

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

**УЧРЕЖДЕНИЕ ОБРАЗОВАНИЯ
«БРЕСТСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Кафедра физики

**РУСАКОВ К.И., РАКОВИЧ Ю.П., КУШНЕР Т.Л.,
РУСАКОВА З.В., ПИНЧУК А.И.**

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Конспект лекций и лабораторный практикум

*Рекомендовано Советом Брестского государственного
технического университета в качестве пособия для студентов
технических и экономических специальностей*

Брест 2012

УДК 614.876(075.8)

ББК 68.9я73

Р 88

Рецензенты:

кандидат педагогических наук, зав. кафедрой методики преподавания физики

УО «Брестский государственный университет им. А.С. Пушкина»,

доцент **Котловский О.А.**,

кандидат сельскохозяйственных наук, зав. лабораторией агробиологии

ГНУ «Полесский аграрно-экологический институт»,

доцент **Сорока А.В.**

Р88

Русаков К.И., Ракович Ю.П., Кушнер Т.Л., Русакова З.В., Пинчук А.И.

Радиационная безопасность. Конспект лекций и лабораторный практикум:

Пособие. – Брест: Издательство БрГТУ, 2012 – с. 144.

ISBN 978-985-493-246-0

Пособие содержит конспект лекций по учебной дисциплине «Радиационная безопасность», в которых рассмотрены основные виды радиоактивности, дозиметрические единицы, биологическое действие излучений, вопросы нормирования радиационной опасности и основы атомной энергетики. В пособии приведены описания десяти лабораторных работ по радиационной безопасности и задания для самостоятельной работы студентов.

Пособие предназначено для студентов технических и экономических специальностей дневной формы обучения учреждения образования «Брестский государственный технический университет».

УДК 614.876(075.8)

ББК68.9я73

ISBN 978-985-493-246-0

© Коллектив авторов, 2012
© Издательство БрГТУ, 2012

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	4
Лекция 1. Основные свойства атомных ядер	5
Лекция 2. Радиоактивные превращения ядер и взаимодействие излучений с веществом	14
Лекция 3. Методы регистрации ионизирующих излучений	22
Лекция 4. Дозы ионизирующих излучений	29
Лекция 5. Биологическое действие ионизирующих излучений	36
Лекция 6. Источники радиации	44
Лекция 7. Нормирование радиационной опасности	56
Лекция 8. Ядерная энергетика	63
Лекция 9. Авария на Чернобыльской АЭС. Мероприятия по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС.	71
Лабораторный практикум	
1. Введение в основы радиационной безопасности	79
2. Радиоактивный распад	83
3. Дозиметрия и ослабление гамма-излучения	93
4. Определение защитных свойств различных материалов от радиационного излучения	102
5. Измерение удельной активности продуктов питания	105
6. Дозиметрия ионизирующих излучений	108
7. Исследование специфики распределения Cs-137 в почвенных горизонтах	111
8. Комбинированные измерения ионизирующих излучений	117
9. Определение активности грунта, содержащего калийные удобрения	123
10. Исследование естественной радиоактивности строительных материалов	129
Задачи для самостоятельного решения и контроля	133
Приложения	141
Литература	143

ВВЕДЕНИЕ

Радиоактивное излучение – природное явление, которое существовало всегда. зарождение и развитие жизни на Земле происходило при постоянном наличии природного радиационного фона. Технический прогресс создал только дополнительный вклад к уже существующему фону, в отличие от тех загрязнений окружающей среды, которые появились в результате деятельности человека: продуктов сгорания, пестицидов, соединений тяжелых металлов. Мы все подвергаемся действию радиации при прохождении флюорографического или рентгеновского обследования, при выпадении радиоактивных осадков после испытаний ядерного оружия или аварий ядерных реакторов, при полетах в самолете.

Основными отличиями радиации от других видов загрязнения окружающей среды являются ее дистанционное действие (источник может находиться снаружи биологического объекта), невозможность прекращения излучения источника химическими методами, а также непрерывность действия и накопление дозы облучения с течением времени.

В Республике Беларусь авария на Чернобыльской АЭС привела к кардинальному пересмотру взглядов на проблемы радиационной безопасности. Значительная часть территории оказалась загрязнена различными искусственными радионуклидами, поэтому вопросы дозиметрического контроля местности, сельхозпродукции, строительных материалов, а также оценки и прогнозирования доз излучения стали жизненно важными. В таких условиях каждый человек должен обладать элементарными знаниями о радиоактивности, единицах ее измерения, естественных и искусственных источниках излучения, внутреннем облучении, предельно допустимой дозе уровня ионизирующего излучения.

При подготовке специалистов любых профилей (будущих руководителей) важнейшими задачами курса радиационной безопасности являются глубокое усвоение основных ее положений, которые позволят самостоятельно оценивать уровень радиоактивного загрязнения местности или техники, его вредного воздействия на людей и объекты окружающей среды. В настоящее время такие умения приобретают особую актуальность в связи с началом строительства Белорусской АЭС. Эти знания должны помочь специалистам в практической деятельности дать возможность организовать работу и управлять подчиненными так, чтобы гарантировать им безопасность и трудоспособность, сберечь здоровье людей в условиях радиоактивного загрязнения окружающей среды, сырья и продуктов питания.

Авторы выражают глубокую признательность Н.Н.Тушину (Международный государственный экологический университет им. А.Д. Сахарова) и преподавателям кафедры физики БрГУ за ценные замечания, способствовавшие улучшению данного пособия.

ОСНОВНЫЕ СВОЙСТВА АТОМНЫХ ЯДЕР

1.1. Виды излучений

Наш мир пронизан излучениями разного вида. Благодаря одним из них (свет, звуковые волны) мы слышим, видим, чувствуем. Другие, такие как микроволновое, сверхвысокочастотное (СВЧ) и ионизирующее излучения не воспринимаются органами чувств, и для человека эти излучения остаются невидимыми и неощутимыми. Степень опасности того или иного вида излучения определяется прежде всего энергией, которую оно переносит. Так, умеренное облучение ультрафиолетовым (УФ) излучением приводит к изменению пигментации и соответственно к потемнению кожного покрова человека (т.н. загар). Однако продолжительное УФ облучение может вызвать и болезненные ожоги (говорят, что человек "сгорел"). Попадание интенсивного лазерного света в глаз приводит в ряде случаев к поражению глазного яблока и потере зрения. Действие микроволнового излучения может привести к изменению структуры молекул белка. Однако все эти виды излучения не вызывают повреждений организма путем ионизации. Энергии, которой обладают рентгеновское и гамма-излучение, уже достаточно для ионизации атомов живой ткани человека, разрыва химической связи молекул, составляющих живые организмы. Поэтому такое излучение и называется *ионизирующим*. Ионизирующее излучение объединяет разные по своей физической природе виды излучений. К ним относятся *электромагнитные* (рентгеновские, гамма-лучи), *корпускулярные* (альфа-, бета-частицы, потоки протонов и нейтронов).

И радиоактивность, и сопутствующее ей радиоактивное излучение существовали на Земле задолго до рождения на ней жизни и присутствовали в космосе до возникновения самой Земли. Радиоактивные материалы вошли в состав нашей планеты в процессе ее формирования из газопылевого облака. Даже человек слегка радиоактивен, так как во всякой живой ткани присутствуют в небольших количествах радиоактивные вещества.

Все виды излучений отличаются длиной волны λ . Чем короче длина волны, тем большую энергию переносит излучение. Эту энергию можно рассчитать по формуле:

$$E = h\nu = h \frac{c}{\lambda}, \quad (1)$$

где ν – частота, $c = 2,99792 \cdot 10^8$ м/с – скорость света в вакууме,

$h = 6,62606 \cdot 10^{-34}$ Дж·с – постоянная Планка.

В международной системе единиц СИ единицей измерения энергии является *Джоуль* (Дж) – работа силы один ньютон (1 Н) при перемещении тела на расстояние 1 м в направлении действия силы, однако в области ядерной физики более удобной является единица, соответствующая той энергии, которую приобретает электрон, проходя разность потенциалов в один вольт. Такая внесистемная единица энергии называется *электронвольт* (эВ). Поскольку в системе СИ элементарный заряд (заряд электрона по модулю)

$$e = 1,60217 \cdot 10^{-19} \text{ Кл},$$

то такое же соотношение существует между джоулем и электронвольтom:

$$1 \text{ эВ} = 1,60217 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}.$$

Часто применяются и производные единицы измерения, такие как кэВ, МэВ, ГэВ.

Световые волны, которые мы воспринимаем с помощью зрения, имеют энергию приблизительно от 1,7 до 3,3 эВ (см. табл.1.1.). Ядерные излучения возникают при радиоактивных превращениях атомных ядер, и их энергии значительно больше – в сотни и даже в миллионы раз.

