЮ»;
- 2) появится команда «КАЛИБРОВКА»;
- 3) нажать «F»;
- 4) появится надпись «Установите КС1. Нажмите СТАРТ».  
 Установите в свинцовый блок сосуд Маринелли с калибровочным образцом (КС1). Закройте защитную крышку прибора;
- 5) нажать кнопку «СТАРТ»;
- 6) на дисплее появится  $t$  – время от начала измерения,  $p$  – количество зарегистрированных радиометром распадов,  $c$  – номер канала. Калибровка осуществляется около 100 с;
- 7) появится сообщение «КАЛИБРОВКА ЗАВЕРШЕНА».

### 3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

#### 3.1. Измерение фона

1) наполнить кювету (сосуд Маринелли) дистиллированной водой объемом 0,5 л, установить его внутрь свинцового блока и закрыть защитную крышку прибора;

2) подключить сетевой шнур к сети 220 В, нажать выключатель на задней панели прибора;

3) нажать кнопку «МЕНЮ»;

4) выбрать «ФОН» и нажать «F»;

5) кнопками «0-9» установить время определения фона не менее 600 с. Если значение введено ошибочно, нажмите «ОТМЕНА»;

6) нажать «F»;

7) нажать «СТАРТ»;

8) на дисплее отобразятся данные значения фона;

9) нажать «СТАРТ»;

10) на дисплее появится спектр,  $t$  – время от начала измерений,  $cps$  – количество регистрируемых радиометром распадов в секунду, УА  $^{137}\text{Cs}$ , УА  $^{40}\text{K}$ ;

11) по окончании измерения фона на экране прибора появится вопрос «Сохранить набранный фон?»:

– для сохранения выбрать клавишами управления «Да»;

– для удаления фона выбрать «Нет».

#### 3.2. Измерение удельной активности

1) сосуд Маринелли (0,5 л) с пробой установить в свинцовый блок детектирования и закрыть защитную крышку прибора;

2) нажать «МЕНЮ»;

3) выбрать команду «ИЗМЕРЕНИЯ»;

4) нажать «F»;

5) на дисплее появится перечень вариантов измерений:

Cs-137,

$A_{\text{эфф}}$  (Ra, Th, K),

МЛС\* (межлабораторные сличения).

Необходимо выбрать  $A_{\text{эфф}}$  (Ra, Th, K); нажать «F»;

6) появится запрос «МАССА...г»;

7) кнопками «0-9» установить значение массы;

8) нажать «F»;

9) на дисплее появится запрос «ВРЕМЯ, с:»;

- 10) кнопками «0-9» установить значение времени – 600 с;
- 11) нажать «F»;
- 12) высветятся параметры измерений:  
 Радионуклиды  
 Масса, г  
 Время измерения, с;
- 13) нажать «СТАРТ»;
- 14) появится:  $cps$  – количество регистрируемых радиометром распадов в секунду,  $A_{эфф}$  (Ra, Th, K) – значения эффективных удельных активностей радионуклидов;
- 15) таймер начнет обратный отсчет времени;
- 16) повторить пп. 1–15 еще для двух проб;
- 17) результаты измерений и расчетов эффективной удельной активности (см. формулу на с. 106) занести в табл. 12.3.

Таблица 12.3

**Результаты измерений и расчетов эффективной удельной активности**

Название пробы	Радионуклид	$A_{уд}$ , Бк/кг	$A_{эф}$ (по прибору), Бк/кг	$A_{эф}$ (по расчетам), Бк/кг
Проба № 1 (_____) масса _____ кг объем _____ л	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			
Проба № 2 (_____) масса _____ кг объем _____ л	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			
Проба № 3 (_____) масса _____ кг объем _____ л	K-40			
	Ra-226			
	Th-232			

**3.3. Завершение работы с радиометром**

После окончания работы следует:

- 1) отключить подачу питания на радиометр, нажав на клавишу «СЕТЬ»;
- 2) извлечь из свинцового блока сосуд Маринелли;
- 3) отсоединить сетевой шнур радиометра от питающей сети 230 В.

### 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. Чем опасен радон? Источники выделения радона.
7. В чем заключается опасность радона, выделяющегося из строительных материалов зданий и сооружений?
8. Сколько протонов и нейтронов содержат ядра радионуклидов тория-232 и урана-238?
9. С какой целью проверяется объемная активность воздуха в жилых помещениях?



## 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 заканчивая 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 и продукты их распада, которые являются канцерогенными ядами у Cs  $\rightarrow$  Ba, а у Sr  $\rightarrow$  Zr, 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 последовательные 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:

$$\dot{H} = 5 \cdot \frac{3600}{365 \cdot 24} = 0,57 \text{ мЗв/ч}.$$

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 ( $T_{эф}$ ):

$$\dot{D}_{y\phi} = \frac{\dot{D}_{1/2} \dot{D}_a}{\dot{D}_{1/2} + \dot{D}_a}, \quad (13.1)$$

где  $T_{1/2}$  – период полураспада радионуклида (прил. 6);  $T_{\phi}$  – 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

$$D = 2E_{y\phi} \dot{A}_m \dot{D}_{y\phi} \left( 1 - a^{-\frac{0,693t}{T_{y\phi}}} \right), \quad (13.2)$$

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, 115 сут.

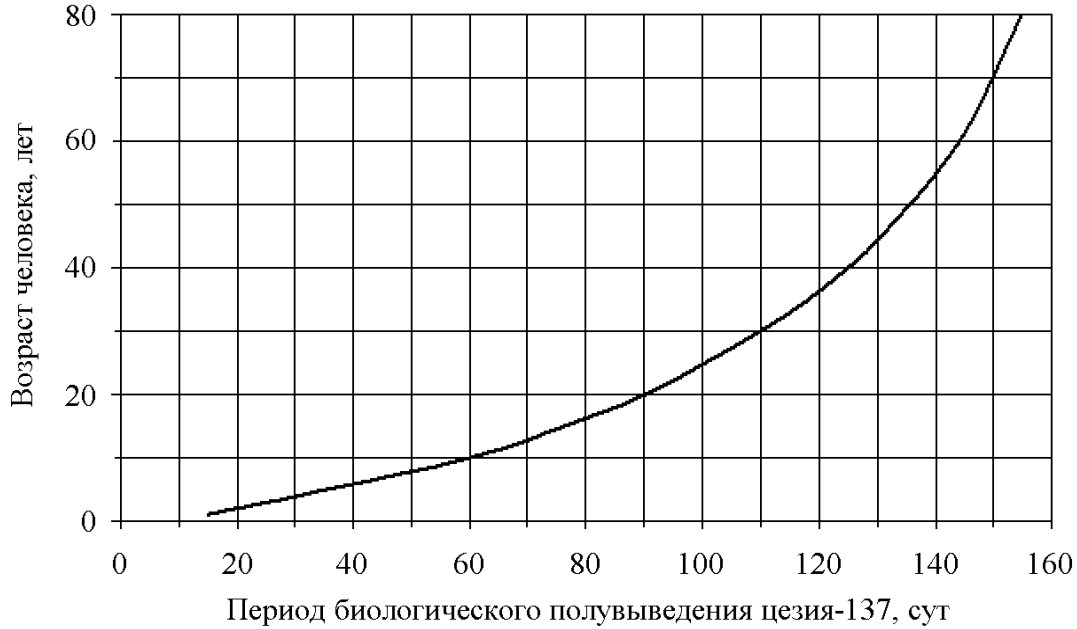


Рис. 13.1. Зависимость периода биологического полувыведения цезия-137 из организма человека от возраста

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.

Таблица 13.1

## 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%-м растворе соли	0,2
Отваривание грибов в 2%-м 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  $K_{п}$ , который рассчитывают по формуле

$$K_{\text{п}} = \frac{A_m}{A_s}, \quad (13.4)$$

где  $A_m$  – удельная активность продуктов растениеводства, Бк/кг;  $A_s$  – плотность загрязнения почвы радионуклидом, кБк/м<sup>2</sup>.

Для снижения активности продуктов при технологической и кулинарной обработке используют коэффициент технологической или кулинарной обработки, который рассчитывают по формуле

$$K_{\hat{e}.i} = \frac{\hat{A}_m^{e.i}}{\hat{A}_m}, \quad (13.5)$$

где  $\hat{A}_m^{e.i}$  – удельная активность продуктов после технологической (кулинарной) обработки, Бк/кг;  $\hat{A}_m$  – 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 (табл. П5.1 прил. 5), а для ограничения общего облучения установлены допустимые уровни содержания радионуклидов в продукции из древесины (табл. П5.2 прил. 5) 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 соответствует 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» предназначена для продолжения набора спектра после остановки.

Кнопка  служит для включения и выключения подсветки на жидкокристаллическом индикаторе (ЖКИ).

Кнопка «ВКЛ.» необходима 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 «АТОМТЕХ», а затем сообщение

<b>Прогрев прибора</b>	
<b>осталось</b>	<b>9 : 56</b>
<b>Установите контрольную пробу</b>	

Прогрейте радиометр в течение 10 мин. В ходе прогрева установите в блок защиты (БЗ) контрольную пробу. По окончании прогрева автоматически проверяется сохранность 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**» позволяет приступить к измерению активности проб (далее смотри пункт 3.6).

При появлении сообщения «**Фон не в норме**» следует провести измерение фона (смотри пункты 3.3 – 3.5).

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	<input type="text" value="0"/>
Геом. Маринелли,	1 л
<b>Ввод – начать</b>	

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. Пробы взвесьте, 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

<b>Выбор нуклидов</b>	
<b>Маринелли, 1 л</b>	
<b>Состав нуклидов</b>	
<b>Cs + K</b>	
<b>Ввод активность</b>	

Нажимая кнопку ➡, 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

<b>Нуклид</b>	<b>Бк/кг</b>	<b>%</b>
<b>Cs-137</b>	<b>87,39</b>	<b>9,0</b>
<b>K-40</b>	<b>503,5</b>	<b>8,2</b>

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  $A_m (A_v)$  радионуклидов нажмите кнопку «ТЕСТ», при этом на ЖКИ появится сообщение

<b>Нуклид</b>	<b>Бк/кг</b>
<b>Cs-137</b>	<b>87,39 ± 19,57</b>
<b>K-40</b>	<b>503,5 ± 110,7</b>

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 <sup>3</sup>			
Плотность пробы, г/см <sup>3</sup>			
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 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?

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАКСИМАЛЬНОЙ ЭНЕРГИИ БЕТА-ЧАСТИЦ МЕТОДОМ ПОГЛОЩЕНИЯ

Цель работы: изучение закономерностей  $\beta$ -распада; измерение максимальной энергии  $\beta$ -спектра и коэффициента поглощения  $\beta$ -излучения в алюминии.

### 1. Основные теоретические положения

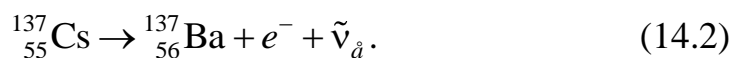
Бета-распадом ядра  ${}^A_Z X$  называется такое радиоактивное превращение, при котором массовое число  $A$  ядра остается без изменений, а зарядовое число  $Z$  изменяется на единицу.

Существует три вида бета-распада:  $\beta^-$ -распад,  $\beta^+$ -распад,  $K$ -захват (см. лабораторную работу № 7).

Атомное ядро, испытывающее  $\beta^-$ -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  $\beta^-$ -распаде зарядовое число радионуклида увеличивается на единицу. Примером этого вида распада является радиоактивное превращение  ${}^{137}_{55}\text{Cs}$ :

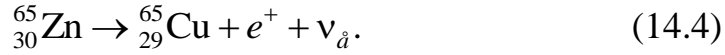


Электронный распад ( $\beta^-$ -распад) могут испытывать как естественные, так и искусственные радионуклиды. Именно этот вид распада характерен для подавляющего числа экологически наиболее опасных радионуклидов, попавших в окружающую среду в результате Чернобыльской аварии. В их числе  ${}^{134}_{55}\text{Cs}$ ,  ${}^{137}_{55}\text{Cs}$ ,  ${}^{90}_{38}\text{Sr}$ ,  ${}^{131}_{53}\text{I}$ ,  ${}^{144}_{58}\text{Ce}$  и др.

При  $\beta^+$ -распаде атомное ядро испускает позитрон  $e^+$  и нейтрино  $\nu_e$ , образующиеся при спонтанном превращении одного из протонов ядра в нейтрон:



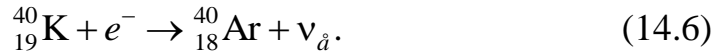
Позитронный распад ( $\beta^+$ -распад) свойственен искусственным радионуклидам. Зарядовое число  $Z$  материнского ядра, испытывающего позитронный распад, уменьшается на единицу, например, в случае



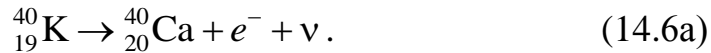
При бета-распаде, происходящем по типу  $K$ -захвата, один из протонов ядра захватывает атомный электрон, чаще всего с  $K$ -оболочки, и превращается в нейтрон:



Образующееся при  $K$ -захвате дочернее ядро имеет зарядовое число  $Z$  на единицу меньше, чем распадающееся материнское ядро. Примером  $K$ -захвата может служить радиоактивное превращение  ${}_{19}^{40}\text{K}$ :



Некоторые радионуклиды, нестабильные в отношении  $K$ -захвата, способны испытывать  $\beta^-$ - или  $\beta^+$ -распад. Тот же  ${}_{19}^{40}\text{K}$  может распадаться по схеме



$K$ -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

$$\Delta E = \left[ M\left({}_Z^A X\right) - M\left({}_{Z\pm 1}^A Y\right) - m_e \right] c^2, \quad (14.7)$$

где  $M\left({}_Z^A X\right)$  и  $M\left({}_{Z\pm 1}^A Y\right)$  – масса покоя материнского и дочернего ядер, соответственно;  $m_e$  – масса покоя электрона (позитрона).

Энергия  $\Delta E$  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  $\Delta E$ . 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  $E_\beta = \Delta E$ .

Бета-активные радионуклиды имеют сплошной энергетический бета-спектр с определенным значением максимальной энергии  $E_\beta$ .

Бета-спектр многих радионуклидов состоит из нескольких парциальных бета-спектров, ограниченных определенными значениями энергии  $E_\beta$ .

Причина возникновения таких сложных бета-спектров кроется в дискретной энергетической структуре атомных ядер. Сложный бета-спектр с набором дискретных значений  $E_\beta$  образуется тогда, когда дочерние ядра возникают не только в основном, но и в возбужденном состояниях. Вероятность перехода ядра на различные энергетические уровни, как правило, различна.

Примером сложного бета-спектра является энергетический спектр  ${}_{53}^{131}\text{I}$ , состоящий из четырех парциальных бета-спектров с граничными значениями  $E_\beta$ , МэВ: 0,815 (0,7%); 0,608 (87,2%); 0,395 (9,3%); 0,250 (2,8%) (% – доля бета-частиц, образующих часть спектра с соответствующей граничной энергией). Бета-спектр  ${}_{55}^{137}\text{Cs}$  состоит из двух парциальных спектров с граничными значениями  $E_\beta$ , МэВ: 0,51 (92%); 1,17 (8%). Бета-активный  ${}_{38}^{90}\text{Sr}$  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. Приблизенно, с точностью, не превышающей 5%, определить максимальное значение энергии  $E_\beta$

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  $E_{кр}$ , которое определяет характер энергетических потерь пронизывающих его бета-частиц. Например, для алюминия  $E_{кр} = 47$  МэВ, для воды – 93 МэВ, для свинца – 6,9 МэВ.