Таблица 1.1 – Основные виды электромагнитного излучения

Виды излучения	Энергия (эВ)	Длина волны (м)
Радио (до УВЧ)	$< 1,2 \cdot 10^5$	$> 0,1$
Микроволновое	$1,2 \cdot 10^5 + 1,2 \cdot 10^7$	$10^{-4} + 0,1$
Инфракрасное	$1,2 \cdot 10^7 + 1,7$	$7,4 \cdot 10^{-7} + 2 \cdot 10^{-6}$
Видимое	$1,7 + 3,3$	$3,8 \cdot 10^{-7} + 7,4 \cdot 10^{-7}$
Ультрафиолетовое	$3,3 + 1,2 \cdot 10^2$	$3,8 \cdot 10^{-7} + 1 \cdot 10^{-8}$
Рентгеновское	$1,2 \cdot 10^2 + 1,2 \cdot 10^5$	$10^{-8} + 10^{-11}$
Гамма-излучение	$> 1,2 \cdot 10^5$	$< 10^{-11}$

1.2. Состав ядра. Основные характеристики атомных ядер

Атом состоит из частиц трех сортов:

а) из *электронов*, вращающихся вокруг ядра. Электрон – носитель наименьшего отрицательного электрического заряда, существующего в свободном состоянии. Все другие заряды являются кратными величине (модулю) этого элементарного электрического заряда. Масса покоя электрона

$$m_e = 9,10938 \cdot 10^{-31} \text{ кг};$$

б) из *протонов* – положительно заряженных частиц. Заряд протона по абсолютной величине равен заряду электрона. Масса покоя протона:

$$m_p = 1,67262 \cdot 10^{-27} \text{ кг};$$

в) из *нейтронов* – частиц, не имеющих электрического заряда. Масса покоя нейтрона:

$$m_n = 1,67493 \cdot 10^{-27} \text{ кг}.$$

Протоны и нейтроны считаются двумя зарядовыми состояниями одной частицы – *нуклона*. Важнейшую роль играют протоны: от их числа зависит, с каким *химическим элементом* мы имеем дело.

В рамках планетарной модели Резерфорда атом можно представить себе в виде центрального тяжелого ядра очень маленького диаметра, которое окружено электронами, вращающимися вокруг него по орбитам.

Ядром называется центральная часть атома, в которой сосредоточена практически вся масса атома и весь его положительный заряд. Для сравнения: размер атома приблизительно равен $R_a \approx 10^{-10}$ м, а размер ядра – $R_{я} \approx 10^{-14}$ м, т.е. оно в 10000 раз меньше атома.

Число протонов Z , входящих в состав ядра, определяет его заряд, равный $Q = Z \cdot e$. Число Z , которое принято называть *зарядовым числом*, является одной из важнейших характеристик атомного ядра, поскольку оно равно порядковому номеру химического элемента в периодической таблице Д.И. Менделеева.

Суммарное число протонов (Z) и нейтронов (N) в ядре (т.е. число нуклонов)

$A = Z + N$ называется *массовым числом*.

Таким образом ядро любого химического элемента можно условно обозначить символом ${}_Z^A X$, где X – название элемента, атому которого принадлежит ядро. Например, для ядер: гелия – ${}_2^4 He$; кислорода – ${}_8^{16} O$; железа – ${}_{26}^{57} Fe$; урана – ${}_{92}^{235} U$. Для упрощения часто обозначают протон символом ${}_1^1 p$, нейтрон – символом ${}_0^1 n$, а для обозначения электрона в уравнениях ядерных реакций допускается запись ${}_{-1}^0 e$.

Зная массовое число A , можно определить *размер ядра*. В первом приближении ядро можно считать шаром, радиус R которого определяется эмпирической формулой

$$R = r_0 A^{\frac{1}{3}}, \quad (2)$$

где $r_0 = (1.3 + 1.7) \cdot 10^{-15}$ м.

Формула (2) показывает, что размер чрезвычайно мал даже для ядра с большим числом нуклонов. Из соотношения (2) видно, что масса ядра, определяемая величиной A , пропорциональна его объему V :

$$V = \frac{4}{3} \pi \cdot r_0^3 A.$$

Следовательно, во всех ядрах число нуклонов в единице объема одинаково

$$n = \frac{A}{V} = \frac{A}{\frac{4}{3} \pi \cdot r_0^3 A} \approx \frac{1}{9 \cdot 10^{-45}} = 10^{44} \frac{\text{нуклонов}}{\text{м}^3}.$$

Одинакова также должна быть и плотность всех ядер

$$\rho \approx n \cdot m_n = 10^{44} \cdot 1,675 \cdot 10^{-27} \approx 10^{17} \text{ кг} / \text{м}^3,$$

что гораздо больше плотности обычных веществ. При такой плотности масса шара радиусом 200 м была бы равна массе Земли. В астрономии объекты с близкой плотностью известны как нейтронные звезды (источники периодического радиоизлучения), и при массе, примерно равной солнечной, их радиус составляет примерно 10 км.

1.3. Изотопы

Изотопами называются ядра, имеющие одинаковое число Z протонов и различное число нейтронов. Так, например природный водород состоит на 99,985% из изотопа водорода ${}^1_1\text{H}$, 0,015% дейтерия ${}^2_1\text{H}$ и очень малой примеси радиоактивного трития ${}^3_1\text{H}$; природный углерод содержит 98,89% ${}^{12}_6\text{C}$, 1,11% изотопа ${}^{13}_6\text{C}$ и небольшое количество радиоактивного изотопа ${}^{14}_6\text{C}$; природный уран состоит из трех изотопов: ${}^{238}_{92}\text{U}$ (99,275%), ${}^{235}_{92}\text{U}$ (0,720%), ${}^{234}_{92}\text{U}$ (0,0056%). Некоторые природные элементы состоят из большого числа изотопов, особенно если числа Z и N являются магическими числами: 2, 8, 20, 50, 82 и 126. Ядра, в которых число нейтронов N или число протонов Z равно одному из магических чисел, отличаются от других ядер повышенной устойчивостью, большей распространенностью в природе и другими особенностями. Изотопы обладают одинаковыми химическими и биологическими свойствами, поэтому для их разделения приходится использовать небольшое различие в физических и термодинамических свойствах, обусловленное различием их атомных масс. Всего известно около 300 устойчивых изотопов химических элементов и более 2000 естественных и искусственно полученных радиоактивных изотопов.

1.4. Масса ядра

В настоящее время имеется возможность измерять с большой точностью отношения атомных масс различных химических элементов в газообразном состоянии. Таким образом, если известна масса атома одного из элементов, то легко можно вычислить массы атомов других элементов. По определению, масса одного моля изотопа углерода ${}^{12}_6\text{C}$, ядро которого содержит 12 нуклонов, равна 0,012 кг. Масса атома ${}^{12}_6\text{C}$ будет равна $0,012/N_A$, где $N_A = 6,02204 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}$ — число Авогадро.

В атомной и ядерной физике имеют дело не с мольными массами, а с массами атомов, ядер, нуклонов и частиц. Поэтому из соображений удобства вводится новая единица массы, *международная атомная единица массы* (а.е.м.), равная 1/12 части массы ${}^{12}_6\text{C}$:

$$1 \text{ а.е.м.} = 1.66054 \cdot 10^{-27} \text{ кг.}$$

Масса любого атома, выраженная в атомных единицах массы, оказывается близкой к некоторому целому числу (массовому числу A). Массы покоя электрона, протона и нейтрона в атомных единицах массы таковы:

$$\begin{aligned} m_e &= 0,00055 \text{ а.е.м.}, \\ m_p &= 1,00728 \text{ а.е.м.}, \\ m_n &= 1,00866 \text{ а.е.м.} \end{aligned}$$

На первый взгляд, масса ядра определяется суммой масс входящих в него протонов и нейтронов. Однако экспериментальные измерения масс атомных ядер, выполненные с большой точностью, показали, что *масса m_α любого ядра, содержащего Z протонов и $(A-Z)$ нейтронов, меньше суммы масс Z свободных протонов и $(A-Z)$ свободных нейтронов на несколько десятых процента.* Величина, показывающая, насколько масса ядра меньше суммы масс составляющих его нуклонов, называется *дефектом массы Δm* .

$$\Delta m = Z \cdot m_p + (A - Z) \cdot m_n - m_\alpha \quad (3)$$

В большинстве экспериментов измеряемой величиной является масса атома $m_{\text{ат}}$, которая отличается от массы ядра на величину масс электронов. Поэтому в таблицах обычно приводятся именно массы атомов, а не массы ядер. Так как число электронов в атоме всегда равно числу протонов в ядре, можно переписать уравнение (3) в виде, пригодном для расчета дефекта массы:

$$\Delta m = Z \cdot m_H + (A - Z) \cdot m_n - m_{\text{ат}}, \quad (4)$$

где масса атома водорода $m_H = m_p + m_e$.

1.5. Энергия связи атомного ядра

Существование дефекта массы обусловлено тем, что для связи Z протонов и N нейтронов в ядре необходима энергия $E_{\text{св}}$, эквивалентная уменьшению суммарной массы нуклонов Δm . Энергию связи нуклонов в ядре можно рассчитать, используя соотношение Эйнштейна

$$E_{\text{св}} = \Delta m \cdot c^2, \quad (5)$$

где c – та же величина скорости света, что и в формуле (1).

Используя соотношение (4), можно записать

$$E_{\text{св}} = (Z \cdot m_H + (A - Z) \cdot m_n - m_{\text{ат}}) \cdot c^2. \quad (6)$$

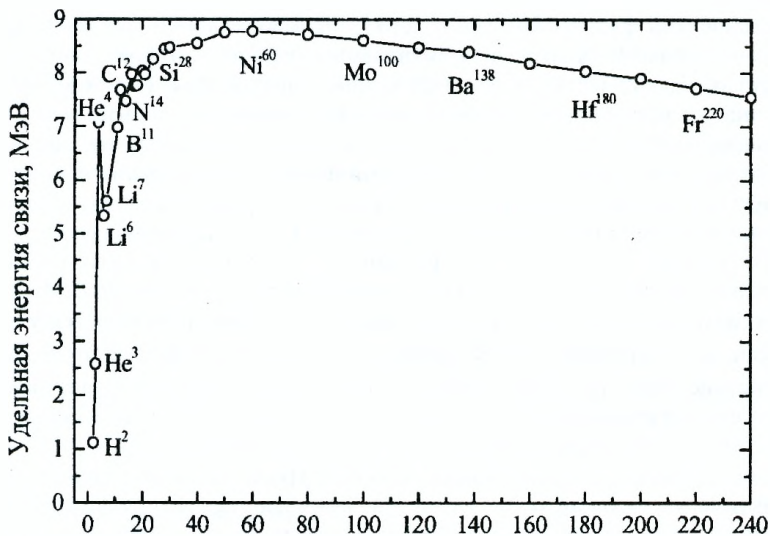
Это и есть величина энергии связи. Она равна той энергии, которую надо затратить, чтобы разделить ядро на составляющие его нуклоны без сообщения им кинетической энергии. Энергия связи ядра измеряется в джоулях или электронвольтах. В ядерной физике для вычисления энергии связи применяются также производные от электронвольта – килоэлектронвольт (1 кэВ = 10^3 эВ), мегаэлектронвольт (1 МэВ = 10^6 эВ), а также атомная единица энергии (а.е.э.): 1 а.е.э. = $c^2 \cdot 1 \text{ а.е.м.} = 1,49241 \cdot 10^{10}$ Дж.

Очень важной физической величиной является *удельная энергия связи*, равная отношению энергии связи ядра к массовому числу:

$$E_{\text{св}}^{\text{уд}} = \frac{E_{\text{св}}}{A}, \quad (7)$$

т.е. удельной энергией связи называется энергия связи, приходящаяся на один нуклон. Понятием удельной энергии связи обычно пользуются для сравнения устойчивости ядер: чем меньше удельная энергия связи, тем вероятнее распад ядра данного элемента и тем менее устойчивым оно является.

На рис. 1.1 представлена кривая зависимости удельной энергии связи $E_{\text{св}}^{\text{уд}}$ от массового числа A , рассчитанная по формулам (6) и (7).



А

Рисунок 1.1 – Зависимость удельной энергии связи атомного ядра от массового числа A

Кривая указывает на разную величину $E_{св}^{уд}$ у разных ядер, т.е. на разную прочность связей нуклонов в ядрах в зависимости от массового числа. Наиболее прочно связаны нуклоны в ядрах средней части периодической системы Д.И. Менделеева. В этих ядрах удельная энергия связи близка к 8,7 МэВ. По мере дальнейшего увеличения числа нуклонов в ядре удельная энергия связи убывает. Для ядер, расположенных в конце периодической системы, например для урана $E_{св}^{уд}$ составляет приблизительно 7,6 МэВ.

В области малых массовых чисел наблюдаются острые "пики". Максимумы кривой характерны для ядер с четными и одинаковыми числами протонов и нейтронов (${}^4_2\text{He}$, ${}^{12}_6\text{C}$, ${}^{16}_8\text{O}$), а минимумы – для ядер с нечетным количеством нуклонов (${}^3_1\text{Li}$, ${}^{10}_5\text{B}$, ${}^{14}_7\text{N}$).

Кроме того, из рис. 1.1 следует, что возможны только два типа реакций, с помощью которых можно получать ядерную энергию: *реакции деления* тяжелых элементов, расположенных в конце таблицы Менделеева, и *реакции синтеза* легких ядер, лежащих в начале таблицы, из еще более легких. Энергия будет выделяться только при таких ядерных реакциях, при которых удельная энергия связи продуктов реакции будет превышать удельную энергию связи исходных ядер. Оба процесса должны сопровождаться выделением большого количества энергии. Так, например, деление одного ядра с массовым числом $A = 240$ ($E_{св}^{уд} = 7,6$ МэВ) на два одинаковых ядра с массовыми числами $A = 120$ ($E_{св}^{уд} = 8,5$ МэВ) привело бы к высвобождению энергии ~ 216 МэВ. Для сравнения можно указать, что при сгорании одного атома углерода с двумя атомами кислорода (сгорание угля до образования углекислого газа CO_2) выделяется энергия порядка 5 эВ.

1.6. Ядерное взаимодействие

Атомное ядро представляет собой связанную систему нуклонов: нейтронов и протонов. Огромная величина энергии связи указывает на то, что между нуклонами в ядре существует очень сильное притяжение, обусловленное особым внутриядерным

взаимодействием, не похожим на гравитационное и электромагнитное взаимодействия в классической физике. Иногда говорят, что в ядре действуют силы притяжения, называемые ядерными силами, но в квантовой механике, которая описывает свойства элементарных частиц (протонов и нейтронов, образующих атомное ядро), понятие силы вообще не применяется. В учебниках, использующих термин «ядерные силы», обычно оговаривается, что они имеют специфический характер, но данный комплект лекций предназначен для студентов экономических и технических специальностей, а не для физиков, поэтому в дальнейшем изложении будем пользоваться этим понятием, хотя оно не имеет ничего общего с силами из классической механики.

Ядерное взаимодействие не может иметь электростатического происхождения. Действительно, в этом случае было бы невозможным существование устойчивого ядра, состоящего из протона и нейтрона. Между тем, такое ядро имеется у атома тяжелого водорода – дейтерия ${}^2_1\text{H}$. К гравитационному притяжению нуклонов ядерное взаимодействие тоже не имеет никакого отношения. Простой подстановкой массы протона и его электрического заряда в закон Кулона и закон всемирного тяготения легко убедиться, что гравитационное притяжение между протонами в 10^{36} раз меньше их электростатического отталкивания. Поэтому гравитационные силы в ядрах не играют практически никакой роли, несмотря на малые расстояния между нуклонами в ядре. Таким образом, кулоновское отталкивание протонов в ядре компенсируется их притяжением за счет ядерного взаимодействия.

Рассмотрим основные свойства ядерных сил.

1. Ядерные силы являются *короткодействующими*. Их радиус действия порядка 10^{-15} м. На расстояниях существенно меньших 10^{-15} м, притяжение нуклонов сменяется отталкиванием. С другой стороны, при расстоянии между нуклонами всего $4.2 \cdot 10^{-15}$ м ядерные силы уже пренебрежимо малы. В ядерной физике вводится особая единица длины: 1 ферми = 10^{-15} м. Длину $2.2 \cdot 10^{-15}$ м (или 2.2 фемтометра) принято называть *радиусом действия ядерных сил*.

2. Ядерные силы обладают свойством *зарядовой независимости*: ядерное взаимодействие двух нуклонов совершенно не зависит от того, обладают или нет электрическим зарядом оба нуклона или один из них. Ядерные силы взаимодействия нейтрона с нейтроном такие же, как и нейтрона с протоном и протона с протоном при одинаковых условиях.

3. Для ядерных сил характерно *насыщение*, которое проявляется в том, что нуклон взаимодействует не со всеми нуклонами ядра, а лишь с несколькими ближайшими соседями, и то не со всеми, даже если они находятся в радиусе действия ядерных сил.

4. Обменное взаимодействие нуклонов – причина особых свойств ядерных сил. Короткодействие ядерных сил удалось объяснить на основе предположения о том, что взаимодействие нуклонов осуществляется путем обмена специфическими квантами ядерного поля, которые были названы *π -мезонами*. Это частицы с массой покоя примерно в 200 раз больше чем у электрона, но в 7 раз меньше чем у протона или нейтрона.

5. Ядерные силы не являются центральными, т.е. действующими по линии, соединяющей центры взаимодействующих нуклонов. Для них невозможно указать ни направления, ни точки приложения, как у сил в механике, поэтому, строго говоря, внутроядерные взаимодействия нельзя называть термином «ядерные силы».

1.7. Явление радиоактивности

Радиоактивность – самопроизвольное превращение (распад) атомных ядер некоторых химических элементов (урана, тория, радия и т.п.), приводящее к изменению их зарядового и массового числа.

Такие превращения претерпевают только нестабильные ядра. Всего в природе найдено около 300 стабильных ядер атомов химических элементов. Все остальные ядра, называемые *радиоактивными ядрами, радиоизотопами или радионуклидами*, радиоактивны в той или иной мере. Распад ядер сопровождается испусканием определенных частиц (например, α -, β - частиц, нейтрино, антинейтрино) или электромагнитного излучения (γ -лучи) с характерной энергией. По энергии этих излучений судят о том, с какими именно радиоизотопами мы имеем дело. Например, каждое ядро цезия $^{137}_{55}\text{Cs}$ при распаде излучает электрон с максимальной энергией 514 кэВ и гамма-квант 661 кэВ, превращаясь при этом в ядро стабильного изотопа бария. Другой изотоп цезия – $^{134}_{55}\text{Cs}$ испускает электрон с максимальной энергией 662 кэВ и три гамма-кванта с энергиями: 128 кэВ, 605 кэВ, 796 кэВ.

Радиоактивность, которая наблюдается у ядер, существующих в природных условиях, называется *естественной*. Радиоактивность ядер, полученных посредством ядерных реакций, называется *искусственной*. Между искусственной и естественной радиоактивностью нет принципиального различия. Процесс радиоактивного превращения в обоих случаях подчиняется одним и тем же законам.

1.8. Закон радиоактивного распада

Радиоактивный распад приводит к непрерывному экспоненциальному уменьшению числа атомов радиоактивных элементов согласно закону радиоактивного распада

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (8)$$

где N_0 – количество ядер в начальный момент времени; N – количество *нераспавшихся* ядер в момент времени t ; λ – *постоянная радиоактивного распада*, величина, характерная для данного радиоизотопа. λ имеет смысл вероятности распада ядра за 1 с, которая определяется долей ядер, распадающихся в единицу времени. Постоянная радиоактивного распада измеряется в с^{-1} при t , выраженном в секундах.