При энергии электронов  $E > E_{кр}$  наиболее существенный вклад в их поглощение вносят радиационные потери. Ионизационные потери являются преобладающими для электронов с энергией  $E < E_{кр}$  и играют основную роль в поглощении бета-частиц легкими поглотителями (алюминий, вода, воздух и др.), для которых  $E_{кр}$  составляет несколько десятков МэВ, что значительно больше энергии электронов и позитронов, возникающих при бета-распаде.

При  $E = E_{кр}$  радиационные и ионизационные потери вносят одинаковый вклад в уменьшение энергии, а следовательно, и в поглощение бета-частиц веществом.

Интенсивность  $I_{\beta}$  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;  $\mu$  – линейный коэффициент поглощения бета-частиц.

Линейный коэффициент поглощения  $\alpha$  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  $\mu$ ,  $\text{см}^{-1}$ , можно вычислить по эмпирической формуле

$$\mu = \frac{22\rho}{E_{\beta}^{1,33}}, \quad (14.9)$$

где  $\rho$  – плотность поглотителя, г/см<sup>3</sup>.

Формулу (14.8) 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. 14.1.

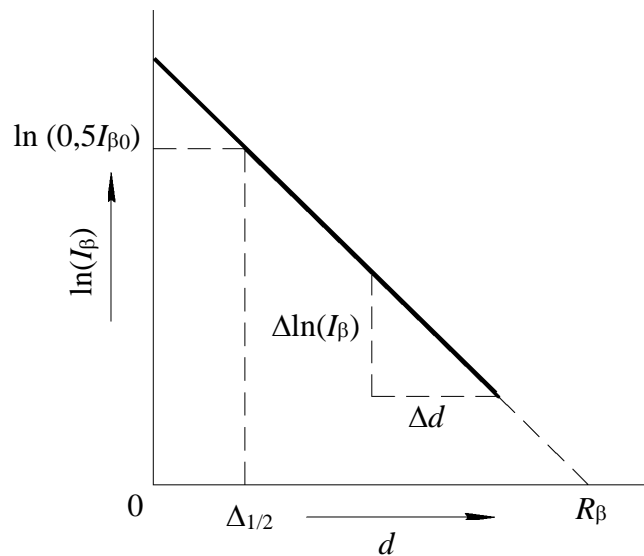


Рис. 14.1. Зависимость интенсивности от толщины поглотителя

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 миллиметрах, сантиметрах или в единицах поверхностной плотности (мг/см<sup>2</sup>, г/см<sup>2</sup>), исходя из соотношения

$$\Delta_{1/2} (\text{г/см}^2) = \Delta_{1/2} (\text{см}) \cdot \rho (\text{г/см}^3), \quad (14.11)$$

где  $\rho$  – 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  $R_\beta$  бета-частиц. Максимальный пробег  $R_\beta$  измеряется в тех же единицах, что и слой половинного ослабления бета-излучения. Связь между максимальным пробегом  $R_\beta$ , см, и  $R_\beta$ , г/см<sup>2</sup>, выражается соотношением

$$R_\beta (\text{г/см}^2) = R_\beta (\text{см}) \cdot \rho (\text{г/см}^3). \quad (14.12)$$

Толщина слоя вещества, в котором происходит полное поглощение бета-частиц, соответствует максимальной длине пробега частиц, имеющих наибольшую энергию в данном спектре. Максимальный пробег  $R_\beta$  зависит от максимальной энергии бета-спектра  $E_\beta$  и природы поглощающего материала. Для алюминия связь между максимальной энергией  $E_\beta$ , МэВ, непрерывного бета-спектра и максимальным пробегом бета-частиц  $R_\beta$ , г/см<sup>2</sup>, в различных диапазонах энергий описывается эмпирическими формулами:

$$\begin{aligned} \text{а) } R_\beta &= 0,407 \cdot E_\beta^{1,38}, \quad 0,15 < E_\beta < 0,8 \text{ МэВ}; & (14.13) \\ \text{б) } R_\beta &= 0,542 \cdot E_\beta - 0,133, \quad 0,8 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ}; \\ \text{в) } R_\beta &= 0,11 \left( \sqrt{1 + 22,4 E_\beta^2} - 1 \right), \quad 0 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ}; \\ \text{г) } R_\beta &= 0,503 \cdot E_\beta - 0,106, \quad 2,5 < E_\beta < 20 \text{ МэВ}. \end{aligned}$$

## 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. 14.2) состоит из блока обработки информации (БОИ) 1, гибкого кабеля 3, блока детектирования 2. Прибор позволяет регистрировать бета-излучение.

Диапазон измерения плотности потока бета-частиц от 1 до  $5 \cdot 10^5$  част./ (мин · см<sup>2</sup>) и флюенса бета-частиц от 1 до  $3 \cdot 10^6$  част./см<sup>2</sup>, поверхностной активности от  $4,4 \cdot 10^{-2}$  до  $2,20 \cdot 10^4$  Бк · см<sup>-2</sup>.

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.





Рис. 14.2. Дозиметр-радиометр МКС-АТ117М:  
 1 – блок обработки информации (БОИ);  
 2 – блок детектирования БДПБ-01;  
 3 – соединительный кабель

Ниже указаны фиксированные значения пороговых уровней при работе дозиметра-радиометра МКС-АТ117М с блоком детектирования БДПБ-01, устанавливаются автоматически:

- по поверхностной активности –  $17,8 \text{ Бк/см}^2$ ;
- по плотности потока  $\beta$ -частиц –  $400 \text{ част./мин} \cdot \text{см}^2$ .

При превышении указанных пороговых значений приборов срабатывает звуковая и световая сигнализация, которая указывает на превышение предельно допустимых значений радиационных факторов в рабочей зоне и необходимость 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  $0,8 \text{ А} \cdot \text{ч}$ .

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  $(50 \pm 1)$  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. 14.3) выполнен из сплава алюминия и состоит из кожуха, передней и задней панелей.



Рис. 14.3. 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 управления (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.

### 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. 14.4). После завершения самоконтроля на табло индицируется режим «1» и прибор переходит в режим измерения плотности потока бета-частиц.

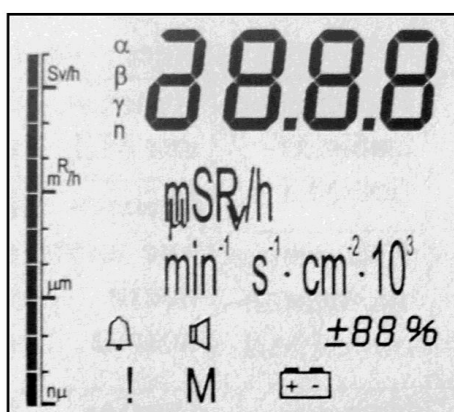


Рис. 14.4. Тестовое изображение

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 в режиме «1» установите БДПБ-01 с закрытой крышкой-фильтром на источник бета-излучения, нажмите кнопку «ПУСК» и в течение примерно 10 мин измерьте фон. При достижении погрешности ( $\epsilon = \pm 5\%$ ) 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 таблицу 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 таблицу (значение  $J_{\beta}$ ).

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. 14.1. Экстраполяцией прямолинейного участка графика зависимости  $\ln J_{\beta} = f(d)$  до координатной оси, на которой отложена толщина  $d$  поглощающего слоя, определите  $R_{\beta}$  (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 рассчитайте 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/см<sup>2</sup> – слой половинного ослабления бета-излучения в алюминии.

3.12. По значениям  $R_{\beta}$ , см, рассчитайте по формуле (14.12) максимальный пробег бета-частиц в алюминии  $R_{\beta}$ , г/см<sup>2</sup>.

3.13. Определите по формулам (14.13а) и (14.13б) максимальную энергию  $E_{\beta}$ .

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  $E_{\beta}$  из формулы (14.9).

3.16. Сравните значения  $E_{\beta}$ , рассчитанные из экспериментальных значений  $R_{\beta}$  и  $\mu_{\beta}$ , и проанализируйте результаты проведенно-

го исследования. Какому радионуклиду принадлежат максимальные значения энергии бета-частиц, если

$$^{106}\text{Ru } E^{\text{max}} = 0,394 \text{ МэВ};$$

$$^{106}\text{Rh } E^{\text{max}} = 0,354 \text{ МэВ};$$

$$^{90}\text{Sr } E^{\text{max}} = 0,546 \text{ МэВ};$$

$$^{90}\text{Y } E^{\text{max}} = 2,274 \text{ МэВ}.$$

3.17. Результаты измерений запишите в таблицу.

**Результаты измерений**

Материал поглотителя	Алюминий $\rho = 2,7 \text{ г/см}^3$					
	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 $\epsilon, \%$						
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 $\hat{A}_{\beta}^{\text{max}}, \text{ МэВ}$ (по формулам (14.13а) и (14.13б))						
Линейный коэффициент поглощения бета-излучения $\mu_{\text{л}}, \text{ см}^{-1}$						
Максимальная энергия бета-частиц $\hat{A}_{\beta}^{\text{max}}, \text{ МэВ}$ (по формуле (14.9))						

3.18. После проведения измерений выключите прибор быстрым трехкратным нажатием кнопки «ПУСК». При этом на табло появляется сообщение «OFF» и через 1–2 с прибор выключается.

### Контрольные вопросы

1. Какие частицы испускает атомное ядро при  $\beta^-$ -распаде?  $\beta^+$ -распаде?  $K$ -захвате?

2. Как изменяется соотношение между числом нейтронов и протонов в ядре в результате его  $\beta^-$ -распада?  $\beta^+$ -распада?  $K$ -захвата?

3. Запишите схемы бета-распада  ${}_{38}^{90}\text{Sr}$ ,  ${}_{53}^{131}\text{I}$ ,  ${}_{55}^{134}\text{Cs}$ ,  ${}_{55}^{137}\text{Cs}$ .

4. За счет каких процессов происходят энергетические потери бета-частиц при взаимодействии с поглотителем?

5. Проанализируйте возможные источники ошибок при определении максимальной энергии  $E_\beta$  методом поглощения. Можно ли использовать этот метод для измерения сложного бета-спектра, содержащего несколько значений максимальной граничной энергии  $E_\beta$ ?

## **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 учитывают 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 радиационной 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 разделен 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 помощью 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.

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 <sup>2</sup> · мин)
Неповрежденная кожа, спецбелье, 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	10 000
Наружные поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	10 000

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 (см. дозиметрические величины и единицы измерения в лабораторной работе № 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, внутреннее облучение контролируется спектрометрами излучения человека (СИЧ) типа СКГ АТ 1316.

Защита персонала от ионизирующих излучений включает применение следующих способов.

**1) Защита путем ограничения времени облучения.** Доза, воздействующая на организм, равна произведению мощности дозы  $H$  (Зв/ч) на время  $t$  (ч) действия излучений:

$$H = Ht. \quad (15.1)$$

Чтобы облучение оставалось в пределах допустимой дозы  $H_d$ , допустимое время  $t_d$  не должно превышать величины

$$t_d = \frac{H_d}{H}. \quad (15.2)$$

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

$$H_t = \frac{H_0}{2^{\frac{t}{T}}}, \quad (15.3)$$

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 14 000 до 22 500 км/с.

ЛПИ бета-частиц составляет 100–300 пар ионов на 1 см пути, а максимальный пробег в воздухе достигает 44 м, в биологической ткани – 55,4 мм, в металлах – десятки микрометров. Скорость движения бета-частиц в воздухе близка к скорости света (250 000–270 000 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:

$$H = \frac{Ht}{R^2}. \quad (15.4)$$

**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:

$$\hat{E} = \frac{H_0}{H}. \quad (15.5)$$

Наиболее проникающие виды излучений – гамма-лучи и нейтроны. Для них, как и для рентгеновских лучей, справедлив закон экспоненциального ослабления излучения с толщиной защиты:

$$\ddot{A} = \ddot{A}_0 \overset{h}{a}^{\frac{h}{d}}, \quad (15.6)$$

где  $\ddot{A}$  – поглощенная доза излучения, создаваемая в объекте за защитой;  $\ddot{A}_0$  – 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).

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.

Таблица 15.2

**Значение слоя половинного ослабления для некоторых материалов**

Материал	Плотность, г/см <sup>3</sup> (кг/м <sup>3</sup> )	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

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 г/см<sup>3</sup>, 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 от 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч, дозы рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0,1 мкЗв до 100 мЗв, плотность потока бета-частиц, испускаемых с загрязненных поверхностей, в диапазоне от 10 до  $10^4$  част./( $\text{мин} \cdot \text{см}^2$ ) и скорость счета импульсов зарегистрированного рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0 до  $1,1 \cdot 10^4$  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).



Общий вид дозиметра-радиометра МКС-АТ6130:

- 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 закрытой 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 значение 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 эквивалентной дозы (МЭД) 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 ( $\mu\text{Sv/h}$ ,  $\text{mSv/h}$ ) 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 МЭД на всех объектах предприятия.

3.1.5. Результаты проведенных измерений мощности дозы и статистической погрешности запишите в табл. 15.3.

3.1.6. Проведите расчеты ожидаемой МЭД на объектах предприятия с учетом естественного радиоактивного распада (по формуле (15.3)).

3.1.7. Проведите расчеты среднего значения МЭД за год.

3.1.8. Проведите расчеты эквивалентной дозы, полученной работающими за рабочую смену и в течение года (по формуле (15.1)).

3.1.9. Сравните значения полученных годовых доз персоналом различных цехов с допустимой дозой (1 мЗв).

3.1.10. Проведите расчеты допустимого времени работы  $t_d$  (по формуле (15.2)).

### 3.2. Измерение плотности потока бета-частиц

3.2.1. Режим индикации плотности потока включается автоматически при открытой крышке-фильтре.

3.2.2. В режиме индикации плотности потока на табло выводится текущее значение плотности потока ( $1/\text{min}\cdot\text{cm}^2$ ,  $10/\text{min}\cdot\text{cm}^2$ ) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

3.2.3. Проведите измерение плотности потока на объектах предприятия, удаление прибора – 15–20 мм от поверхности.

3.2.4. Результаты проведенных измерений плотности потока и статистической погрешности запишите в табл. 15.3.

3.2.5. Полученные значения плотности потока бета-частиц сравните с допустимыми уровнями (табл. 15.1).

Результаты измерений и вычислений внести в табл. 15.3.

Сравните полученные значения мощности дозы, дозы и плотности потока бета-частиц с предельно-допустимыми уровнями, установленными для производственных помещений и населения.



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 $H$ , мкЗв/ч						
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в цехах $H$ , мкЗв/ч						
Относительная погрешность измерений $\varepsilon$ , %						
Доза, полученная работающими за рабочую смену, $H$ , мкЗв (по формуле (15.1))						
Ожидаемая мощность дозы гамма-излучения через год $H$ , мкЗв/ч (по формуле (15.3))						
Среднее значение мощности эквивалентной дозы за год $\dot{I}$ , мкЗв/ч						
Доза, полученная работающими за год (2000 рабочих часов), $H$ , мкЗв (по формуле (15.1))						
Плотность потока бета-излучения в цехах предприятия, $\text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^2$						
Допустимое время работы $t_d$ , ч (по формуле (15.2))						

В выводах укажите 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?

**ЭКСПРЕСС-КОНТРОЛЬ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ  
ВОДЫ, ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ,  
ЛЕКАРСТВЕННОГО СЫРЬЯ, ДРЕВЕСИНЫ  
НА СОДЕРЖАНИЕ ЦЕЗИЯ-137  
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ  
ДОЗИМЕТРА-РАДИОМЕТРА МКС-АТ1125**

Цель работы: совершенствование практических навыков работы по использованию дозиметра-радиометра для определения удельной активности радионуклида цезия-137 в продуктах питания и других пробах различной консистенции: твердых (измельченных), жидких, сыпучих.