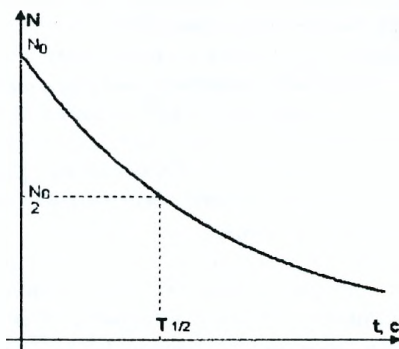


Рисунок 1.2 – Зависимость числа нераспавшихся ядер N от времени t

Величина $\tau = 1/\lambda$ называется *средним временем жизни* радиоактивного изотопа. Единица измерения τ в системе СИ – секунда.

Количество ядер, *распавшихся* за время t , прошедшее после начала измерения, определяется выражением

$$N_0 - N = N_0(1 - e^{-\lambda t}). \quad (9)$$

Одни радиоактивные изотопы распадаются быстро, превращаясь в обычные стабильные ("живут" мало, через некоторое время их практически не остается), другие – очень медленно ("живут" долго, излучая постоянно).

Время, за которое распадается половина первоначального количества ядер, называется *периодом полураспада* $T_{1/2}$. Это время определяется условием

$$\frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda T_{1/2}}, \text{ откуда } T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda}. \quad (10)$$

Период полураспада для известных в настоящее время радиоактивных ядер находится в пределах от $3 \cdot 10^{-7}$ с до $5 \cdot 10^{15}$ лет.

1.9. Активность радиоактивного вещества

Активностью радиоактивного вещества называется число ядер, распавшихся в единицу времени:

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N. \quad (11)$$

Если выполнить дифференцирование уравнения (8), получим $A = \lambda \cdot N_0 e^{-\lambda t}$. В начальный момент времени $A_0 = \lambda \cdot N_0$. Данная величина называется начальной активностью, на практике ее считают равной активности образца в момент начала измерений. Следовательно, закон радиоактивного распада можно записать также в форме:

$$A = A_0 e^{-\lambda t}. \quad (12)$$

Такая форма закона радиоактивного распада особенно удобна для обработки экспериментальных результатов, поскольку измерительные приборы (радиометры) измеряют именно величину активности пробы, в которой содержится определенное количество радиоактивного вещества. Поскольку при каждом акте распада ядра испускается та или иная частица (α, β, γ), активность образца дает представление об интенсивности радиоактивного излучения.

Единицей измерения активности в системе СИ служит беккерель (Бк):

1 Бк = 1 распад в 1 секунду.

Например, если радиоактивность образца составляет 100 беккерелей, то это значит, что в нем каждую секунду происходит 100 распадов радионуклида.

Внесистемной единицей измерения активности служит кюри (Ки). Ее происхождение относится к тому периоду, когда еще не существовало изотопной промышленности, а в распоряжении ученых был единственный радиоактивный источник – радий, выделенный из продуктов распада урана в лаборатории супругов Кюри (в 1903 г. им присуждена Нобелевская премия по физике за исследование явления радиоактивности совместно с А.Беккерелем, а в 1911 г. Нобелевская премия по химии присуждена М.Склодовской-Кюри за получение радия в металлическом состоянии). Поэтому за единицу активности была принята активность 1 г радия.

В настоящее время считается, что *1 Ки равно числу распавшихся ядер, содержащихся в 1 г радия за 1 с.* 1 кюри – очень большая величина, поэтому применяются производные единицы милликюри (мКи) и микрокюри (мкКи). Поскольку в 1 г радия за 1 секунду происходит радиоактивный распад $3.7 \cdot 10^{10}$ атомов, то зная радиоактивность в беккерелях, легко перейти к активности в кюри и наоборот: $1 \text{ Ки} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

В измеряемых пробах (грунт, продукты питания, строительные материалы) кроме радиоизотопов всегда содержится определенное количество нерадиоактивного вещества. Однако, зная период полураспада $T_{1/2}$, атомную массу $m_{\text{ам}}$ и активность A радионуклида в заданный момент времени, можно рассчитать его массу M (в граммах) без учета массы неактивного носителя.

При активности A , выраженной в беккерелях:

$$M = a_1 \cdot m_{\text{ам}} \cdot T_{1/2} \cdot A. \quad (13)$$

При активности A , выраженной в кюри:

$$M = a_2 \cdot m_{\text{ам}} \cdot T_{1/2} \cdot A. \quad (14)$$

Значения констант α_1 и α_2 , приведенные в таблице 1.2, зависят от единиц времени, в которых измеряется период полураспада.

Таблица 1.2 – Константы для вычисления массы радионуклида

Константа	$\frac{T_{1/2}}$				
	с	мин	ч	сут.	год
α_1	$2.40 \cdot 10^{-24}$	$1.44 \cdot 10^{-22}$	$8.62 \cdot 10^{-21}$	$2.07 \cdot 10^{-19}$	$7.56 \cdot 10^{-17}$
α_2	$8.86 \cdot 10^{-14}$	$5.32 \cdot 10^{-12}$	$3.19 \cdot 10^{-10}$	$7.66 \cdot 10^{-9}$	$2.80 \cdot 10^{-6}$

Удельной активностью называется активность единицы массы вещества:

$$A_{уд} = A/m. \quad (15)$$

Она измеряется в Бк/кг или Ки/кг. Для проб жидких веществ единицей измерения удельной активности является Бк/л или Ки/л.

После аварии на Чернобыльской АЭС периодически публикуются карты радиоактивной загрязненности местности A_S , которая измеряется в Ки/км² или Бк/м² и имеет смысл **поверхностной удельной активности**, т.е. активности единицы площади поверхности. Эту величину можно приближенно оценить, измеряя удельную активность пробы грунта.

Анализ почв на содержание различных радионуклидов показывает, что через некоторое время после выпадения на поверхности земли до 95% всех изотопов концентрируется в приповерхностном слое толщиной порядка 10 см. Поэтому предварительно необходимо рассчитать массу грунта ($m_{гр}$), содержащегося в слое, площадь поверхности которого равна $S = 1 \text{ км}^2$, а толщина составляет: $h = 10 \text{ см}$. (рис. 1.3):

$$m_{гр} = \rho \cdot V = \rho \cdot S \cdot h,$$

где ρ – плотность грунта.

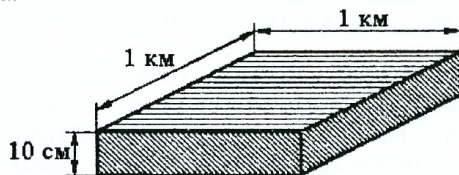


Рисунок 1.3 – Объем грунта, учитываемый при оценке величины загрязненности местности радионуклидами

Переводя удельную активность $A_{уд}$ из Бк/кг в Ки/кг: $A_{уд}' = A_{уд}/(3.7 \cdot 10^{10})$, получим приближенно загрязненность территории:

$$A_S = A_{уд}' \cdot m_{гр} \text{ (Ки/км}^2\text{)}. \quad (16)$$

Основные выводы

Ядром называется центральная часть атома, в которой сосредоточена практически вся масса атома и весь его положительный заряд. Ядро образуют элементарные частицы только двух видов: протоны и нейтроны, которые называют общим термином «нуклоны».

Основными характеристиками стабильных атомных ядер являются: заряд ядра, зарядовое число Z (число протонов в ядре), массовое число A (суммарное число протонов и нейтронов в ядре), радиус ядра R , плотность материала ядра.

Ядра с одинаковым Z , но различными A называются изотопами.

Между нуклонами в ядрах действуют ядерные силы. Вследствие их наличия масса любого ядра всегда меньше суммы масс составляющих его протонов и нейтронов.

Величина, показывающая, насколько масса ядра меньше суммы масс составляющих его нуклонов, называется дефектом массы Δm .

Величина, равная $E_{св} = \Delta m \cdot c^2$, называется энергией связи нуклонов в ядре. Она равна той энергии, которую надо затратить, чтобы разделить ядро на составляющие его нуклоны.

Радиоактивность – самопроизвольный распад атомных ядер некоторых химических элементов с изменением их атомного номера и массового числа.

Согласно закону радиоактивного распада число атомов радиоактивного элемента уменьшается с течением времени по экспоненциальному закону:

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

где N_0 – количество ядер в начальный момент времени, N – количество нераспавшихся ядер в момент времени t , λ – постоянная радиоактивного распада.

Время, за которое распадается половина первоначального количества ядер, называется периодом полураспада $T_{1/2}$. Связь между периодом полураспада и постоянной радиоактивного распада: $T_{1/2} = \ln 2 / \lambda$.

Активностью радиоактивного вещества называется число ядер, распавшихся в единицу времени. Единицы измерения активности – Бк или Ки. Удельная активность – активность, отнесенная к единице массы вещества. Ее измеряют в Бк/кг или Ки/кг. Поверхностной удельной активностью (загрязненностью местности) называется активность единицы площади поверхности. Единицы измерения: Ки/км² или Бк/м².

ЛЕКЦИЯ 2

РАДИОАКТИВНЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ ЯДЕР И ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЙ С ВЕЩЕСТВОМ

Все процессы, происходящие в атомных ядрах, описываются законами квантовой механики. Любая квантовая система может иметь только вполне определенные значения энергии, которые называются разрешенными. Изменение энергии при этом возможно только при переходе квантовой системы из одного разрешенного состояния в другое. Если система переходит из состояния с большей энергией в более низкое энергетическое состояние, то разность энергий должна излучиться в пространство каким-то способом. Этот процесс называется испусканием электромагнитных волн большой энергии (γ -квантов) или γ -излучением.

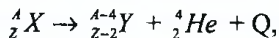
При образовании атомных ядер из нуклонов, приблизившихся друг к другу на расстоянии порядка 2 фемтометров, не всякая их группа будет устойчивой. В устойчивом ядре нуклоны находятся в энергетическом состоянии с самой меньшей из возможных энергий. Такие ядра не могут самопроизвольно распадаться. Неустойчивое ядро отличается тем, что нуклоны такого ядра могут образовать конфигурацию с меньшей массой, то есть будет происходить радиоактивный распад, в результате которого первоначальное ядро превратится в ядро с меньшей энергией.

Радиоактивный распад может происходить различными способами: путем испускания из ядра α -частицы, путем испускания электрона, путем испускания позитрона, путем захвата электрона ядром. Данные виды распада обычно сопровождаются γ -излучением, уменьшающим энергию ядра.

При взаимодействии α -частиц, β -частиц и γ -квантов с веществом происходит передача их энергии на возбуждение и ионизацию атомов, поэтому эти излучения называются ионизирующими.

2.1. Основные закономерности α -распада ядер

Альфа-распадом называется испускание ядрами некоторых химических элементов α -частиц (ядер атома гелия: ${}^4_2\text{He}$). Схему распада можно записать следующим образом:



где X – химический символ распадающегося (материнского) ядра; Y – химический символ образующегося (дочернего) ядра; Q – энергетический эквивалент изменения массы, рассчитываемый по формуле:

$$Q = (\sum m_{\text{исх}} - \sum m_{\text{обр}})c^2,$$

где $\sum m_{\text{исх}}$ – сумма масс исходных ядер (частиц), а $\sum m_{\text{обр}}$ – сумма масс образовавшихся продуктов реакции.

Экспериментально установлены следующие особенности α -распада:

1) альфа-распад является свойством тяжелых ядер с массовыми числами $A > 200$ и зарядовыми числами $Z > 82$ (кулоновские силы настолько ослабляют короткодействующие силы ядерного притяжения, что ядро становится неустойчивым);

2) скорости α -частиц, вылетающих из ядра, порядка 10^7 м/с, т.е. их кинетическая энергия порядка нескольких МэВ;

3) для данного радионуклида спектр вылетающих из ядра α -частиц является моноэнергетическим, т.е. обладающим одинаковой кинетической энергией или дискретным. Например при распаде изотопа радия ${}^{226}_{88}\text{Ra}$ вылетают α -частицы только с энергией 7,43 МэВ, а при распаде ${}^{235}_{92}\text{U}$ – α -частицы с различными энергиями (4,2 МэВ; 4,4 МэВ; 4,47 МэВ; 4,58 МэВ):

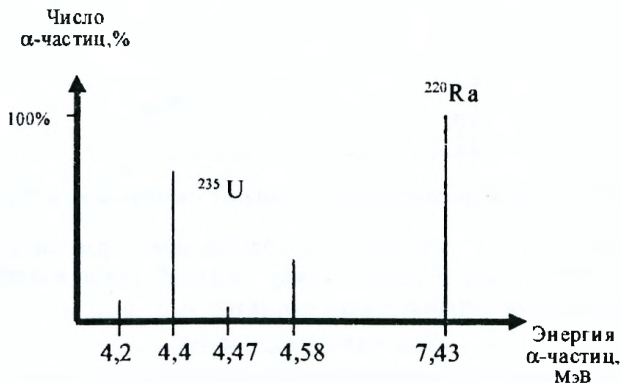


Рисунок 2.1 – Примерный вид энергетического спектра α -частиц

4) энергия α -частиц, вылетающих из ядра, зависит от периода полураспада: чем меньше период полураспада радионуклида, тем больше энергия испускаемых им α -частиц.

2.2. Основные закономерности β -распада ядер

2.2.1. β^- -распад

Для ядер, в которых содержится много нейтронов, т.е. нейтронов больше, чем протонов ($A - Z > Z$), наиболее прямым путем к стабильности является превращение одного нейтрона (нескольких нейтронов) в протон (протоны). В ядре происходит следующая реакция, сопровождающаяся вылетом электрона и антинейтрино:

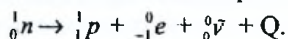
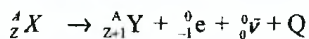
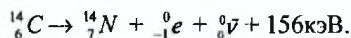


Схема β^- -распада:



Например:



Энергии электронов, вылетающих из ядер одного вида, являются различными, т.е. на опыте наблюдается непрерывный энергетический спектр, простирающийся до некоторого значения E_{max} , называемого верхней границей энергии β -спектра. Эта величина является характеристикой β^- -радиоактивного излучения, поскольку для любого β^- -распада невозможны энергии электронов, превышающие E_{max} .

Для того, чтобы согласовать непрерывность спектра энергии электронов с дискретностью энергетических уровней ядер, необходимо предположить, что вместе с электроном из ядра испускается еще одна частица, называемая антинейтрино, не обладающая массой покоя и электрическим зарядом. Образование ее в процессе β^- -распада обусловлено тем, что $m_n > m_p + m_e$.

Полная энергия, теряемая ядром при β^- -распаде, в разных ядрах распределяется между электроном, антинейтрино и дочерним ядром по-разному, что и определяет непрерывную форму спектра β^- -частиц. Таким образом, при β^- -распаде испускаемые электроны не являются моноэнергетическими.

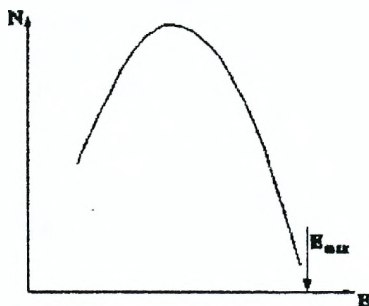


Рисунок 2.2 – Вид энергетического спектра электронов при β^- -распаде

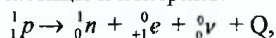
Верхнюю границу энергии электронов в β -спектре можно рассчитать, исходя из закона сохранения энергии, как разность между энергией покоя материнского ядра и суммарной энергией покоя дочернего ядра и электрона:

$$E_{\text{max}} = [m_x - (m_y + m_e)]c^2,$$

где m_x , m_y и m_e – массы покоя соответственно материнского ядра, дочернего ядра и электрона.

2.2.2. β^+ -распад

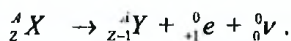
Для бедных нейтронами ($A - Z < Z$) нестабильных нуклидов наиболее прямой путь к стабильности – это превращение протона в нейтрон, сопровождающееся излучением положительной заряженной частицы и нейтрино:



где ${}^0_{+1} e$ – положительно заряженный электрон (позитрон); ${}^0_0 \nu$ – нейтрино.

Позитрон и электрон, как и нейтрино и антинейтрино, являются античастицами по отношению друг к другу. В настоящее время установлено, что у каждой элементарной частицы есть своя античастица. Масса античастицы в точности равна массе соответствующей частицы, а электрический заряд (для заряженных частиц) по абсолютному значению равен заряду частицы и противоположен ему по знаку.

Схема β^+ -распада:



Например:



В данном случае испускаемая энергия распределяется между нейтрино и позитроном, что приводит к непрерывной кривой спектра β^+ -частиц.

2.2.3. Электронный захват (К-захват)

Еще одним способом превращения протона в нейтрон является захват ядром одного внутреннего атомного электрона, принадлежащего К-оболочке:

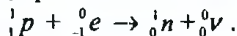
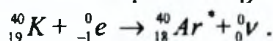


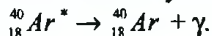
Схема реакции:



Пример: превращение радиоактивного ядра калия ${}^{40}_{19} K^-$ в аргон ${}^{40}_{18} Ar^*$:



При К-захвате не происходит непосредственного излучения заряженной частицы из ядра. Однако после удаления К-электрона освобождается место в наиболее низком энергетическом состоянии атома, вследствие чего другой электрон (вероятнее всего, с L-оболочки) занимает это положение, а разница энергий между L- и К-оболочками служит причиной испускания рентгеновского излучения:



Энергия рентгеновского излучения (1460 кэВ в случае ${}^{40}_{18} Ar^*$) является характеристикой дочерних ядер.

Таким образом, термином "*β-распад*" называют три типа ядерных превращений:

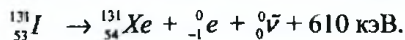
- электронный (β^-) распад;
- позитронный (β^+) распад;
- К-захват (электронный захват).

Первые два типа превращений состоят в том, что ядро испускает электрон и антинейтрино (при β^- -распаде) или позитрон и нейтрино (при β^+ -распаде). Третий тип ядерных превращений заключается в захвате ядром К-электрона и последующем испускании рентгеновского или γ -излучения.

2.3. γ -излучение

Как мы уже видели, ядро ${}^{40}_{18} Ar$ может находиться как в основном, так и в возбужденном состоянии, которое на схеме реакции обозначается звездочкой. Возбужденное состояние атомного ядра – это состояние, в котором ядро имеет некоторый избыток энергии. Этот избыток снимается посредством электромагнитного излучения высокой энергии, которое называется γ -излучением. Длины волн данного излучения лежат в области $10^{-11} + 10^{-13}$ м. Таким образом, γ -излучение не относится к самостоятельному виду радиоактивности, оно является основной формой уменьшения энергии возбужденного атомного ядра.

Пример:



Энергия 610 кэВ получается при излучении двух γ -квантов с энергиями 360 и 250 кэВ.

2.4. Взаимодействие радиоактивного излучения с веществом

Все виды взаимодействия излучения с веществом по характеру протекания можно разделить на упругие и неупругие.