### **1. Основные теоретические положения**

Авария на Чернобыльской АЭС (ЧАЭС) привела к значительному радиоактивному загрязнению территории Беларуси открытыми источниками, постоянному хроническому облучению окружающей среды. Радиоактивный выброс состоял из 20% йода-131, 13% цезия-137, 10% цезия-134, 4% стронция-90 и др. Эти радионуклиды включились в биологические циклы миграции и поступают непосредственно в организм животных и человека, тем самым создают множественность источников внешнего и внутреннего облучения населения.

**Влияние радиации на здоровье человека.** При воздействии ионизирующих излучений на организм человека в тканях происходят сложные физические, химические и биологические процессы. Изменения, возникающие в организме под действием ионизирующего излучения, называются радиационными эффектами. Ионизирующие излучения при воздействии на организм человека могут вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты и стохастические беспороговые эффекты.

Детерминированные (предопределенные) пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, катаракта, бесплодие, аномалии

в развитии плода) наблюдаются при дозах более 1 Грэй. Возникают непосредственно после воздействия ионизирующих излучений на организм (в течение нескольких часов, дней) или через более продолжительный период времени, в зависимости от полученной дозы.

При превышении порогового уровня дозы связь между облучением и возникшим заболеванием однозначна. При дальнейшем увеличении дозы возрастает тяжесть поражения. Чем больше величина дозы, тем больше нарушений возникает в организме человека и тем тяжелее протекает заболевание.

Стохастические (спонтанные, возникающие случайно при дозах менее 1 Грэй) беспороговые эффекты возникают в том случае, когда облученная клетка не гибнет, а изменяется. Измененная клетка в результате последующих делений приводит к развитию злокачественной опухоли, лейкозу и наследственным болезням. Возникновение заболевания является случайным событием, которое может реализоваться по истечении продолжительного периода после облучения. Этот период называют скрытым или латентным. После завершения латентного периода человек может заболеть, однако может и не заболеть.

Протекание заболевания (его тяжесть) не зависит от величины дозы. Полагают, что стохастические эффекты могут возникать при любых, даже при малых дозах облучения. Вероятность возникновения стохастических радиационных эффектов возрастает пропорционально увеличению дозы.

Ионизирующие излучения вызывают в организме обратимые и необратимые изменения. Пусковым механизмом развития болезни являются процессы ионизации и возбуждения атомов и молекул в тканях. Повреждение клеточных структур формируется в результате ионизации атомов, молекул и макромолекул с образованием радикалов.

Существенную роль в формировании биологических эффектов играют радиационно-химические изменения, обусловленные продуктами радиолиза воды. Первичные продукты радиолиза – свободный электрон, положительный ион и возбужденная молекула воды – обладают свойствами, отличающимися от свойств электрически нейтральных молекул. Они распадаются с образованием высокореакционных свободных радикалов водорода ( $\dot{H}$ ) и гидроксила ( $\dot{O}H$ ). Радикал водорода обладает восстановительными свойствами, а гидроксильные радикалы – сильные окислители.

Обладая очень высокой химической активностью за счет наличия неспаренного электрона, свободные радикалы взаимодействуют друг с другом и с растворенными в воде молекулами других веществ, в результате чего возникают перекисные соединения и свободные радикалы других молекул. Возникшие соединения вступают в химические реакции с неповрежденными молекулами белка, ферментов и других элементов биоткани, образуя новые токсические соединения – радиотоксины, что приводит к нарушению биохимических процессов в организме, а при больших дозах – к развитию лучевой болезни.

При осуществлении комплекса защитных мер следует учитывать, что главную дозовую нагрузку от воздействия радиации (по различным оценкам от 70 до 90%) жители загрязненных районов Беларуси получают за счет потребления продуктов питания, произведенных в частном секторе, и даров леса, не прошедших промышленной переработки. Дозы внешнего облучения работников лесного хозяйства в 2–3 раза выше по сравнению с остальным сельским населением, работниками других отраслей экономики республики.

При проживании в экологически неблагоприятных районах, зонах радиоактивного загрязнения необходимо учитывать все виды лучевого воздействия на население:

- внешнего облучения всего организма;
- контактного облучения кожных покровов;
- внутреннего облучения за счет поступления радионуклидов через органы дыхания и с продуктами питания.

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. Дозы внешнего облучения могут быть рассчитаны на основе систематических измерений мощности эквивалентной дозы в данном населенном пункте или на основе постоянного контроля с помощью индивидуальных дозиметров.

Согласно рекомендациям Международной комиссии по радиационной защите, уровень, соответствующий естественному радиационному фону 0,1–0,2 мкЗв/ч (10–20 мкР/ч), считается нормальным, уровень 0,2–0,6 мкЗв/ч (20–60 мкР/ч) – допустимым, а уровень 0,6–1,2 мкЗв/ч (60–120 мкР/ч) – повышенным. Годовые дозы внешнего облучения при нормальном радиационном фоне могут

составить от 876 до 1752 мкЗв, при допустимом от 1752 до 5256 мкЗв и при повышенном от 5256 до 10 512 мкЗв.

Если в первые месяцы, годы после аварии главная часть дозой нагрузки для южных регионов Беларуси формировалась за счет внешнего облучения, то сейчас большую часть дозовой нагрузки население получает за счет потребления продуктов питания местного производства и даров природы со значительным содержанием в них радионуклидов. В отличие от внешнего облучения, опасность радионуклидов, попавших внутрь организма, обусловлена тем, что их действие продолжается в течение всего промежутка времени, пока радионуклиды не будут выведены из организма в результате физиологических обменных процессов и радиоактивного распада. Основным дозообразующим элементом является цезий-137.

Цезий растворим в воде и очень быстро распространяется в окружающей среде. При попадании цезия в почву он легко всасывается растениями. Основным путем проникновения цезия в организм человека является пищевой путь, менее существенны ингаляционный (через органы дыхания) и контактный (через кожу и слизистые оболочки).

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.

**Основы рационального питания.** Жизнь невозможна без питания, поэтому задача каждого – научиться правильно питаться. Организм человека находится в тесной взаимосвязи с внешней средой. Одним из важнейших факторов внешней среды является пища, которая переходит во внутреннюю среду организма и участвует во всех жизненных процессах. Пища оказывает влияние на состояние всего организма.

Мы имеем шанс замедлить процесс старения в среднем три раза в день. За год более тысячи раз появляется возможность укрепить иммунную систему и противостоять болезням. О чем идет речь? О целительной силе пищи. Влияние питания на здоровье человека давно признано во всем мире, и доказательств тому не счесть. Специалисты в один голос твердят об оздоравливающем

эффекте даров природы – *свежих овощей и фруктов*. Овощи и фрукты содержат в себе много ценных веществ, необходимых для нормальной жизнедеятельности человеческого организма. И хотя в современном мире на каждом шагу возникает соблазн утолить голод чем-нибудь вроде бутерброда или шоколадного батончика, значение полноценного питания не вызывает сомнения.

Например, регулярное употребление яблок способствует продлению жизни, а также омоложению организма. В яблоках содержится эпикатехин полифенола, который омолаживает сердце, улучшает циркуляцию крови и повышает уровень защиты иммунной системы.

Одни продукты укрепляют иммунную систему, другие очищают пищеварительный тракт, оптимизируя его деятельность. Пища может понизить риск заболевания раком, спасти от инфаркта, уберечь мозг от инсульта и потери памяти, укрепить кости, зрение. Овощи и фрукты – кладезь витаминов, содержат они и необходимые микроэлементы и клетчатку. Старайтесь приготовить из них самые разнообразные блюда.

Разработать единый для всех рацион, способный предотвратить развитие болезней, обеспечить долголетнюю активную жизнь, нереально. Руководствуясь принципами геродиететики (науки о питании людей), можно дать рекомендации общего характера для практически здоровых людей, не касаясь ограничений в диете, обусловленных тем или иным заболеванием.

При широкомасштабных исследованиях связи питания с артериальным давлением, в которых участвовало 500 человек с нормальным и повышенным давлением, участников разделили на три группы и предложили им разные диеты. Одни ели мало фруктов и овощей, много жирных молочных продуктов, т. е. рацион обогащен жирами. Вторая группа получала много фруктов и овощей, но исключались молочные продукты. Третьи отличались от вторых присутствием в рационе нежирных молочных продуктов, т. е. у них была комбинированная диета. Суточная доза натрия во всех случаях составляла 3 г, и все испытуемые на протяжении эксперимента сохраняли свой обычный вес.

Комбинированная диета привела к удивительному снижению артериального давления. Улучшение наступило у всех участников всего через две недели после начала эксперимента.

В общем случае рациональное питание предполагает соблюдение трех основных принципов:

- соблюдение равновесия между энергией, поступающей с пищей, и энергией, расходуемой человеком;
- удовлетворение потребностей организма в необходимых ему пищевых веществах;
- соблюдение режима питания.

Для правильной организации питания необходимо знать значение для человека отдельных пищевых веществ и отчетливо представлять себе потребность в них в зависимости от возраста, профессии, климата и социально-бытовых условий.

Важнейшей задачей рационального питания является правильное сочетание всех пищевых веществ в суточном рационе человека, притом, они должны быть введены в количествах, полностью покрывающих все траты организма, как в количественном, так и в качественном отношении. Питательные вещества поступают в организм с пищей в виде: белка (мясо, рыба, яйца, молоко, грибы, орехи, бобовые, спаржа), углеводов (овощи, злаки, фрукты, ягоды), жиров, витаминов и микроэлементов.

Вода – одна из основных составных частей организма, в растворах и жидкой среде происходят все сложнейшие жизненные процессы организма.

Белки составляют основу жизни, так как каждая живая клетка, каждая ткань организма состоит главным образом из белка. Поэтому непрерывное поступление белка совершенно необходимо для роста и восстановления тканей, а также для образования новых клеток.

Жиры и углеводы являются главными источниками энергии и определяют в основном калорийность пищи. Кроме того, углеводы и жиры выполняют защитные функции в отношении белка, так как при достаточном содержании их в организме белок разрушается меньше. В организме человека жиры могут откладываться не только при избытке их в питании, но и тогда, когда в пищу входит достаточное или избыточное количество углеводов.

Витамины являются элементами пищи, столь же необходимыми, как и все другие вещества, входящие в состав человеческого организма. Известно, что при отсутствии в пище того или иного витамина наблюдаются весьма серьезные нарушения деятельности различных органов и всего организма в целом.

В пожилом возрасте часто снижается физическая активность, и организм не так быстро сжигает энергию, замедляются процессы обмена веществ и окислительно-восстановительные реакции,

пищевые вещества хуже усваиваются и менее интенсивно расщепляются до конечных продуктов обмена. Возрастное замедление обмена веществ тесно связано с сокращением мышечной массы. К сожалению, жировая ткань расходует меньше энергии, чем мышечная. Мышцы, сокращаясь и разогреваясь, требуют кислорода, а жир просто копится, поэтому в этот период важно соблюсти баланс всех компонентов пищи.

Количество необходимой человеку пищи зависит от его энергетических затрат. Например, пожилые люди меньше двигаются, а значит, уменьшаются энергетические затраты. Поэтому первое, о чем надо заботиться, – о снижении с возрастом энергетической ценности рациона. Иначе вы будете полнеть. А как известно, избыточная масса тела – один из факторов риска возникновения таких заболеваний, как сахарный диабет, ожирение, атеросклероз, болезни суставов, сердца, а главная причина этих болезней – переизбыток энергии, большое количество соли, злоупотребление животными белками. Именно поэтому следует ограничивать сладости, кондитерские изделия и другие высококалорийные продукты.

Накопление лишнего веса зависит от наследственности и пола. У каждого человека – худого или толстого – существует индивидуальная масса тела. Один из способов борьбы с лишним весом – физические упражнения. Активно двигаясь, вы временно ускоряете обмен веществ и сжигаете больше калорий. Если нагрузка высока, масса тела будет уменьшаться еще несколько часов после окончания занятий: мышцы расходуют запасы энергии (жир) на свое восстановление.

Физические нагрузки помогают сохранить молодость не только тела, но и духа. Почему физкультура улучшает настроение и психическое здоровье, не вполне ясно. Механизм этот пока не открыт. Вероятно, психические изменения обусловлены химическими процессами в головном мозге, происходящими при физической нагрузке: в частности, при этом вырабатывается больше серотонина и других нейромедиаторов – веществ, обеспечивающих взаимодействие нервных клеток. Для улучшения здоровья требуется умеренная физическая нагрузка в течение нескольких дней недели (т. е. не обязательно ежедневно). Конечно же, никаких рекордов, начинайте с малого. Сначала займитесь ходьбой, а потом уже бегом. Если чувствуете усталость, например на подъемах, переходите на шаг. Ходьба – это самое простое и разумное начало движения к здоровью и бодрости.



Чтобы оценить суточную потребность в энергии, надо установить разумную величину желаемого веса. Простейший способ подсчета: 45 кг на первые 150 см роста, а затем по 1 кг на каждый дополнительный сантиметр. Получив эту величину, сделайте допуск плюс-минус 10%, для верхней и нижней границ допустимых колебаний. Например, при росте 170 см положено весить примерно 65 кг плюс-минус 6,5 кг, т. е. здоровым считается диапазон от 58,5 до 71,5 кг.

В современных условиях пища должна помимо основных функций – удовлетворение физиологических потребностей в пищевых веществах и энергии – способствовать адаптации организма к неблагоприятным условиям окружающей среды и выполнять лечебно-профилактические задачи, поэтому питание относится к тем важнейшим факторам, которые на протяжении всей жизни воздействуют на здоровье человека.

Медицинские исследования по оценке фактического питания различных групп населения Беларуси выявили ряд негативных тенденций, которые выражаются в снижении потребления свежих овощей и фруктов, рыбы и морепродуктов, увеличении потребления хлебобулочных и макаронных изделий, жиров животного происхождения, разнообразных рафинированных продуктов питания. Кроме того, большинство производимых продуктов питания проходит жесткую технологическую переработку, что приводит к существенному снижению содержания биологически активных компонентов. Ситуация усугубляется отсутствием в почве, воде и, следовательно, в продуктах питания важнейших микроэлементов – йода и селена.

Негативные изменения в питании населения происходят на фоне неблагоприятной экологической обстановки в местах проживания или производства. Глобальное загрязнение окружающей среды приводит к загрязнению продуктов питания радионуклидами, токсичными элементами, тяжелыми металлами, пестицидами, что приводит к загрязнению организма этими веществами. С этим связывают рост заболеваемости населения и уменьшение продолжительности жизни.

В организации питания населения в условиях радиоактивного загрязнения территории необходимо учитывать ряд других неблагоприятных факторов внешней среды, воздействие которых на человека может иметь и более значительные последствия.

На поступление радионуклидов в организм человека оказывают влияние и особенности питания населения. Основные продукты,

потребляемые населением, – это молоко и молочные продукты, картофель, мясные продукты, а также ограниченное число овощей и фруктов. К широко потребляемым продуктам в нашей республике относятся и «дары леса» – ягоды, грибы, мясо диких животных, рыба и др.

После аварии на ЧАЭС жители загрязненных территорий Беларуси постоянно потребляют местные продукты, не прошедшие технологической переработки, содержащие долгоживущие радионуклиды, такие как цезий-137, выше допустимых уровней. В результате воздействия цезия-137 имеет место хроническое воздействие малых доз радиации на организм человека.

Для ограничения внутреннего облучения населения в Беларуси установлены нормативы предельно допустимого содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в продуктах питания – Республиканские допустимые уровни (РДУ-99).

При хроническом потреблении загрязненных цезием-137 продуктов питания расчет индивидуальной дозы внутреннего облучения осуществляется по формуле

$$\dot{I}_{\text{вн}} = k \sum_i m_i \cdot A_{mi},$$

где  $k$  – пересчетный коэффициент, равный  $1,3 \cdot 10^{-8}$  Зв/Бк;  $m_i$  – годовое потребление  $i$ -го продукта питания, кг;  $A_{mi}$  – удельная активность  $i$ -го продукта, Бк/кг.