Упругое взаимодействие (рассеяние) характеризуется сохранением суммарной кинетической энергии частиц. В отдельном акте взаимодействия веществу может быть передана не любая энергия. Если частица первоначально имела энергию E , то после взаимодействия она может иметь энергию E_1 , лежащую в пределах $\epsilon \cdot E \leq E_1 \leq E$. Значение ϵ определяется законами классической механики и оказывается равным

$$\epsilon = (M-m)^2 / (M+m)^2,$$

где M и m – массы сталкивающихся частиц.

Неупругое взаимодействие характеризуется переходом (полным или частичным) кинетической энергии движущейся частицы в другие виды энергии, например, в энергию возбуждения атома или ядра, в энергию излучения.

Результирующим эффектом любого типа взаимодействия радиоактивного излучения с веществом является ионизация или возбуждение атома (ионизацией называется процесс образования ионов разного знака). В случае α - или β -частиц ионизация происходит в процессе *прямого* взаимодействия, в то время как для рентгеновских или γ -лучей и нейтронов к ионизации приводит механизм *косвенного действия*.

Источники неионизирующего излучения, такие как ультрафиолетовый, видимый, инфракрасный свет и микроволновое излучение, имеют достаточно незначительную энергию, не вызывающую ионизации, однако могут оказывать поражающее действие на живые объекты.

2.4.1. Взаимодействие заряженных частиц с веществом

Рассмотрим ситуацию, когда заряженная частица падает на атомную систему, состоящую из ядра с большим положительным зарядом и окружающих ядро отрицательно заряженных электронов. Возникающее при этом электростатическое взаимодействие может осуществляться:

- между частицей и ядром;
- между частицей и электронами.

Вероятность неупругого взаимодействия (неупругих столкновений) зависит от траектории частицы, при её движении через атом. С достаточно большой вероятностью частицы могут проходить через атом вообще без всякого взаимодействия. Однако действие на расстоянии означает, что не происходит прямого столкновения, а следовательно, не происходит ионизация. Вероятность ионизации атома определяется:

- зарядом частицы;
- временем её “поглощения” атомом, т.е. скоростью частицы;
- числом электронов в атоме.

Энергия, необходимая для создания одной пары ионов в воздухе, варьируется около 30-35 эВ. Следовательно, β^- -частица с энергией 1,7 МэВ создает в воздухе порядка $5 \cdot 10^4$ пар ионов.

Количество пар ионов, создаваемых частицей на единицу длины пути пробега, называется удельной ионизацией. Однако особенный интерес представляет дополнительная информация о линейной скорости поглощения энергии при прохождении ионизирующей частицы через среду. Эта величина называется *линейным переносом энергии*, или сокращенно ЛПЭ (английская аббревиатура – LET). Обычно она выражается в кэВ/мкм.

Значения удельной ионизации и ЛПЭ зависят от свойств среды, в которую попала частица. В воздухе средний пробег (см) α -частиц с энергией от 3 до 7 МэВ зависит от их энергии как:

$$R_\alpha = 0,318E^{3/2}.$$

Например: $E = 5$ МэВ даст $R_\alpha = 3,5$ см.

Для живых тканей соответствующее приблизительное выражение может быть записано так:

$$R_{\alpha}\rho_{\alpha} = R_{\beta}\rho_{\beta},$$

где ρ – плотность. Для тканей $\rho_t \approx 1 \text{ г/см}^3$, а $\rho_{\alpha} = 0,00129 \text{ г/см}^3$. Например, для α -частицы с $R_{\alpha} = 5 \text{ см}$ в воздухе при попадании ее в биологическую ткань пробег в ткани R_t будет составлять очень малую величину – $0,0065 \text{ см}$, т.е. α -излучение полностью будет поглощаться в тонком поверхностном слое.

Характерной особенностью α -распада является сильная зависимость между периодом полураспада и энергией вылетающей из ядра α -частицы. Существует также эмпирическое соотношение между пробегом α -частицы и периодом полураспада источника (правило Гейгера–Неттола):

$$\ln R_{\alpha} = A + B \ln \lambda,$$

где A и B – некоторые постоянные, λ – постоянная распада.

Таким образом, короткое время жизни свидетельствует о большом пробеге и, следовательно, о большой энергии α -частицы.

Из приведенных соотношений можно сделать вывод, что для эффективной защиты от α -излучения достаточно иметь между источником и человеком тонкий слой любого материала.

Для β -частиц скорость потерь энергии будет меньше, чем для α -частиц, т.е. вероятность взаимодействия для них также меньшая. Удельная ионизация и ЛПЭ возрастают по мере того, как β -частица теряет энергию и движется все медленнее.

Помимо потери энергии, при создании пар ионов, β -частицы теряют энергию вследствие их внезапного торможения в электрических полях ядра и электронного облака. Этот эффект известен как *тормозное излучение*, в результате которого энергия β -частиц частично преобразуется в энергию рентгеновского излучения.

Интенсивность рентгеновского излучения зависит от заряда (Z) атомов среды как Z^2 . Поэтому при возрастании Z пробег β -частиц уменьшается, но возрастает поток рентгеновского тормозного излучения.

Примерные величины пробегов заряженных частиц даны в табл.2.1.

Таблица 2.1 – Зависимость пробега α -частиц и β -частиц от их энергии в воздухе и биологической ткани (см).

Энергия частиц, МэВ	α -частица		β -частица	
	Воздух	Ткань	Воздух	Ткань
0,05	0,06	-	2,7	$3,4 \cdot 10^{-3}$
0,1	0,10	-	9,3	0,012
0,6	0,38	-	150	0,17
1,0	0,52	$7,2 \cdot 10^{-4}$	290	0,34
2,0	1,0	$1,4 \cdot 10^{-4}$	660	0,78
3,0	1,7	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^3$	1,2
5,0	3,5	$4,4 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^3$	2,1

Из таблицы 2.1 видно, что пробеги α -частиц очень малы. Слой воздуха толщиной 10 см, тонкая фольга, резиновые перчатки, одежда полностью экранируют α -частицы.

Хотя пробег β -частиц значительно больше, чем α -частиц, защита от β -излучения не вызывает проблем. Несколько миллиметров алюминия или стекла обычно полностью экранируют поток β -частиц. Однако для высокоактивных источников β -частиц с энергией, превышающей 1 МэВ, приходится учитывать, что часть энергии уносится высокоэнергетическими γ -квантами, возникающими при торможении β -частиц и обладающими высокой проникающей способностью.

2.4.2. Взаимодействие электромагнитного излучения с веществом

Поскольку γ - и рентгеновские лучи представляют собой кванты электромагнитного излучения и не обладают зарядом, то они не взаимодействуют с электронами и ядром электростатически. Следовательно, для взаимодействия γ -квантов с веществом необходимы прямые столкновения, вероятность которых очень мала. Вследствие этого пробег γ -лучей существенно больше, чем α - и β -частиц.

В области энергий от 20 кэВ до 10 МэВ, к которой относятся γ -кванты реакторных источников, излучений и встречающихся в природе радионуклидов, основными процессами взаимодействия с веществом являются фотоэффект, комптоновское рассеяние (комpton-эффект) и образование электронно-позитронных пар.

При фотоэффекте падающий γ -квант передает всю свою энергию одному из электронов (наиболее часто находящемуся на внешней электронной оболочке, наиболее удаленной от ядра, и поэтому наиболее слабо связанному с ним), в результате чего последний покидает атом. Такой электрон будет обладать энергией, равной разности энергии γ -кванта и энергии ионизации (работы выхода электрона). Фотоэффект имеет место в основном при низких энергиях γ -квантов (менее 1 МэВ) и для тяжелых веществ (материалов с большим Z).

Комптоновское рассеяние происходит в широком диапазоне энергий γ -квантов, когда энергию ионизации электрона можно не учитывать. Процесс комптоновского рассеяния состоит в следующем: падающий γ -квант в результате упругого взаимодействия передает часть энергии электрону и при этом рассеивается, а электрон начинает движение в определенном направлении. Энергия рассеянного γ -кванта меньше энергии падающего и зависит от угла рассеяния. Кинетическая энергия электрона также зависит от угла рассеяния и может изменяться до некоторого максимального значения, соответствующего обратному рассеянию (т.е. когда рассеянный квант движется в ту сторону, откуда появился падающий γ -квант).

Образование электронно-позитронных пар происходит при энергиях γ -квантов, больших 1,02 МэВ, в электромагнитном поле ядра или атомных электронов. Когда γ -квант проходит вблизи ядра, влияние ядерных сил может вызвать процесс, обратный аннигиляции, в котором энергия преобразуется в массу двух частиц: электрона и позитрона. Эти частицы разлетаются друг от друга вследствие действия законов сохранения. Движущийся позитрон, встречаясь с любым электроном, вступает с ним в реакцию аннигиляции, в результате которой масса частиц превращается в энергию излучения (рождаются 2 γ -кванта).

Все три рассмотренных процесса взаимодействия γ -квантов со средой вносят свой вклад в ослабление потока излучения. Интенсивность излучения уменьшается экспоненциально согласно зависимости:

$$I = I_0 e^{-\mu d},$$

где μ – линейный коэффициент ослабления; I – интенсивность потока излучения ($\text{Вт}/\text{м}^2$); I_0 – начальная интенсивность потока излучения; d – путь, пройденный излучением в среде. Коэффициент ослабления характеризует суммарную вероятность взаимодействия излучения с веществом, приводящего как к поглощению, так и к рассеянию γ -квантов. Для характеристики степени поглощения γ -квантов используют другую величину – коэффициент истинного поглощения (или просто коэффициент поглощения) энергии. Коэффициент поглощения μ_a отражает факт частичной передачи энергии γ -квантов среде при комптоновском рассеянии. Например, линейные коэффициенты поглощения для свинца примерно на 40% меньше линейных коэффициентов ослабления для разных энергий γ -квантов. Это обстоятельство указывает на крайне важную роль многократного рассеяния γ -излучения в поглощающей среде.

Существует также понятие слоя половинного ослабления $\Delta_{1/2}$, который уменьшает интенсивность потока излучения в 2 раза.

Таким образом, в результате всех процессов замедления и захвата γ -квантов происходит ионизация вещества. Если рассматривать в качестве замедляющей и рассеивающей среды ткани человеческого тела, то именно ионизация обуславливает вредное биологическое воздействие излучения на живой организм.

2.4.3. Взаимодействие нейтронов с веществом

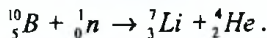
Нейтроны не имеют электрического заряда, поэтому они не взаимодействуют с электрическим полем. Вследствие этого нейтроны не могут непосредственным действием вызвать прямую ионизацию. Однако, как и электромагнитное излучение, нейтроны в конечном счете передают свою энергию заряженным частицам. Нейтронное взаимодействие по важности с точки зрения радиационной защиты можно разделить на три типа: упругое рассеяние, неупругое рассеяние и реакции захвата нейтрона.

При упругом рассеянии нейтрон сталкивается с ядрами и “отскакивает” от них по законам кинематики, т.е. таким же образом, как при столкновении бильярдных шаров. Во время соударения нейтроны передают ядрам некоторую часть своей кинетической энергии. Легкие элементы наиболее подходят для замедления нейтронов путем упругого рассеяния, поэтому на практике используются материалы с большим содержанием водорода: парафин, вода.

При неупругом рассеянии падающие на материал нейтроны передают часть своей энергии рассеивающим ядрам, вызывая их возбуждение. Возбужденные ядра излучают γ -лучи и возвращаются в основное состояние. Далее могут происходить процессы взаимодействия γ -излучения с веществом. В данном процессе особенно важными являются тяжелые ядра.

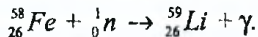
Реакции захвата нейтрона (поглощения) могут быть нескольких видов; в этих реакциях нейтроны захватываются ядрами, которые возбуждаются, а затем испускают другую частицу или фотон.

Пример 1:



Вылетевшая α -частица вызывает затем ионизацию среды.

Пример 2:

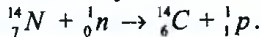


Последующее взаимодействие γ -квантов с веществом вызывает дальнейшую ионизацию.

Два приведенных примера захвата нейтронов различаются не только в природе вторичного излучения, но и в вероятности реакции. Вероятность взаимодействия, приведенного во втором примере, больше, чем в первом, и она возрастает по мере увеличения атомного номера ядра. В плане защиты от нейтронного излучения этот факт является положительным, так как тело человека состоит из элементов с малыми атомными номерами, поэтому вероятность подобного взаимодействия мала.

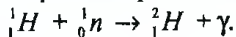
Таким образом, воздействие нейтронов на тело человека сводится в конечном счете к ионизации биологической ткани. Эта ионизация обусловлена главным образом тремя основными процессами:

- захватом нейтронов ядрами азота по реакции



В результате образуются протоны со средней энергией 0,6 МэВ, ионизирующие биологическую ткань;

- захватом нейтронов ядрами водорода по реакции



Ионизацию производят γ -кванты с энергией 2,18 МэВ, возникающие при радиационном захвате;

- упругим рассеянием нейтронов на ядрах водорода, кислорода, углерода и азота.

Ионизацию производят ядра отдачи.

Помимо рассмотренных явлений взаимодействия нейтронов с веществом, важную роль в ядерной энергетике играет реакция деления атомного ядра, сопровождающаяся захватом нейтрона. Эта реакция будет подробно рассмотрена в лекции по ядерной энергетике.

Основные выводы

Радиоактивный распад может происходить различными способами: путем испускания из ядра α -частицы, путем испускания электрона, путем испускания позитрона, путем захвата электрона ядром.

Термином “ β -распад” называют три типа ядерных превращений: электронный (β^-) распад; позитронный (β^+) распад; К-захват (электронный захват).

Термина « γ -распад» нет, т.к. γ -излучение не является самостоятельным видом радиоактивности, а способом уменьшения энергии возбужденного атомного ядра.

Основными процессами взаимодействия γ -излучения с веществом являются фотоэффект, комптоновское рассеяние (комpton-эффект) и образование электронно-позитронных пар.

Результирующим эффектом любого типа взаимодействия радиоактивного излучения с веществом является ионизация или возбуждение атома. В случае α - или β -частиц ионизация происходит в процессе *прямого* взаимодействия, в то время как для рентгеновских или γ -лучей и нейтронов к ионизации приводит механизм *косвенного действия*.

ЛЕКЦИЯ 3

МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Практически все методы наблюдения и регистрации радиоактивных излучений (α , β , γ) и частиц основаны на их способности вызывать возбуждение и ионизацию атомов среды. Заряженные частицы вызывают эти процессы непосредственно, а γ -кванты и нейтроны обнаруживаются по ионизации, вызываемой возникающими в результате их взаимодействия с электронами и ядрами атомов среды быстрыми заряженными частицами. Вторичные эффекты, сопровождающие рассмотренные процессы, такие, как вспышка света, электрический ток, потемнение фотопластинки, позволяют регистрировать пролетающие частицы, считать их, отличать друг от друга и измерять их энергию.

Приборы, применяемые для регистрации радиоактивных излучений и частиц, делятся на две группы:

1) приборы, позволяющие регистрировать прохождение частицы через определенный участок пространства и в некоторых случаях определять ее характеристики, например, энергию (сцинтилляционный счетчик, черенковский счетчик, импульсная ионизационная камера, газоразрядный счетчик, полупроводниковый счетчик);

2) приборы, позволяющие наблюдать, например, фотографировать, следы (греки) частиц в веществе (камера Вильсона, диффузионная камера, пузырьковая камера, ядерные фотоэмульсии).

3.1. Ионизационный метод регистрации излучения. Устройство дозиметра

3.1.1. **Импульсная ионизационная камера** – это детектор частиц, действие которого основано на способности заряженных частиц вызывать ионизацию газа. Импульсная ионизационная камера представляет собой электрический конденсатор, заполненный газом, к электродам которого подается постоянное напряжение. Регистрируемая частица, попадая в пространство между электродами, ионизирует газ. Напряжение подбирается так, чтобы все образовавшиеся ионы, с одной стороны, доходили до электродов, не успев рекомбинировать, а с другой – не разгонялись настолько сильно, чтобы производить вторичную ионизацию. Следовательно, в импульсной ионизационной камере на ее электродах непосредственно собираются ионы, возникшие под действием заряженных частиц. Импульсные камеры бывают двух типов: **интегрирующие** (в них измеряется суммарный ионизационный ток) и **импульсные**, являющиеся, по существу, счетчиками (в них регистрируется прохождение одной частицы и измеряется ее энергия, правда, с довольно низкой точностью, обусловленной малостью выходного электрического импульса).

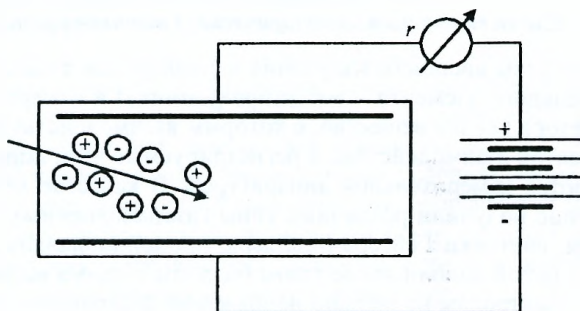


Рисунок 3.1 – Схема ионизационной камеры

3.1.2. **Газоразрядный счетчик**. Газоразрядный счетчик обычно выполняется в виде наполненного газом металлического цилиндра (катод) с тонкой проволокой (анод), натянутой вдоль его оси. Хотя газоразрядные счетчики конструктивно похожи на ионизационную камеру, однако в них основную роль играет вторичная ионизация, обусловленная столкновениями первичных ионов с атомами и молекулами газа и стенок. Можно говорить о двух типах газоразрядных счетчиков: **пропорциональных** (в них газовый разряд несамостоятельный, т.е. гаснет при прекращении действия внешнего ионизатора) и счетчиках Гейгера – Мюллера (в них разряд самостоятельный, т.е. поддерживается после прекращения действия внешнего ионизатора).

В пропорциональных счетчиках рабочее напряжение выбирается так, чтобы они работали в области вольт-амперной характеристики, соответствующей несамостоятельному разряду, в которой выходной импульс пропорционален первичной ионизации, т.е. энергии влетевшей в счетчик частицы. Поэтому они не только регистрируют частицу, но и измеряют ее энергию. В пропорциональных счетчиках импульсы, вызываемые отдельными частицами, усиливаются до 10^6 раз.

Счетчик Гейгера-Мюллера по конструкции и принципу существенно не отличаются от пропорционального счетчика, но работает в области вольтамперной характеристики, соответствующей самостоятельному разряду, когда выходной сигнал не зависит от первичной ионизации. Счетчики Гейгера-Мюллера регистрируют частицу без изменения ее энергии. Коэффициент усиления этих счетчиков составляет $\sim 10^8$. Для

регистрации отдельных импульсов возникший разряд следует гасить. Для этого, например, последовательно с нитью включается такое сопротивление, чтобы возникший в счетчике разряд вызывал на сопротивлении падение напряжения, достаточное для прерывания разряда. Временное разрешение счетчиков Гейгера-Мюллера составляет 10^{-3} - 10^{-7} с. Для газоразрядных счетчиков эффективность регистрации равна примерно 100% для заряженных частиц и примерно 5% для γ -квантов.