В табл. 16.1 приведены данные о годовом потреблении основных продуктов питания жителями Республики Беларусь и результаты расчетов их активности по содержанию цезия-137, соответствующие РДУ-99, а также возможная годовая доза внутреннего облучения при употреблении данного рациона.

Из табл. 16.1 видно, что если население употребит в течение года этот пищевой рацион, то суммарная доза внутреннего облучения составит около 1 мЗв.

**Выведение радионуклидов из пищевых продуктов при их технологической и кулинарной обработке.** Рассматривая цепочки, по которым радионуклиды попадают в организм человека, легко установить, что для ограничения поступления радионуклидов достаточно в одних случаях исключить какое-нибудь звено, в других – наоборот добавить. Например, если в цепочку «РАСТЕНИЕ – ЖИВОТНОЕ – МОЛОКО – ЧЕЛОВЕК» добавить звено «СЕПАРАЦИЯ МОЛОКА», то поступление радионуклидов

в организм будет ограничено за счет того, что при сепарации молока значительная часть радионуклидов останется в сыворотке, причем, эту сыворотку употреблять в пищу нельзя. Если из пищевой цепочки удалить грибы, радионуклидов в организме окажется меньше. Если между человеком и грибами добавить звено «ВЫМАЧИВАНИЕ ГРИБОВ», радионуклидов в организм также попадет меньше.

Таблица 16.1

**Потребление основных продуктов питания на душу населения в год, кг**

Продукт	Годовое потребление, кг, л	РДУ-99, Бк/кг	Годовое поступление, Бк/год	Годовая доза, мЗв/год
Говядина	23	500	11 500	0,14950
Свинина	23	180	4140	0,05382
Птица	24	180	4320	0,05619
Масло животного происхождения	10	100	1000	0,01300
Творог	20	50	1000	0,01300
Сыр	20	50	1000	0,01300
Молоко	200	100	20 000	0,26000
Яйцо	(275 шт.) 13,7	50	685	0,00890
Рыба	17,5	180	3150	0,04095
Сахар	34,2	60	2052	0,02667
Растительное масло	15,7	40	628	0,00816
Картофель	188	80	15 040	0,19552
Овощи	138	100	13 800	0,17940
Фрукты	40	40	1600	0,02080
Ягоды	18	70	1260	0,01638
Хлеб, крупы	92	40	3680	0,04784
Вода	365	10	3650	0,04746
Пищевой рацион	–	–	88 505	1,15056

Принцип выведения цезия-137 из продуктов основан на том, что цезий растворим в воде и не связан с жировой фазой.

Кулинарная обработка продуктов питания может привести к существенному снижению содержания в них радионуклидов. При подготовке к употреблению картофеля, корнеплодов, овощей и фруктов, зерна прежде всего необходимо применять элементарные приемы первичной очистки. Причем, в первую очередь надо удалить те части продукта, в которых накапливается больше всего радиоактивных веществ. Исходя из этого, перед употреблением

и при приготовлении продукции растениеводства необходимо строго соблюдать следующие несложные правила:

– тщательно промывать в проточной воде любые овощи и фрукты;

– у капусты обязательно снимать 3–4 кроющих листа;

– картофель и корнеплоды тщательно очищать от земли и промывать в проточной воде;

– у корнеплодов обязательно срезать ботву вместе с венчиком 1,0–1,5 сантиметра.

Переработка овощей и фруктов (квашение, маринование) приводит к дополнительному снижению радионуклидов, но при этом следует помнить, что рассолы и маринады употреблять в пищу не рекомендуется.

**Меры по радиационной защите населения.** Для уменьшения внутреннего облучения и разрушающего действия радиации необходимо проводить ускоренное выведение радионуклидов из организма. Это достигается применением специальных препаратов – *энтеросорбентов* (греч. *enteron* – кишки). Широко распространенные угольные энтеросорбенты не могут в полной мере заменить энтеросорбенты полисахаридной природы – пищевые волокна, всем ходом эволюции приспособленные к физиологии пищеварительной системы человека.

В частности, для радиационной защиты нужны такие вещества, которые обладают сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам и, будучи введенными в организм, не нарушают питания, обмена веществ и других функций в организме. Этим требованиям отвечают пищевые волокна, которые являются неусвояемыми углеводами, клетчаткой растительного происхождения.

Способностью связывать и ускоренно выводить из организма токсичные вещества (в т. ч. радионуклиды) обладают некоторые пищевые продукты, в частности, пектины. Особый интерес представляет способность пектина образовывать нерастворимые комплексные соединения с поливалентными металлами – свинцом, ртутью, кобальтом, цинком, хромом, никелем, стронцием, цезием, цирконием и выводить их из организма.

В Республике Беларусь выпускаются пектино-витаминные пищевые добавки «Витапект», «Витапект-2», содержащие витамины и микроэлементы. В состав напитка «Витапект» входит яблочный пектин с добавлением витаминов В<sub>1</sub>, В<sub>2</sub>, В<sub>6</sub>, В<sub>12</sub>, С, Е, бета-каротина, фолиевой кислоты и микроэлементов К, Se, Zn, Ca .

Принцип действия пектиновых препаратов, позволяющих ускоренно выводить радионуклиды, основан на том, что пектин способен эффективно связывать и выводить из организма радионуклиды и другие вредные для человека вещества. Необходимо отметить, что пектиновые препараты не являются лекарствами, а относятся к пищевым добавкам, так как содержат только естественные продукты, главный из которых – пектин, который содержится в овощах и фруктах.

Пектиновые препараты обладают антидотными, антиоксидантными и радиопротекторными свойствами, благотворно влияют на функции кроветворения, мозгового кровообращения, сердечно-сосудистой системы, работу желудочно-кишечной системы, печени, способствует нормализации обмена веществ, повышению иммунитета и профилактики сердечно-сосудистых, аллергических и онкологических заболеваний.

Наличие в пектиновых веществах свободных карбоксильных групп гелактурновой кислоты обуславливает их свойство связывать в желудочно-кишечном тракте ионы металлов (свинец, ртуть, кадмий, цинк, хром, никель и их соединения), а также радионуклиды (стронций, цезий, цирконий и др.) с последующим образованием нерастворимых комплексов, которые не всасываются и выводятся из организма.

Пектинсодержащие пищевые добавки рекомендуется применять взрослым по 1–2 чайным ложкам 3 раза в день, детям – по 1 чайной ложке 2 раза в день. Продолжительность курса реабилитации – три–четыре недели (ежеквартально). За 3–4 недели выводится до 90% радиоактивных веществ. Важной особенностью пектиновых препаратов является то, что при выводе из организма тяжелых металлов и радионуклидов сохраняется баланс жизненно важных микроэлементов.

Поскольку пектиновые вещества представляют природные органические соединения – полисахариды, то и содержатся они в различных количествах в овощах и фруктах. Очищение организма идет значительно успешнее, если регулярно пить овощные и фруктовые соки, особенно мякотные, употреблять овощи и фрукты, содержащие пектиновые вещества.

Более всего пектина содержится в цитрусовых: лимонах, апельсинах, мандаринах. Из местных продуктов много пектина содержится в яблоках, сливах, грушах, клюкве, черной смородине, рябине, моркови и столовой свекле, поэтому их важно употреблять круглый год.

## 2. Приборы и принадлежности

Для измерения удельной активности радионуклида цезий-137 в объектах окружающей среды используется дозиметр-радиометр МКС-АТ1125. Диапазон измерения удельной активности от 50 до  $10^5$  Бк/кг, предел допустимой основной относительной погрешности измерений составляет  $\pm 20\%$ .

Все узлы прибора (рис. 16.1) размещены в пылезащищенном корпусе из алюминиевого сплава. На передней панели прибора находятся мембранные кнопки управления (1) и табло ЖКИ (2).



Рис. 16.1. Дозиметр-радиометр МКС-АТ1125:

- 1 – панель управления с мембранными кнопками;
- 2 – табло ЖКИ;
- 3 – защитный колпачок



Рис. 16.2. Общий вид дозиметра-радиометра МКС-АТ1125 на подставке:

- 1 – подставка; 2 – прибор;
- 3 – сосуд Маринелли объемом 0,5 л, заполненный исследуемой пробой

Прибор в режиме радиометра (рис. 16.2) обеспечивает автоматическое вычисление удельной активности с учетом плотности пробы. Диапазон вводимых значений массы пробы от 50 до 999 г.

При измерениях удельной активности проб дозиметр-радиометр используется с сосудом Маринелли объемом 0,5 л.

Электропитание прибора при работе в автономном режиме осуществляется от встроенного блока аккумуляторов, для заряда которого имеется автоматическое зарядное устройство. Заряд аккумуляторов осуществляется от сети переменного тока напряжением  $(230 \pm 2)$  В через сетевой адаптер и внешнего источника постоянного тока напряжением 12 В.

Принцип действия прибора основан на использовании высокочувствительного метода сцинтилляционной дозиметрии с применением сцинтиллятора NaJ(Tl) и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ).

В режиме радиометра прибор определяет энергетический спектр цезия-137 и калия-40. В процессе работы калий-40 вычитается.

На нижней торцевой крышке расположена розетка для подключения персонального компьютера и вилка 12 В для подключения источника питания.

На верхней торцевой крышке навинчен съемный защитный алюминиевый колпачок.

Прибор имеет два режима работы «F1» и «F2», каждый из которых состоит из нескольких подрежимов. Режим F1 предназначен для измерения мощности дозы и дозы гамма-излучения. Режим F2 – для измерения удельной активности.

### 3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Получите у преподавателя пробы для радиометрического анализа, определите их и массу запишите в табл. 16.2.

3.2. Сетевой адаптер включите в розетку электрической цепи переменного тока.

3.3. Включите прибор кнопкой «ПУСК», прибор сразу же переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло и в течение  $\approx 1$  с индуцируется тестовое изображение, приведенное на рис. 16.3.

3.4. В случае успешного завершения самоконтроля на табло в течение короткого времени индуцируется обозначение режима «F1» или «F2» («CL» или «OP»), установленного при предыдущем

включении. После исчезновения индикации прибор переходит в подрежим «1» для режима «F1» (дозиметра) или «F2» (радиометра), при этом индикация подрежима отсутствует. На табло сначала индуцируется «0», единицы измерения измеряемой характеристики, при этом значение статистической погрешности в процентах (может отсутствовать), символ «▲», указывающий на включение звуковой сигнализации, символ «T», мигающий в такт с циклом измерения 2 с, свидетельствующий о работе прибора.

Через  $\approx 20$  с начинается измерение мощности дозы, если установлен режим «F1», или появляется возможность измерения удельной активности, если установлен режим «F2».

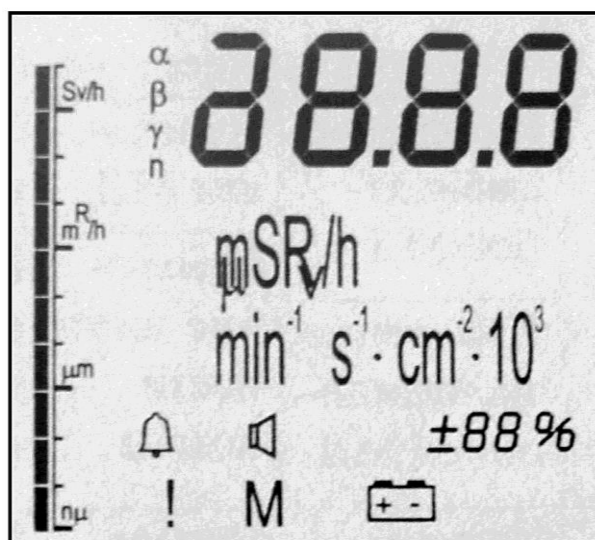


Рис. 16.3. Тестовое изображение

3.5. При обнаружении ошибки в процессе тестирования прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло индикатора – мигающее сообщение «Err xx», где xx – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

3.6. Переключение подрежимов работы осуществляется длительным нажатием на кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ».

3.7. Работа прибора в режиме радиометра (режим «F2») может проводиться с блоком защиты (БЗ) и без блока защиты (экспресс-контроль), при этом на табло высвечивается соответственно индикация «CL» или «OP». В данной работе прибор используется без блока защиты.

3.8. Для переключения режимов «F1», «F2» необходимо установить подрежим «7», для этого длительно нажмите на кнопку



«ПАМЯТЬ РЕЖИМ», когда на табло появится индикация подрежима «7», то никаких действий производить не следует. Через  $\approx 1,5$  с индикация исчезнет и режим перейдет в подрежим «7». После появления подрежима «7» установите кнопками «▲» или «☀/▼» режим «F2».

3.9. Для переключения в режиме «F2» режима работы без блока защиты (индикация «ОР») установите подрежим «6», для этого длительно нажмите на кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ», при появлении индикации подрежима «6» установите кнопками «▲» или «☀/▼» режим индикации «ОР» (работа без блока защиты) и, нажав длительно на кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ», перейдите в подрежим «2» вновь установленного режима.

3.10. Процесс измерения удельной активности состоит из двух этапов:

- измерение фона (среднего количества импульсов в секунду);
- измерение активности пробы.

3.11. Измерение фона.

3.11.1. Измерение фона следует проводить со статистической погрешностью не более  $\pm 10\%$ , сначала с пустым сосудом и затем с сосудом, заполненным водой.

3.11.2. Измерение фона с пустым сосудом проводится в следующей последовательности:

– установить штатный сосуд (сосуд Маринелли объемом 0,5 л) на детектор;

– установить подрежим измерения фона «2», при этом после исчезновения индикации «2» появляется значение ранее измеренного фона. Если ранее измеренное значение фона устраивает, то перейти к измерению удельной активности, если нет – провести новое измерение фона, для чего кратковременно нажать кнопку «ПУСК», при этом появляется индикация «0», что свидетельствует о том, что в этом режиме измеряется фон с пустым сосудом. Нажать кнопку «ПУСК» – начнется новое измерение фона;

– при достижении нужного значения статистической погрешности ( $\pm 2\%$ ) запомнить фон, для чего кратковременно нажать на кнопку «ПУСК» – появляется мигающая индикация «М». Кратковременно нажать на кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ» – значение фона будет записано в память прибора. При внешнем фоне гамма-излучения не более 2,2 мкЗв/ч измеренное значение фона не должно превышать  $6 \text{ с}^{-1}$ .

3.11.3. Измерение фона с сосудом, заполненным водой, проводится в следующей последовательности:

- установить штатный сосуд (0,5 л), заполненный водой;
- установить подрежим измерения фона «3», при этом после исчезновения индикации «3» появляется значение ранее измеренного фона. Если ранее измеренное значение фона устраивает, то перейти к измерению удельной активности, если нет – провести новое измерение фона, для чего кратковременно нажать на кнопку «ПУСК», при этом появляется индикация «500», что свидетельствует о том, что в этом режиме измеряется фон с сосудом, заполненным водой. Нажать кнопку «ПУСК» – начнется новое измерение фона;

- при достижении нужного значения статистической погрешности запомнить фон, для чего кратковременно нажать кнопку «ПУСК» – появится мигающая индикация «М». Кратковременно нажать на кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ» – значение фона будет записано в память прибора.

3.12. Измерение удельной активности без блока защиты (экспресс-контроль) проводится в следующей последовательности:

- установите режим работы без блока защиты (индикация «ОР»), как было описано ранее в п. 3.9;

- установите штатный сосуд с пробой на прибор, предварительно взвесив пробу;

- установите подрежим «1» – появляется индикация «0», «Bq/kg»;

- введите значение массы пробы, для этого: нажмите на кнопку «ПУСК» – появляется индикация ранее установленного значения массы. Единица измерения массы не индуцируется. Введите новое значение массы, кратковременно нажимая кнопку «▲» (для увеличения значения) или «☼/▼» (для уменьшения значения);

- для более быстрого изменения массы при значительном отличии от предыдущего необходимо длительно нажать на кнопку «▲» или «☼/▼», пока старший разряд не начнет мигать, а затем кратковременным нажатием этих кнопок установить нужную цифру. Затем начнет мигать следующий разряд – установите вторую цифру, а затем таким же образом и третью. Значение массы вводится через 0,001 кг;

- нажмите кнопку «ПУСК». Начинается измерение удельной активности с вычитанием фона, при этом значение статистической погрешности уменьшается. При достижении нужного значения статистической погрешности (10%) запишите значение удельной активности в табл. 16.2;

- проведите измерения удельной активности других проб. Полученные значения удельной активности проб сравните с республиканскими допустимыми значениями (см. табл. П5.1, П5.2 прил. 5) и сделайте заключение о возможности использования проб по назначению;
- выключите прибор. Выключение прибора осуществляется быстрым трехкратным нажатием кнопки «ПУСК». При этом на табло появляется сообщение «OFF», и через 1–2 с прибор выключается.

Таблица 16.2

### Результаты измерений и вычислений

Наименование пробы	Масса пробы, кг	Удельная активность, Бк/кг	Статистическая погрешность, %	Суммарная доза внутреннего облучения, Зв

### Контрольные вопросы

1. Какое излучение (тепловое, световое, ионизирующее) воспринимается органами чувств человека?
2. К каким радиационным эффектам приводит воздействие ионизирующих излучений на живые организмы? Сущность этих эффектов.
3. Источники и виды ионизирующих излучений природного и антропогенного происхождения и их воздействие на живые организмы.
4. Пути поступления и общие закономерности перераспределения радионуклидов (Sr-90, I-131, Cs-137) между органами и тканями человека.
5. Что такое удельная активность пищевых продуктов и как она используется при расчете доз внутреннего облучения населения?
6. Какой детектор используется в дозиметре-радиометре МКС-АТ1125? Принцип его действия.
7. Примеры пищевых цепочек, по которым радионуклиды естественного и искусственного происхождения могут поступать в организм человека.
8. Какие факторы определяют степень и характер радиационного поражения организма человека?
9. Какие сорбенты используются для ускоренного выведения радионуклидов из организма человека?

## ПРОВЕРКА СВЕТОЗАЩИЩЕННОСТИ СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО ДЕТЕКТОРА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

**Цель работы:** изучение основ сцинтилляционного метода регистрации излучения; изучение устройства сцинтилляционного детектора и определение эффективности светозащитности блока детектирования БДПБ-02.

### 1. Основные теоретические положения

Сцинтилляционный метод регистрации частиц – один из наиболее старых методов регистрации. Еще в 1919 г. в опытах по рассеянию заряженных частиц на ядрах Э. Резерфорд с сотрудниками регистрировали  $\alpha$ -частицы, визуально наблюдая вспышки света в  $ZnS(Ag)$ . Однако широкое развитие сцинтилляционный метод регистрации частиц получил лишь после изобретения фотоэлектронных умножителей – приборов, обладающих способностью регистрировать слабые вспышки света.

Один из первых фотоумножителей был построен Л. А. Кубецким в СССР в начале 1940 г. И с 1947 г. началось интенсивное развитие сцинтилляционного метода регистрации. Благодаря своей высокой эффективности сцинтилляционные детекторы и спектрометры получили применение в ядерной физике, биологии, геологии, медицине и в других отраслях науки и техники.

Основными элементами сцинтилляционного детектора являются *сцинтиллятор, фотоэлектронный умножитель (ФЭУ), оптическая система* для сочленения сцинтиллятора и ФЭУ.

Попадая в сцинтиллятор, ионизирующая частица растрчивает всю или часть своей энергии на возбуждение и ионизацию атомов и молекул вещества сцинтиллятора. В нелюминесцирующих веществах вся эта энергия в конце концов переходит в тепловую энергию колебания молекул. В сцинтилляторах часть этой энергии преобразуется в энергию световой вспышки – сцинтилляцию. У ионизированных атомов вещества сцинтиллятора происходит перегруппировка электронов: места электронов, выбитых ионизирующей

частицей из внутренних слоев атома, занимаются электронами наружных слоев. Этот процесс перегруппировки электронов сопровождается испусканием фотонов ультрафиолетового или видимого света, которые и создают сцинтилляции. Чем больше ионизирующая способность частицы, тем больше ионизированных атомов она создает и тем ярче вспышка света. Интенсивность сцинтилляций пропорциональна интенсивности радиоактивного излучения, поэтому, подсчитывая число вспышек, можно определить поток ионизирующих частиц, прошедших через люминесцирующее вещество. При взаимодействии с веществом сцинтиллятора заряженные частицы теряют свою энергию на возбуждение и ионизацию атомов среды. Гамма-излучение, как излучение косвенно ионизирующее, само непосредственно ионизацию и возбуждение не производит: ионизируют и возбуждают атомы вещества сцинтиллятора электроны, образованные при взаимодействии  $\gamma$ -излучения с веществом сцинтиллятора. Возникающее при снятии возбуждения атомов излучение выходит из среды в виде световых вспышек-сцинтилляций, число фотонов в которых зависит как от свойства и размеров сцинтиллятора, так и от вида частиц и энергии, передаваемой сцинтиллятору этими частицами.

Для регистрации этих сцинтилляций используется ФЭУ, преобразующий световые вспышки в электрические импульсы напряжения, поступающие далее в измерительный блок.

### *1.1. Основные характеристики сцинтилляторов*

Сцинтилляторами обычно называют такие вещества, которые под действием ионизирующего излучения испускают фотоны в видимой или ультрафиолетовой части спектра. Причем при наличии большой вероятности испускания фотонов атомами и молекулами в возбужденных состояниях вероятность поглощения этих испущенных фотонов самим же сцинтиллирующим веществом должна быть мала.

Все сцинтилляционные вещества можно разделить на три класса: на основе тех или иных органических соединений, неорганические кристаллы и газы.

Из органических соединений чаще всего применяются жидкие и твердые растворы ароматических соединений или монокристаллы антрацена, стильбена, нафталина, пластмассы и др.

Наиболее распространенными сцинтилляторами из неорганических кристаллов являются иодиды щелочных металлов,

активированные таллием, и сульфид цинка, активированный серебром: NaJ(Tl), CsJ(Tl), ZnS(Ag). Чистые неактивированные кристаллы при комнатной температуре не обладают сцинтиллирующими свойствами.

С точки зрения регистрации излучений все сцинтилляторы, и органические и неорганические, должны удовлетворять некоторым требованиям, как общего характера, так и специальным, обусловленным природой регистрируемых частиц.

Прежде всего, вещество должно обладать высоким световым выходом  $\chi$ , определяемым как отношение среднего числа фотонов  $\bar{a}$ , возникающих в процессе одной сцинтилляции, к энергии  $\mathring{A}$ , потерянной регистрируемой частицей в сцинтилляторе:

$$\chi = \frac{\bar{a}}{E}. \quad (17.1)$$

Так как практический интерес представляет число фотонов, выходящих из сцинтиллятора  $\bar{a}_{\text{аі}}$ , то целесообразно ввести понятие внешнего светового выхода  $\chi_{\text{аі}}$ :

$$\chi_{\text{аі}} = \frac{\bar{a}_{\text{аі}}}{E} = \frac{\bar{a}\varphi}{E} = \chi\varphi, \quad (17.2)$$

где  $\varphi = \bar{a}_{\text{аі}} / \bar{a}$  – коэффициент выхода фотонов из сцинтиллятора.

Необходимо отметить, что внешний световой выход зависит от величины сдвига спектров испускания и поглощения, т. е. от прозрачности сцинтиллятора по отношению к собственному излучению, а также от толщины сцинтиллятора, количества примесей, уменьшающих его прозрачность, от состояния его поверхностей.

Кроме светового выхода можно ввести понятие энергетического выхода  $\xi$ , выражающего отношение энергии  $E_a$  фотонов, возникающих в процессе одной сцинтилляции, к энергии  $E$ , потерянной регистрируемой частицей в сцинтилляторе:

$$\xi = \frac{\mathring{A}_a}{\mathring{A}} = \frac{\bar{a}\bar{h\nu}}{E} = \chi\bar{h\nu}, \quad (17.3)$$

где  $\bar{h\nu}$  – средняя энергия фотонов сцинтилляции.

Процесс высвечивания сцинтилляции занимает конечное время. Так как время нарастания сцинтилляции значительно меньше времени спада (затухания сцинтилляции), то во всех практических случаях длительность сцинтилляции в целом можно характеризовать одной только постоянной времени  $\tau$  затухания процесса:

$$J = J_0 e^{-t/\tau}. \quad (17.4)$$

Величина  $\tau$  – время, в течение которого интенсивность высвечивания  $J$  падает в  $e$  раз. В экспериментах, где требуется высокое временное разрешение, сцинтилляторы выбираются с достаточно малым временем высвечивания.

Применяемые сцинтиллирующие неорганические кристаллы (NaJ(Tl), CsJ(Tl), LiJ(Sn), LiJ(Tl), ZnS(Ag)) характеризуются большим световым выходом и временем высвечивания (порядка  $10^{-4}$ – $10^{-7}$  с). Органические кристаллы (стильбен, антрацен и другие) характеризуются не только меньшим световым выходом, чем неорганические, но и меньшим временем высвечивания (порядка  $10^{-8}$ – $10^{-9}$  с). Из органических сцинтиллирующих растворов обычно применяются паратерфенил в ксилоле.

### 1.2. Процессы, происходящие в фотоумножителях, и основные их характеристики

Импульс света, возникающий в сцинтилляторе при прохождении ионизирующей частицы, с помощью фотоэлектронного умножителя преобразуется в электрический импульс.

Фотоэлектронный умножитель – это фотоэлемент с многократным усилением, которое основано на явлении вторичной электронной эмиссии. Он состоит из фотокатода 4, фокусирующего устройства 5, нескольких динодов 6 и анода 8 (рис. 17. 1).

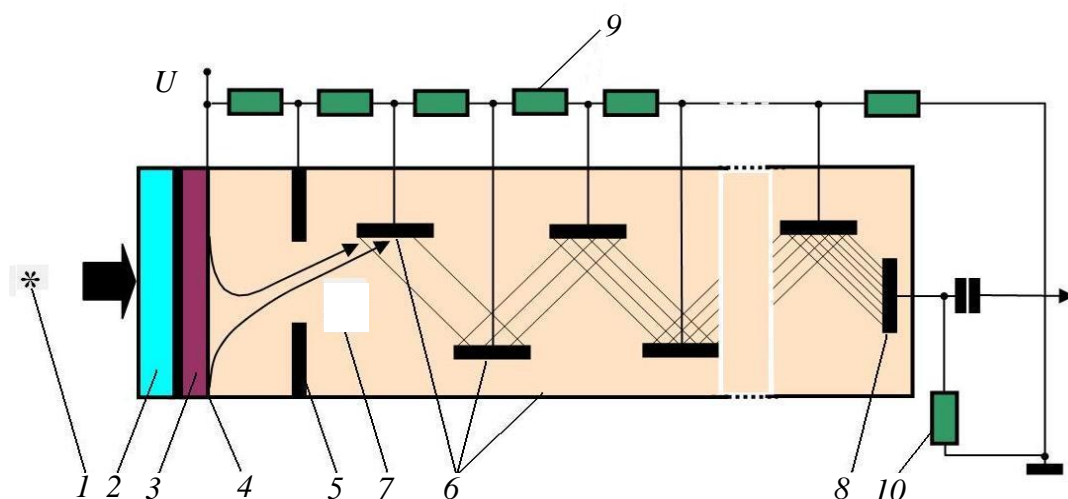


Рис. 17.1. Принцип работы сцинтилляционного детектора:

1 – радиоактивный источник; 2 – сцинтиллятор; 3 – светопровод;

4 – фотокатод ФЭУ; 5 – фокусирующие электроды; 6 – диноды;

7 – фотоэлектроны; 8 – анод; 9 – делитель ФЭУ; 10 – сопротивление нагрузки

Все электроды ФЭУ помещены в баллон с высоким вакуумом. Фотокатод выполнен в виде тонкого полупрозрачного слоя и находится на внутренней стороне торцевой стенки стеклянного баллона ФЭУ. Для увеличения коэффициента вторичной эмиссии диноды покрыты тонкой пленкой вещества с малой работой выхода для электронов.

При ударах электронов о первый динод происходит вторичная электронная эмиссия. Электроны, выбитые из первого динода, вновь ускоряются в следующем межэлектродном промежутке и, попадая на второй динод, вызывают в свою очередь вторичную электронную эмиссию со второго динода.

При работе ФЭУ ко всем его электродам приложены определенные разности потенциалов. Проникая сквозь прозрачное стекло, кванты света вырывают из светочувствительного слоя фотокатода некоторое количество электронов. Фотоэлектроны, выходящие с разными скоростями и под разными углами к поверхности катода, ускоряются электрическим полем в вакууме и с помощью фокусирующей системы собираются на первом диноде умножителя. Катод находится под наиболее низким потенциалом, на каждый последующий электрод (эмиттер) подается напряжение примерно на 100 вольт более высокое, чем на предыдущий. Под наиболее высоким потенциалом находится анод; разность потенциалов между анодом и катодом у современных фотоумножителей может составлять более 2000 В.

При ударах электронов о первый динод происходит вторичная электронная эмиссия. Электроны, выбитые из первого динода, вновь ускоряются в следующем межэлектродном промежутке и, попадая на второй динод, вызывают в свою очередь вторичную электронную эмиссию со второго динода. Для характеристики электронной эмиссии вводится величина, называемая коэффициентом вторичной эмиссии  $\sigma$ , представляющим собой число вторичных электронов, выбитых одним первичным электроном. Описанный процесс происходит последовательно на всех динодах, и в зависимости от свойств и числа динодов при  $\sigma > 1$  число электронов на последних динодах может превысить первоначальное число фотоэлектронов на несколько порядков. Электроны с последнего динода собираются на аноде фотоумножителя.

Физические явления, лежащие в основе работы ФЭУ – фотоэлектрический эффект и вторичная электронная эмиссия, носят статистический характер. Поэтому параметры ФЭУ также имеют



статистическую природу и, говоря о них, будем подразумевать средние значения этих параметров.

Характеристики фотокатода образуют группу светотехнических параметров ФЭУ. Из них наиболее важное значение имеют квантовый выход, спектральная характеристика, интегральная чувствительность.

*Квантовый выход* фотокатода  $\varepsilon$  представляет собой вероятность вырывания одного фотоэлектрона фотоном, попавшим на фотокатод. При этом подразумевается, что падающий на фотокатод свет близок к монохроматическому. Квантовый выход зависит от длины волны падающего света, материала фотокатода и его толщины. Численно он обычно выражается в процентах.

Зависимость квантового выхода  $\varepsilon$  от длины волны  $\lambda$  падающего света носит название *спектральной характеристики* фотокатода и обозначается  $\varepsilon(\lambda)$ .

*Интегральная чувствительность* фотокатода представляет собой отношение фототока к падающему на фотокатод световому потоку при освещении фотокатода источником белого света с определенной цветовой температурой.

Сбор фотоэлектронов на первый диод характеризуется коэффициентом сбора  $l$ , который может принимать значения от 0 до 100%, характеризуется коэффициентом усиления.

Необходимо отметить, что коэффициент вторичной эмиссии  $\sigma$  зависит не только от материала и состояния поверхности диода, но и от энергии первичных электронов, т. е. от ускоряющей разности потенциалов, приложенной к двум соседним диодам: с увеличением энергии электронов  $\sigma$  вначале растет, а затем выше энергии 100–1000 эВ (в зависимости от материала) падает. Физически такое поведение можно объяснить следующим. Первичные электроны, попадая в материал диода, в результате упругих и неупругих соударений передают свою энергию многим электронам среды. Чем выше энергия первичного электрона, тем большему числу электронов он передает свою энергию. Но чем выше энергия первичного электрона, тем на большую глубину он проникает и, следовательно, тем на большей глубине в материале приобретают энергию вторичные электроны. Последние могут покинуть материал диода только в том случае, если они образовались на глубине, которая меньше длины своего пробега в данном материале.

Произведение коэффициента усиления ФЭУ на коэффициент сбора на первый диод и на интегральную чувствительность фотокатода называется *общей чувствительностью* ФЭУ.

### 1.3. Работа сцинтилляционного детектора

Сборка сцинтилляционного детектора заключается в рациональном сочленении сцинтиллятора и фотоумножителя, которое обеспечило бы при наибольшем отношении амплитуд импульсов, вызванных радиоактивным источником и темновым током, наилучшую разрешающую способность детектора, как по амплитудам, так и по времени. Сцинтиллятор, имеющий обычно форму цилиндра, устанавливается перед фотокатодом умножителя (см. рис. 17.1). Так как коэффициент преломления света для большинства сцинтилляторов довольно велик, значительная часть света, возникающего в сцинтилляторе, испытывает на его поверхности полное внутреннее отражение. Поэтому для обеспечения хорошего оптического контакта (и, следовательно, для повышения светосбора) между сцинтиллятором и фотокатодом вводится тонкий слой вещества с меньшим показателем преломления (силиконовое или вазелиновое масло).

Радиоактивное излучение, падающее на сцинтиллятор, вызывает в нем вспышки – сцинтилляции. Световые кванты, попадая на фотокатод ФЭУ, выбивают фотоэлектроны, которые дают начало лавине. В момент прихода электронной лавины на анод ФЭУ на выходном нагрузочном сопротивлении  $I_0$  возникает импульс напряжения.

Межэлектродные разности потенциалов задаются обычно с помощью делителя напряжения  $\eta$  от высоковольтного источника питания. Изменяя напряжение, питающее делитель, можно варьировать в широких пределах коэффициент усиления ФЭУ. С увеличением напряжения на делителе ФЭУ коэффициент усиления быстро возрастает. Причиной этого является увеличение коэффициента вторичной эмиссии, а также некоторое улучшение фокусировки.

При измерении числа частиц очень важен параметр, который характеризует вероятность создания на выходе детектора электрического импульса при попадании частицы в детектор. Такой параметр носит название *эффективности* регистрации детектора  $\eta$ , определяющейся как *отношение числа электрических импульсов, зарегистрированных на выходе детектора в единицу времени, к числу частиц, попавших в детектор за то же время*. Эффективность регистрации является функцией как энергии и вида исследуемого излучения, так и размеров и типа детектора. Основным требованием к сцинтилляционным детекторам, как и ко всем детекторам вообще, является высокая эффективность регистрации.

Как известно, сечения фотозффекта и комптон-эффекта тем выше, чем больше  $Z$  вещества.

Достоинством сцинтилляционных детекторов является тот факт, что их эффективность регистрации для косвенно ионизирующих излучений ( $\gamma$ -излучение, рентгеновское излучение) благодаря большому  $Z$  сцинтилляторов на целый порядок превосходит эффективность регистрации газоразрядных счетчиков, в случае  $\gamma$ -излучения для кристаллов NaI(Tl) она составляет 25–30%, у газоразрядных счетчиков 0,5%.

Одним из основных требований к детекторам является малое *время разрешения* (оно определяет тот минимальный временной интервал между двумя последовательными частицами, которые детектор может зафиксировать раздельно). В сцинтилляционном детекторе при использовании неорганических кристаллов, время высвечивания которых сравнительно велико и составляет десятые доли микросекунды и больше, временные свойства фотоумножителя практически не играют никакой роли, и время разрешения всего сцинтилляционного детектора будет определяться временем высвечивания кристалла. При работе же с органическими сцинтилляторами, где время высвечивания очень мало, время разрешения фотоумножителя может оказаться сравнимым со временем высвечивания сцинтиллятора и при расчете разрешающей способности детектора по времени должно быть учтено.

Достоинством сцинтилляционного детектора является то, что его время разрешения на несколько порядков меньше времени разрешения газоразрядных детекторов. Применение сцинтилляционных детекторов в схемах совпадений с высокой разрешающей способностью открыло новые перспективы при исследовании разного рода одновременных процессов.

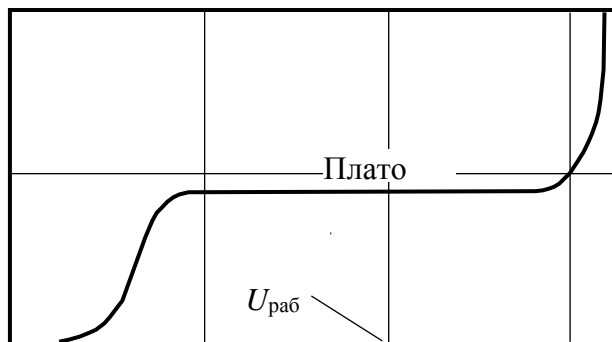
Кроме того, нужно отметить, что поскольку коэффициент вторичной эмиссии не зависит от числа падающих электронов, то ФЭУ представляет собой *линейный прибор*, т. е. заряд на аноде пропорционален числу первичных фотоэлектронов и соответственно интенсивности световой вспышки, попавшей на катод. А так как обычно энергия, потерянная частицей в кристалле, пропорциональна интенсивности световой вспышки, то амплитуда импульса на выходе ФЭУ пропорциональна потерянной энергии частицы. Это позволяет создавать на основе сцинтилляционного детектора различные приборы для измерения энергии радиоактивного излучения, что невозможно при использовании гейгеровских счетчиков. И только когда

импульсы на выходе ФЭУ достаточно велики, линейность может нарушаться, как было указано выше, за счет искажения поля пространственным зарядом в области анода и последних динодов.

Важным моментом перед тем как начинать измерения является правильный подбор напряжения питания ФЭУ. В *радиометрических измерениях*, когда производится счет импульсов, для этих целей чаще всего используется счетная характеристика, т. е. зависимость скорости счета импульсов на выходе детектора  $n$  от напряжения питания ФЭУ  $U$  (рис. 17.2).

Как видно из рис. 17.2, с ростом напряжения питания  $U$  величина  $n$  вначале растет, а далее становится постоянной. Это объясняется тем, что при малых величинах  $U$  значение коэффициента усиления ФЭУ  $M$  также мало. В результате амплитуда импульсов на выходе ФЭУ незначительна по величине и может оказаться ниже порога чувствительности регистрирующего устройства. В таком случае импульсы не будут зарегистрированы. С увеличением напряжения  $U$  растет коэффициент усиления  $M$  и амплитуда импульсов увеличивается настолько, что может превысить порог чувствительности регистрирующего устройства. В этот момент на пересчетном устройстве начинается счет импульсов.

Число импульсов,  
зарегистрированных  
в единицу времени



Напряжение питания ФЭУ  $U$

Рис. 17.2. Счетная характеристика

При дальнейшем увеличении  $U$  еще бóльшая доля импульсов будет иметь амплитуду, превышающую порог чувствительности, что даст еще большее увеличение скорости счета  $n$ .

Дальнейшее повышение напряжения питания может привести к тому, что скорость счета импульсов  $n$  станет почти постоянной и не будет зависеть от величины  $U$ , так как амплитуды почти всех импульсов, поступающих с детектора, превышают порог чувствительности и почти все импульсы регистрируются.

При очень больших напряжениях  $U$  скорость счета  $n$  может резко возрасти из-за того, что амплитуда шумовых импульсов ФЭУ тоже становится очень большой.

Выделенная на рис. 17.2 область плато, где величина  $n$  (число зарегистрированных импульсов) слабо зависит от напряжения питания  $U$ , используется для подбора напряжения питания; обычно рабочее напряжение  $U_{\text{раб}}$  выбирают на середине плато.

Критерием же оптимального рабочего напряжения  $U_{\text{раб}}$  в *спектрометрических измерениях* является высокое энергетическое разрешение. Известно, что энергетическое разрешение детектора тем выше, чем выше коэффициент усиления ФЭУ  $M$ , т. е. чем больше величина напряжения питания  $U$ .

Интенсивность световой вспышки пропорциональна энергии, потерянной частицей, поэтому сцинтилляционный детектор может использоваться в качестве спектрометра, т. е. прибора, определяющего энергию частицы. С помощью сцинтилляционных счетчиков можно измерять энергетические спектры электронов и  $\gamma$ -лучей.

В сцинтилляционных счетчиках даже при отсутствии внешнего ионизирующего излучения возможно появление большого числа «ложных» импульсов на выходе ФЭУ. Эти импульсы имеют небольшие амплитуды и носят название шумовых. Наибольшее число шумовых импульсов обусловлено появлением термоэлектронов из фотокатода или даже из первых динодов. Для уменьшения шумов ФЭУ используется его охлаждение. При регистрации излучений, создающих большие по амплитуде импульсы, в регистрирующую схему включается дискриминатор, не пропускающий шумовые импульсы.

Если даже на фотокатод ФЭУ не падает световой поток, на выходе ФЭУ все-таки наблюдается некоторый ток, называемый темновым. Причиной этого являются термоэлектронная эмиссия с поверхности фотокатода и первых динодов, автоэлектронная холодная эмиссия, радиоактивность материала, из которого изготовлен ФЭУ, и ряд других причин. Во избежание воздействия на фотокатод постороннего света сцинтиллятор и фотоумножитель помещаются в непрозрачный кожух, это приводит к снижению числа «ложных» импульсов.

Причинами, вызывающими люминисценцию, могут быть: свет, нагревание, механические напряжения, химические реакции и воздействие заряженных частиц на люминофор.

При работе со сцинтилляционным детектором, предназначенным для решения той или иной физической задачи, следует учесть

одно очень важное специфическое обстоятельство: поскольку свойства излучений, подлежащих регистрации, в том или ином случае могут быть резко различны, особое внимание необходимо уделить рациональному выбору сцинтиллятора, конкретные свойства которого должны наилучшим образом отвечать поставленной задаче.

## 2. Приборы и принадлежности

Для определения эксплуатационных характеристик в работе используется дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДПБ-02.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М (рис. 17.3) состоит из блока обработки информации (БОИ2) 1, подключенного с помощью гибкого кабеля к блоку детектирования (БДПБ-02) 2.



Рис. 17.3. Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М:  
1 – блок обработки информации;  
2 – блок детектирования БДПА-02

Прибор с блоком детектирования (БДПБ-02) позволяет регистрировать бета-излучение в диапазоне: плотности потока бета-частиц от  $0,5$  до  $1,5 \cdot 10^5$  част./ $(\text{мин} \cdot \text{см}^2)$ , флюенса бета-частиц от  $1$  до  $3 \cdot 10^6$  част./ $\text{см}^2$ , поверхностной активности от  $2,2 \cdot 10^{-2}$  до  $0,66 \cdot 10^4$  Бк/ $\text{см}^2$  и числа распадов от  $1,0$  до  $3 \cdot 10^6$   $\text{см}^{-2}$ .

Измерение плотности потока бета-частиц и поверхностной активности проводится в режиме «1», измерение флюенса и числа распадов на  $1 \text{ см}^2$  проводится в режиме «2». Переключение режимов измерения для БДПБ-02 проводится в режиме «6». Для включения режима «6» используется кнопка «ПАМЯТЬ РЕЖИМ».

Блок детектирования БДПБ-02 состоит из сцинтилляционного пластмассового детектора диаметром  $(119 + 1)$  мм, фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), смонтированных в едином цилиндрическом корпусе. На одной торцевой поверхности корпуса расположен детектор, закрытый светозащитной пленкой и металлической сеткой, защищающей ее от повреждений. Здесь же расположены три легкоъемные ножки из полиуретана, предотвращающие контакт корпуса блока с загрязненной поверхностью и обеспечивающие при измерении необходимое расстояние между измеряемой поверхностью и детектором. На другой торцевой поверхности корпуса расположены соединитель для подключения кабеля и этикетка.

Под действием бета-частиц в сцинтилляторе возникают световые вспышки – сцинтилляции, которые с помощью фотоэлектронного умножителя преобразуются 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.

Для повышения стабильности измерений в БДПБ-02 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  $0,8 \text{ А} \cdot \text{ч}$ .

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  $(50 \pm 1)$  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 бета-частиц  $\varphi = 20 \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ .

Время установления рабочего режима прибора – 1 мин.

Корпус блока обработки информации (БОИ2) (рис. 17.4) выполнен из сплава алюминия и состоит из кожуха, верхней и нижней крышек.

На передней стенке БОИ2 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.

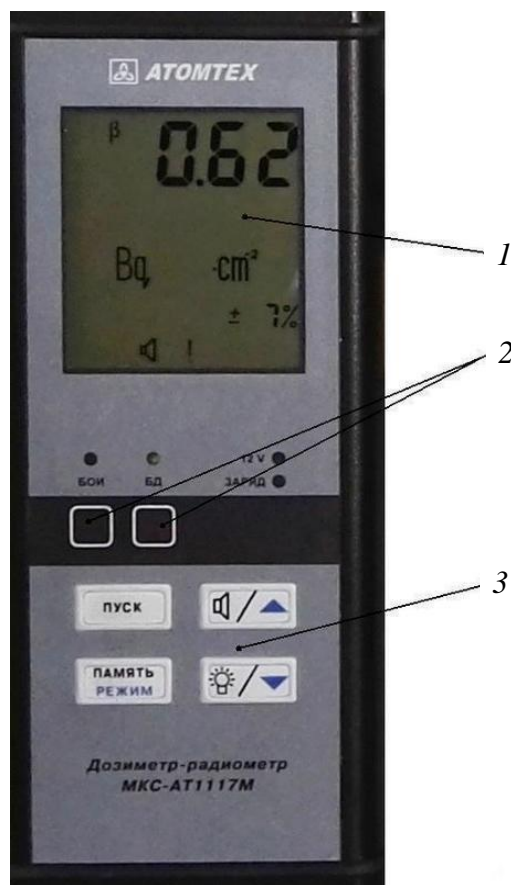


Рис. 17.4. Общий вид передней панели блока обработки информации:

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



На нижней крышке БОИ2 расположена вилка для подключения внешнего источника питания, гнездо для подключения наушников, розетка для подключения блока детектирования и зацепы для плечевого ремня.

На задней стенке БОИ2 расположены резьбовые втулки для крепления кронштейна, который позволяет устанавливать блок на телескопическую штангу.

### 3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

3.1. Проведите внешний осмотр прибора, в ходе которого должно быть установлено:

а) состояние соединений блока обработки информации (БОИ2) с блоком детектирования БДПБ-02;

б) отсутствие загрязнений, механических повреждений светозащитной пленки на БДПБ-02, влияющих на работу прибора.

3.2. Подключите прибор к электрической сети переменного тока напряжением 220 В, на передней панели БОИ2 появится индикация «ЗАРЯД».

3.3. Для включения прибора необходимо нажать кнопку «ПУСК». Прибор переходит в режим самоконтроля и на табло индицируется тестовое изображение (рис. 17.5). После завершения самоконтроля на табло индицируется режим «1» и прибор переходит в режим измерения плотности потока бета-частиц.

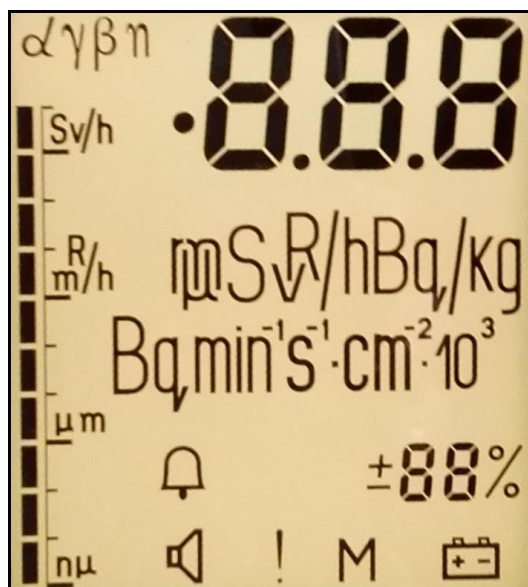


Рис. 17.5. Тестовое изображение

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.

3.4. После тестирования проведите проверку светозащищенности блока детектирования БДПБ-02, для чего переведите блок обработки информации БОИ2 в режим измерения скорости счета «4».

3.5. Для перехода из режима «1» в другие режимы длительно нажмите кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ», на табло появится индикация «2», после появления индикации «2» следует отпустить кнопку «ПАМЯТЬ РЕЖИМ» и далее нажимать ее кратковременно. При этом после каждого кратковременного нажатия появляется индикация номера режима «3», «4» и т. д. Необходимо остановиться на выбранном режиме «4». Через 1,5 с индикация номера режима исчезнет, и прибор будет работать в этом режиме.

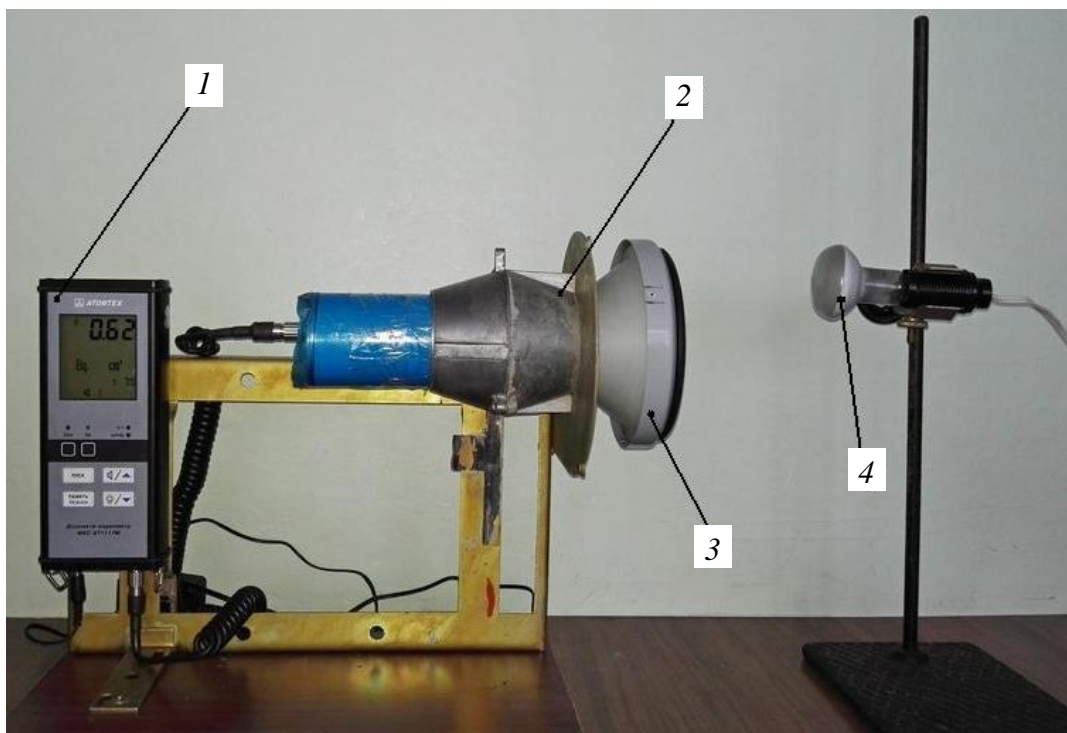


Рис. 17.6. Общий вид установки:

1 – блок обработки информации; 2 – блок детектирования;  
3 – крышка-фильтр; 4 – лампа накаливания

3.6. В режиме «4» нажмите кнопку «ПУСК» и в течение 30 мин измерьте фон с установленной на блоке детектирования БДПБ-02 крышкой-фильтром. Занесите полученное значение 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) кратковременно 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 с вычитанием фона.

3.7. Снимите с блока детектирования БДПБ-02 крышку-фильтр.

3.8. Установите на расстоянии 15, 30 и 45 см от рабочей поверхности БДПБ-02 лампу накаливания мощностью 40 Вт и включите ее.

3.9. Нажмите кнопку «ПУСК» и проведите в течение 360 с измерение скорости счета при дополнительном освещении на этих расстояниях. Считайте с табло ЖКИ результаты измерений и запишите в таблицу.

3.10. Сравните полученный результат измерения с допустимым значением, которое для прибора с блоком детектирования БДПБ-02 при дополнительном освещении на расстоянии 45 см не должно превышать 20 имп/с.

3.11. **ВЫКЛЮЧИТЕ ПРИБОР.** Выключение прибора осуществляется быстрым трехкратным нажатием кнопки «ПУСК».

3.12. Сделайте заключение об исправности прибора.

#### Результаты измерения светозащищенности

Операция по проверке блока детектирования	Время измерения	Скорость счета, имп/с	Вывод
Фоновое значение скорости счета в режиме «4» с установленной крышкой-фильтром	30 мин		
Скорость счета в режиме «4» без крышки-фильтра, при дополнительном освещении на расстоянии	15 см	360 с	
	30 см	360 с	
	45 см	360 с	

#### Контрольные вопросы

1. Объясните процессы, происходящие в сцинтилляторе, и перечислите основные параметры сцинтиллятора.

2. На каких двух физических явлениях основана работа фотоэлектронного умножителя?

3. Перечислите основные параметры фотоэлектронных умножителей.

4. Что такое эффективность регистрации детектора? От каких параметров детектора и излучения она зависит?

5. Требования к сцинтилляционным детекторам по регистрации ионизирующих излучений.

6. Свойства сцинтилляционных детекторов, их достоинства и недостатки по сравнению с другими методами регистрации.

7. Типы сцинтилляционных детекторов, их достоинства и недостатки.

## 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  $y_{\text{а\ddot{u}}\ddot{d}} = b - kx_i$

$$S = \sum_{i=1}^n [y_i - (b - kx_i)]^2 \quad (\text{П1.1})$$

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

$$k = \frac{\sum_{i=1}^n x_i \sum_{i=1}^n y_i - n \sum_{i=1}^n x_i y_i}{n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left( \sum_{i=1}^n x_i \right)^2}; \quad b = \frac{1}{n} \left( \sum_{i=1}^n y_i + k \sum_{i=1}^n x_i \right). \quad (\text{П1.3})$$

Можно показать, что при определении коэффициентов  $k$  и  $b$  по методу наименьших квадратов их абсолютные стандартные ошибки вычисляются по формулам:

$$\sigma_k = S_l \sqrt{\frac{n}{n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left( \sum_{i=1}^n x_i \right)^2}}; \quad (\text{П1.4})$$

$$\sigma_b = S_l \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n x_i^2}{n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left( \sum_{i=1}^n x_i \right)^2}}; \quad (\text{П1.5})$$

где

$$S_l = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (y_i - b + kx_i)^2}{(n-2)}}. \quad (\text{П1.6})$$

## Приложение 2

### ХАРАКТЕРИСТИКА КОСМОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

Радионуклид	Символ	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
Водород-3	${}^3_1\text{H}$	12,26 лет	$\beta^-$	0,01795
Бериллий-7	${}^7_4\text{Be}$	53,01 сут	K-захват	0,479
Бериллий-10	${}^{10}_4\text{Be}$	$2,5 \cdot 10^5$ лет	$\beta^-$	0,555
Углерод-14	${}^{14}_6\text{C}$	5700 лет	$\beta^-$	0,155
Натрий-22	${}^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 года	$\beta^+$	0,540 (99,94%)
			$\beta^+$	1,89 (0,06%)
			$\gamma$	1,28
Натрий-24	${}^{24}_{11}\text{Na}$	15 ч	$\beta^-$	1,39
			$\beta^-$	4,17 (0,003%)
			$\gamma$	4,14
			$\gamma$	2,76
			$\gamma$	1,38
Магний-28	${}^{28}_{12}\text{Mg}$	21,2 ч	$\beta^-$	0,459
			$\gamma$	0,032–1,35
Алюминий-26	${}^{26}_{13}\text{Al}$	6,7 с	$\beta^+$	3,20
Кремний-31	${}^{31}_{14}\text{Si}$	2,6 ч	$\beta^-$	1,471
			$\gamma$	0,17
			$\gamma$	0,52
			$\gamma$	1,00
Кремний-32	${}^{32}_{14}\text{Si}$	700 лет	$\beta^-$	0,21
Фосфор-32	${}^{32}_{15}\text{P}$	14,3 сут	$\beta^-$	1,712
Фосфор-33	${}^{33}_{15}\text{P}$	24,4 сут	$\beta^-$	0,249
Сера-35	${}^{35}_{16}\text{S}$	87 сут	$\beta^-$	0,167
Сера-38	${}^{38}_{16}\text{S}$	2,9 ч	$\beta^-$	1,1
Хлор-34	${}^{34}_{17}\text{Cl}$	32,0 мин	$\beta^-$	2,48
Хлор-36	${}^{36}_{17}\text{Cl}$	$3,1 \cdot 10^5$ лет	$\beta^-$	0,714

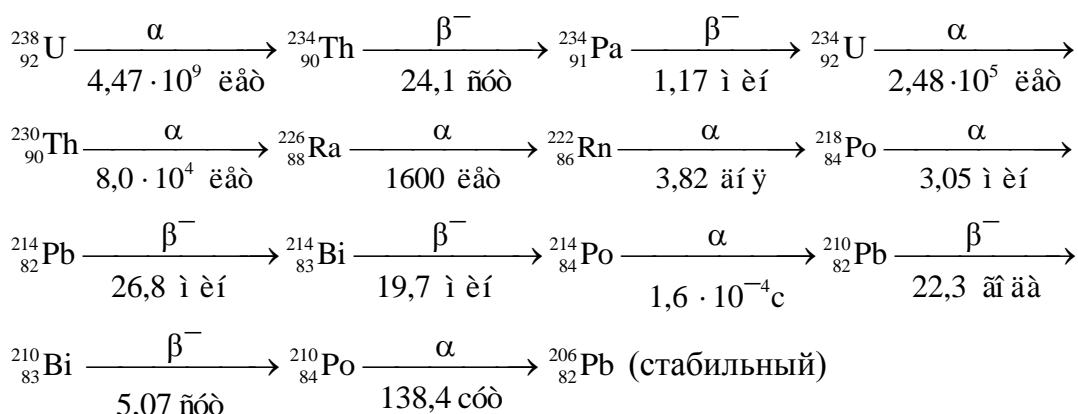
Окончание прил. 2

Радионуклид	Символ	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
Хлор-38	$^{38}_{17}\text{Cl}$	37,3 мин	$\beta^-$	4,81 (53%)
			$\beta^-$	2,77 (16%)
			$\beta^-$	1,11 (31%)
			$\gamma$	1,6
			$\gamma$	2,15
Хлор-39	$^{39}_{17}\text{Cl}$	35,5 мин	$\beta^-$	1,65 (93%)
			$\beta^-$	2,96 (7%)
			$\gamma$	1,35
			$\gamma$	0,35
Аргон-39	$^{39}_{18}\text{Ar}$	265 лет	$\beta^-$	0,565
Криптон-81	$^{81}_{36}\text{Kr}$	$2,1 \cdot 10^5$ лет	K-захват	

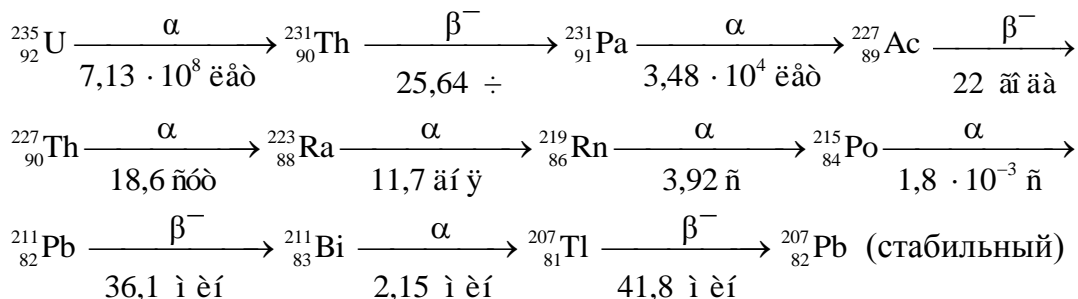


**СХЕМЫ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА  
ЯДЕР УРАНА И ТОРИЯ  
И ПЕРИОДЫ ИХ ПОЛУРАСПАДА  $T_{1/2}$**

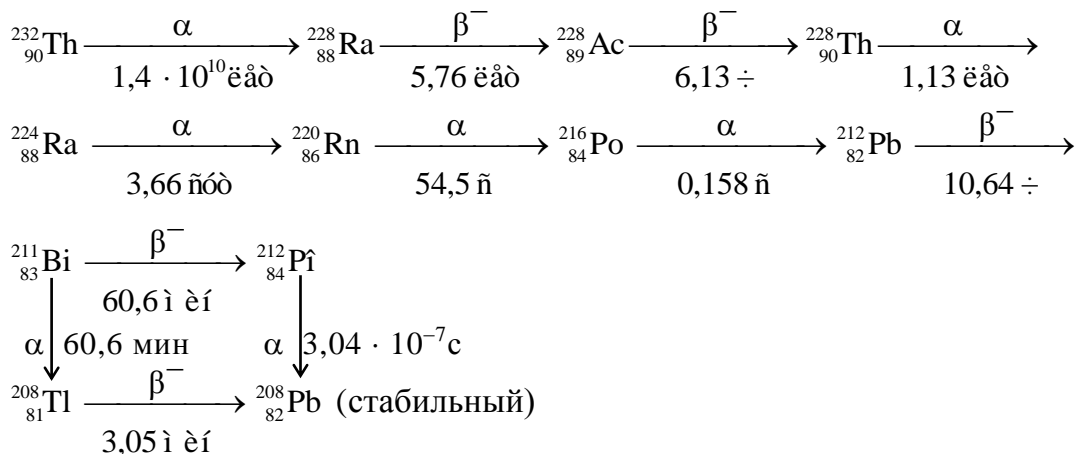
а) Схема распада урана-238



б) Схема распада урана-235



в) Схема распада тория-232



## ПРОБЕГИ ЧАСТИЦ В РАЗЛИЧНЫХ СРЕДАХ

Таблица П4.1

Средняя длина пробега альфа-частиц  $R_\alpha$  в различных средах  
в зависимости от их энергии  $E_\alpha$

Энергия $E_\alpha$ , МэВ	$R_\alpha$ , см, в воздухе	$R_\alpha$ , 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

Таблица П4.2

Максимальный пробег моноэнергетических электронов  
в различных веществах

Энергия $\beta$ -частиц, МэВ	Длина пробега $\beta$ -частиц, мм		
	в воздухе, м	в биоткани	в алюминии
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**

Таблица П5.1

**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)
<b>Содержание радионуклидов цезия</b>		
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	$1,0 \cdot 10^{-8}$
<b>Содержание радионуклидов стронция-90</b>		
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	$5,0 \cdot 10^{-11}$

Таблица П5.2

**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	$2 \cdot 10^{-8}$
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	$5 \cdot 10^{-8}$

Таблица П5.3

**Возможное содержание радионуклида калия-40 в продуктах питания, почве, удобрениях и строительных материалах, Бк/кг (не нормируется)**

Наименование	Диапазон измерения
<i><b>Продукты питания</b></i>	
<b>Зерновые</b>	09–159
Пшеница	(150)
Рожь	(178)
Крупа гречневая	(41)
<b>Зернобобовые</b>	
Горох	(274)
Фасоль	(229)
<b>Овощи свежие</b>	40–174
Картофель	7–222 (174)
Капуста	26–155
Морковь	37–159 (95)
Свекла	52–200
Помидоры	53–122
Огурцы	37–122
Лук (головки)	33–100
<b>Молочные</b>	
Молоко	26–56 (44)
Сметана	30–70
Масло сливочное	(4)
<b>Мясо</b>	
Говяжье	22–159 (85)
Свиное	22–159 (37)

Окончание табл. П5.3

Наименование	Диапазон измерения
<b>Рыба</b>	
Рыба	(78)
В том числе морская	57–216
Икра	(126)
Водоросли морские	570–700
<b>Плоды свежие</b>	
Лимон	(42)
Клюква	(355)
Орехи	(210)
Грибы	(227)
<b>Почва и удобрения</b>	
<b>Почва</b>	100–740
Сероземы	670
Серо-коричневые	700
Каштановые	450
Черноземы	410
Серые лесные	370
Дерново-подзолистые	290
Подзолистые	150
Торфянистые	90
<b>Удобрения</b>	
Апатиты	44–170
Фосфориты	230
Суперфосфат	120
Фосфатно-калийные	5900
Обезфторенный фосфат	30
<b>Строительные материалы</b>	
Строительный камень (гранит, туф)	1480–27 000 (6300)
Кирпич красный	2500–15 000 (6100)
Цемент	440–5100 (1510)
Щебень известняковый	370–6600 (520)
Песок	260–17400
Бетон	55–14 600 (2900)
Глина	1600–1280
Отходы промышленности и изделия на их основе	370–1080 (2030)
Кирпич силикатный	220–9900 (1400)
Известь	37–3400 (570)

## Приложение 6

### ХАРАКТЕРИСТИКА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ЧЕРНОБЫЛЬСКОГО ВЫБРОСА

Радионуклид	Сим-вол	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
Криптон-85	$^{85}_{36}\text{Kr}$	10,71 года	$\beta^-$	0,15
			$\beta^-$	0,672
			$\gamma$	0,51
Стронций-89	$^{89}_{38}\text{Sr}$	50,55 сут	$\beta^-$	1,463
Стронций-90	$^{90}_{38}\text{Sr}$	28,6 года	$\beta^-$	0,563
Цирконий-95	$^{95}_{40}\text{Zr}$	64,05 сут	$\beta^-$	0,364 (54%)
			$\beta^-$	0,396 (43%)
			$\beta^-$	0,883 (3%)
			$\gamma$	0,235
			$\gamma$	0,722
			$\gamma$	0,754
Молибден-99	$^{99}_{42}\text{Mo}$	66,02 ч	$\beta^-$	1,23 (80%)
			$\beta^-$	0,45 (20%)
			$\gamma$	0,002–0,779
Рутений-103	$^{103}_{44}\text{Ru}$	39,35 сут	$\beta^-$	0,128 (28%)
			$\beta^-$	0,202 (70%)
			$\beta^-$	0,374 (1%)
			$\beta^-$	0,695 (1%)
			$\gamma$	0,498
			$\gamma$	0,61
Рутений-106	$^{106}_{44}\text{Ru}$	368 сут	$\beta^-$	0,0392
			$\gamma$	1,12
			$\gamma$	1,05
			$\gamma$	0,62
			$\gamma$	0,51
Йод-131	$^{131}_{53}\text{I}$	8,04 сут	$\beta^-$	0,815 (0,7%)
			$\beta^-$	0,608 (87,2%)
			$\beta^-$	0,335 (9,3%)
			$\beta^-$	0,25 (2,8%)
			$\gamma$	0,08; 0,163
			$\gamma$	0,284; 0,364
			$\gamma$	0,637; 0,722

Продолжение прил. 6

Радионуклид	Сим-вол	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
Теллур-132	$^{132}_{52}\text{Te}$	78,2 ч	$\beta^-$	0,22
			$\gamma$	0,029
Ксенон-133	$^{133}_{54}\text{Xe}$	5,24 сут	$\beta^-$	0,345
			$\gamma$	0,081
Цезий-134	$^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 года	$\beta^-$	0,078 (25%)
			$\beta^-$	0,21 (2%)
			$\beta^-$	0,41 (5%)
			$\beta^-$	0,657 (68%)
			$\gamma$	0,561–1,361
Цезий-137	$^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 года	$\beta^-$	0,51 (92%)
			$\beta^-$	1,17 (8%)
			$\gamma$	0,661
Барий-140	$^{140}_{56}\text{Ba}$	12,8 сут	$\beta^-$	1,0 (60%)
			$\beta^-$	0,4 (40%)
			$\gamma$	0,03; 0,16
			$\gamma$	0,31; 0,54
Церий-141	$^{141}_{58}\text{Ce}$	33,1 сут	$\beta^-$	0,574 (25%)
			$\beta^-$	0,442 (75%)
			$\gamma$	0,145
Церий-144	$^{144}_{58}\text{Ce}$	290 сут	$\beta^-$	0,30 (70%)
			$\beta^-$	0,17 (30%)
			$\gamma$	0,034; 0,041
			$\gamma$	0,053; 0,081
			$\gamma$	0,094; 0,1; 0,134
Нептуний-239	$^{239}_{93}\text{Np}$	2,35 дня	$\beta^-$	0,718 (4,8%)
			$\beta^-$	0,656 (1,7%)
			$\beta^-$	0,441 (31%)
			$\beta^-$	0,38 (10%)
			$\beta^-$	0,379 (52%)
			$\gamma$	0,045; 0,049
			$\gamma$	0,058; 0,061
			$\gamma$	0,067; 0,106
			$\gamma$	0,209; 0,227
			$\gamma$	0,254; 0,285
Плутоний-238	$^{238}_{94}\text{Pu}$	89,6 года	$\alpha$	5,495 (72%)
			$\alpha$	5,452 (28%)
			$\alpha$	5,352 (0,09%)
			$\gamma$	0,045

Окончание прил. 6

Радионуклид	Сим-вол	Период полураспада	Вид распада	Энергия излучения, МэВ
Плутоний-239	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$2,44 \cdot 10^4$ лет	$\alpha$	5,15 (69%)
			$\alpha$	5,137 (20%)
			$\alpha$	5,049 (11%)
			$\gamma$	0,038; 0,051
Плутоний-240	$^{240}_{94}\text{Pu}$	6,58 года	$\alpha$	5,162 (76%)
			$\alpha$	5,118 (24%)
			$\gamma$	0,044
Плутоний-241	$^{241}_{94}\text{Pu}$	13 лет	$\alpha$	4,91 (около $10^{-3}\%$ )
			$\beta^-$	0,021 (99%)
			$\gamma$	0,1; 0,45
Кюрий-242	$^{242}_{96}\text{Cm}$	162,5 сут	$\alpha$	6,11 (73,7%)
			$\alpha$	6,066 (26,3%)
			$\alpha$	5,965 (0,035%)
			$\gamma$	0,044
			$\gamma$	0,103
			$\gamma$	0,153



**ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИОАКТИВНОГО  
ЗАГРЯЗНЕНИЯ РАБОЧИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ,  
частиц/см<sup>2</sup> · 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	10 000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10 000

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

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

\*\*\* Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелье и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для стронция-90 + иттрия-90 – 40 частиц/см<sup>2</sup> · мин.

## Приложение 8

### ЛИНЕЙНЫЙ ( $\mu$ , см<sup>-1</sup>) И МАССОВЫЙ ( $\mu_m$ см<sup>2</sup>/г) КОЭФФИЦИЕНТЫ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ И ЭНЕРГИИ ФОТОНОВ $E_\gamma$ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ СРЕД

$E_\gamma$ , МэВ	Воздух		Вода		Алюминий		Железо		Свинец	
	$\mu$ , 10 <sup>-3</sup>	$\mu_m$	$\mu$ , 10 <sup>-3</sup>	$\mu_m$	$\mu$ , 10 <sup>-3</sup>	$\mu_m$	$\mu$ , 10 <sup>-3</sup>	$\mu_m$	$\mu$ , 10 <sup>-3</sup>	$\mu_m$
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

**ЛИНЕЙНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ ОСЛАБЛЕНИЯ  
ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ  $\mu$  (см<sup>-1</sup>)  
ДЛЯ НЕКОТОРЫХ МАТЕРИАЛОВ**

Материал	$\rho$ , г/см <sup>3</sup>	$E_\gamma$ , 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. Защита населения и хозяйственных объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность: учеб. пособие. В 2 ч. Ч. 1 / И. В. Ролевич [и др.]. – Минск: РИВШ, 2014. – 402 с.
2. Защита населения и хозяйственных объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность: учеб. пособие. В 2 ч. Ч. 2 / И. В. Ролевич [и др.]. – Минск: РИВШ, 2014. – 188 с.
3. Морзак, Г. И. Радиационная безопасность [Электронный ресурс]: учебный комплекс для студентов всех специальностей / Г. И. Морзак, И. В. Ролевич, Е. В. Зеленуха; Белор. нац. техн. ун-т. – Минск: БНТУ, 2011. – 311 с. (pdf).
4. Мархоцкий, Я. Л. Основы радиационной безопасности населения: учеб. пособие / Я. Л. Мархоцкий. – 2-е изд., стереотип. – Минск: Вышэйшая школа, 2014. – 224 с.: ил.
5. Петрушанский, М. Г. Основы физики ионизирующих излучений: учеб. пособие / М. Г. Петрушанский. – Оренбург: ГУО ОГУ, 2008. – 129 с.
6. Курс радиационной безопасности: учеб. пособие / В. Т. Ветрова [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. Требования к радиационной безопасности: СанПиН от 28.12.2012 № 213. – Введ. 01.01.2013. – Минск: Министерство здравоохранения Респ. Беларусь, 2012. – 40 с.
9. Критерии оценки радиационного воздействия: ГН от 28.12.2012 № 213. – Введ. 01.01.2013. – 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 / В. А. Савастенко. – Минск: Дизайн ПРО, 1998. – 192 с.
12. Чарнушэвіч, Р. А. Радыяцыйная бяспека: вучэб. дапам. для студэнтаў тэхнічных і тэхналагічных спецыяльнасцей / Р. А. Чарнушэвіч. – Мінск: БДТУ, 2002. – 254 с.
13. Чернушевич, Г. А. Радиационная безопасность. Лабораторный практикум: учеб. пособие для студентов технологических и инженерно-технических специальностей / Г. А. Чернушевич, В. В. Перетрухин, В. В. Терешко. – Минск: БГТУ, 2007. – 134 с.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

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 .....	25
Лабораторная работа № 4. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ.....	34
Лабораторная работа № 5. ГАММА-РАДИОМЕТРИЯ .....	43
Лабораторная работа № 6. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	50
Лабораторная работа № 7. БЕТА-РАДИОМЕТРИЯ .....	65
Лабораторная работа № 8. ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И КАЛИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ПРОБАХ МЕТОДОМ ГАММА-РАДИОМЕТРИИ .....	73
Лабораторная работа № 9. ОПРЕДЕЛЕНИЕ БЕТА-АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ МЕТОДОМ РАДИОМЕТРИИ ИХ ЗОЛЬНЫХ ОСТАТКОВ ....	81
Лабораторная работа № 10. ИССЛЕДОВАНИЕ СУММАРНОЙ БЕТА-ГАММА-АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ .....	90
Лабораторная работа № 11. ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И ЙОДА В ПРОБАХ МЕТОДОМ ГАММА-РАДИОМЕТРИИ	97
Лабораторная работа № 12. ОПРЕДЕЛЕНИЕ СУММАРНОЙ ЭФФЕКТИВНОЙ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В СТРОИТЕЛЬНЫХ МАТЕРИАЛАХ	105
Лабораторная работа № 13. ИЗМЕРЕНИЕ ОБЪЕМНОЙ И УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДЕ, ПРОДУКТАХ ПИТАНИЯ И ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ. ....	113

Лабораторная работа № 14. ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАКСИМАЛЬНОЙ ЭНЕРГИИ БЕТА-ЧАСТИЦ МЕТОДОМ ПОГЛОЩЕНИЯ .....	123
Лабораторная работа № 15. ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТЕ ЭКОНОМИКИ.....	135
Лабораторная работа № 16. ЭКСПРЕСС-КОНТРОЛЬ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ВОДЫ, ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ, ЛЕКАРСТВЕННОГО СЫРЬЯ, ДРЕВЕСИНЫ НА СОДЕРЖАНИЕ ЦЕЗИЯ-137 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ДОЗИМЕТРА-РАДИОМЕТРА МКС-АТ1125 .....	146
Лабораторная работа № 17. ПРОВЕРКА СВЕТОЗАЩИЩЕННОСТИ СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО ДЕТЕКТОРА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	164
Приложение 1. ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ЛИНЕЙНОЙ ЗАВИСИМОСТИ МЕТОДОМ НАИМЕНЬШИХ КВАДРАТОВ .....	181
Приложение 2. ХАРАКТЕРИСТИКА КОСМОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ .....	183
Приложение 3. СХЕМЫ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА ЯДЕР УРАНА И ТОРИЯ И ПЕРИОДЫ ИХ ПОЛУРАСПАДА $T_{1/2}$ .....	185
Приложение 4. ПРОБЕГИ ЧАСТИЦ В РАЗЛИЧНЫХ СРЕДАХ	186
Приложение 5. РЕСПУБЛИКАНСКИЕ ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ.....	187
Приложение 6. ХАРАКТЕРИСТИКА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ЧЕРНОБЫЛЬСКОГО ВЫБРОСА.....	190
Приложение 7. ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ РАБОЧИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ, частиц/см <sup>2</sup> · мин (ГН № 213).....	193
Приложение 8. ЛИНЕЙНЫЙ ( $\mu$ , см <sup>-1</sup> ) И МАССОВЫЙ ( $\mu_m$ , см <sup>2</sup> /г) КОЭФФИЦИЕНТЫ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ И ЭНЕРГИИ ФОТОНОВ $E_\gamma$ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ СРЕД .....	194
Приложение 9. ЛИНЕЙНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ $\mu$ (см <sup>-1</sup> ) ДЛЯ НЕКОТОРЫХ МАТЕРИАЛОВ .....	195
ЛИТЕРАТУРА .....	196

Учебное издание

**Чернушевич Григорий Алексеевич  
Перетрухин Виктор Васильевич**

# **РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

**Лабораторный практикум**

Учебное пособие

Редактор *Ю. Д. Нежикова*  
Компьютерная верстка *Е. В. Ильченко*  
Корректор *Ю. Д. Нежикова*

Подписано в печать 12.02.2018. Формат 60×84<sup>1</sup>/<sub>16</sub>.  
Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.  
Печать ризографическая.  
Усл. печ. л. 11,6. Уч.-изд. л. 12,0.  
Тираж 350 экз. Заказ .

Издатель и полиграфическое исполнение:  
УО «Белорусский государственный технологический университет».  
Свидетельство о государственной регистрации издателя,  
изготовителя, распространителя печатных изданий  
№ 1/227 от 20.03.2014.  
Ул. Свердлова, 13а, 220006, г. Минск.