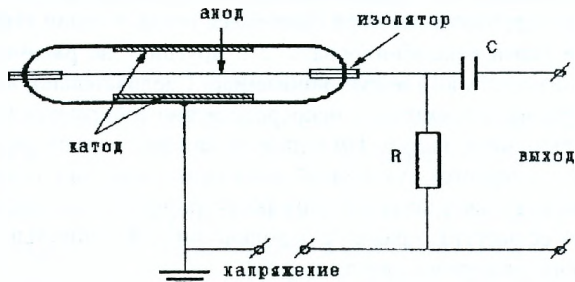


Рисунок 3.2 – Схема включения цилиндрического газонаполненного счетчика

Для определения дозы внешнего излучения используются дозиметры, которые состоят из чувствительного элемента – детектора (датчика) и измерительной аппаратуры. В состав детектора входит вещество, с которым взаимодействуют частицы, и преобразователь эффектов взаимодействия в регистрируемые величины (импульсы тока), которые фиксируются измерительной аппаратурой. В качестве детекторов наибольшее распространение получили различные типы газонаполненных детекторов (ионизационные камеры, счетчики Гейгера-Мюллера, пропорциональные счетчики и др.). Они представляют собой наполненные газом баллоны с двумя встроенными электродами (рис. 3.2). К электродам подведено напряжение постоянного тока. При прохождении ионизирующей частицы через газовую среду образуются ионы, которые собираются на электродах. Положительные ионы движутся к катоду, отрицательные – к аноду. В электрической цепи начинает течь ток, величина которого дает информацию об интенсивности излучения.

3.1.3. Полупроводниковые детекторы

В первом приближении полупроводниковый детектор можно рассматривать как ионизационную камеру с твердым диэлектриком между электродами. Так же, как и в газонаполненной ионизационной камере, при поглощении ионизирующего излучения в твердотельной камере образуются носители заряда, которые под действием электрического поля собираются на электродах. Возникающие при этом импульсы тока или напряжения используются для регистрации излучений. Число образовавшихся пар носителей заряда практически зависит только от энергии, потерянной ионизирующей частицей, и не зависит от ее характеристик (заряда, скорости и т.д.). Это обеспечивает характерную для ионизационных камер линейную связь между амплитудой импульса и зарегистрированной детектором энергией для всех видов частиц.

Твердотельные камеры обладают несомненными преимуществами перед газонаполненными. Во-первых, в чувствительном объеме этих камер содержится гораздо большая масса вещества, чем в газовом промежутке. Следовательно, в твердотельной камере полностью укладываются пробеги ионизирующих частиц с гораздо большей энергией, чем в газонаполненной. При регистрации γ -квантов эффективность твердотельных камер также существенно выше. Очень важно, что γ -кванты, попадающие в детектор, выбивают электроны преимущественно не из электродов, как это имеет место в газонаполненных ионизационных камерах, а образуют их в чувствительном

объеме камеры. В то же время, при необходимости, можно сделать твердотельную камеру с очень малым промежутком между электродами. В таком детекторе поглощается очень небольшая доля энергии падающих частиц, что позволяет применять его для измерения удельных потерь энергии.

Во-вторых, и это еще более важно, твердотельные камеры имеют существенно лучшее энергетическое и временное разрешение, что связано с иными, чем в газонаполненной камере, процессами образования и движения носителей зарядов.

Бурное развитие в последние годы полупроводниковых детекторов связано с большим чувствительным объемом (в несколько десятков и даже сотни см³) и с их очень высокой разрешающей способностью (десятые доли процента) при сохранении достаточной эффективности. Полупроводниковые детекторы применяются для регистрации и спектрометрии заряженных частиц, нейтронов, γ -квантов. В рентгеновской области до энергий порядка 40 кэВ обычно используют кремниевые детекторы, а при более высоких энергиях – детекторы из германия.

3.2. Трековые методы регистрации излучения

3.2.1. Фотографический метод регистрации излучения

Ядерная фотоэмульсия – это простейший трековый детектор заряженных частиц. Прохождение заряженной частицы в эмульсии вызывает ионизацию, приводящую к образованию центров скрытого изображения. После проявления следы заряженных частиц обнаруживаются в виде цепочки зерен металлического серебра. Так как эмульсия – среда более плотная, чем газ или жидкость, используемые в вильсоновской и пузырьковой камерах, то при прочих равных условиях длина трека в эмульсии более короткая. Так, трек длиной 0,05 см в эмульсии эквивалентен треку в 1 м в камере Вильсона. Поэтому фотоэмульсии применяются для изучения реакций вызываемых частицами в условиях сверхвысоких энергий и в космических лучах. В практике исследований высокоэнергетических частиц используются также так называемые **стопы** – большое число маркированных фотоэмульсионных пластинок, помещаемых на пути частиц и после проявления промеряемых под микроскопом. В настоящее время методы наблюдения и регистрации заряженных частиц и излучений настолько разнообразны, что их детальное описание просто невозможно. Большое значение имеют такие приборы, как **искровые камеры**, использующие преимущества счетчиков (быстрота регистрации) и трековых детекторов (полная информация о треках). Говоря образно, искровая камера – это набор большого числа очень мелких счетчиков. Поэтому она близка к счетчикам, так как информация в ней выдается немедленно, без последующей обработки, и в то же время обладает свойствами детектора, так как по действию многих счетчиков можно установить треки частиц.

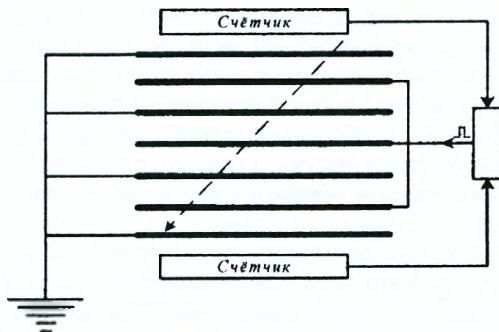


Рисунок 3.3 – Схема искровой камеры

3.2.2. Трековые детекторы

К трековым приборам относят устройства, в которых заряженные частицы в результате взаимодействия изменяют состояние вещества детектора таким образом, что делают видимыми следы (треки) заряженных частиц. В пересыщенном паре при определенных условиях ионы являются центрами конденсации и на них вырастают капельки жидкости, видимые невооруженным глазом. Это явление – конденсация пара на ионах – положено в основу работы камер Вильсона.

В перегретой жидкости ионы являются центрами кипения. Заряженные частицы в такой жидкости оставляют след в виде цепочки газовых полостей (пузырьков). На этом явлении основана работа пузырьковых камер.

Все обычные фотографические слои могут засвечиваться под воздействием быстрых частиц. Обычные фотографические эмульсии состоят из кристаллов галогенидов серебра (главным образом бромида серебра) в слое желатина. Под воздействием падающего излучения зерна галогенида серебра становятся чувствительными к последующему проявлению: в фотографическом слое возникает невидимое (так называемое скрытое) изображение. Химическое проявление в растворе с восстановительными свойствами приводит к выделению металлического серебра на центрах скрытого изображения: возникают отдельные зерна серебра. Количество проявленных зерен серебра на единицу площади зависит от экспозиции (времени засветки) фотослоя под действием потока частиц. Если число проявленных зерен серебра невелико, их подсчитывают под микроскопом. Однако обычно оценивают количество зерен серебра в данной точке фотослоя по почернению. Плотность почернения над уровнем фона при съемках в рентгеновской области линейно растет с экспозицией. При регистрации рентгеновского излучения высокая энергия квантов приводит к тому, что каждый поглощенный квант "засвечивает" по меньшей мере один кристалл галогенида серебра, а кванты высоких энергий – даже несколько кристаллов.

Область рентгеновских лучей непрерывно переходит в область γ -лучей. Число центров скрытого изображения, возникающих при поглощении одного кванта, возрастает. Например, при поглощении кванта с энергией 1 МэВ после проявления происходит почернение примерно 80 зерен. Следует отметить, что при поглощении γ -квантов и высокоэнергетичных рентгеновских квантов вначале возникают быстрые электроны (в результате фотоэффекта, комптоновского рассеяния, а выше 1,02 МэВ за счет образования электронно-дырочных пар). Затем эти электроны тратят свою энергию на ионизацию, и только освободившиеся при ионизации вторичные электроны вызывают появление центров скрытого изображения.

Таким образом, в фотопластинках заряженные частицы в результате ионизации создают центры проявления. Такие детекторы применяют при регистрации электронов, протонов, ионов. Нейтроны не оставляют своих следов на фотоэмульсиях. Для регистрации следов электрически заряженных радиоактивных частиц применяют специальные ядерные эмульсии, которые содержат очень высокую концентрацию зерен бромида серебра. При этом зерна бромидов должны быть особенно мелкими. Толщина таких фотослоев после обработки может достигать 2 мм.

Недостатки изучения быстрых частиц с помощью ядерных фотоэмульсий очевидны: визуальная микроскопическая обработка результатов очень утомительна и требует много времени.

Трековые приборы не только регистрируют акт прохождения заряженной частицы, но и позволяют определить некоторые ее характеристики по плотности ионизации, по величине пробега. Возможности трековых приборов значительно увеличиваются, если их помещают в магнитное поле. В этих случаях измерение радиуса кривизны трека дает дополнительную информацию о заряде, импульсе, массе заряженной частицы.

3.3. Сцинтилляционные счетчики

Сцинтилляционные счетчики принадлежат к числу наиболее старых детекторов излучения. Принцип, на котором основана их работа, чрезвычайно прост. Если частица с высокой энергией или квант излучения падает на соответствующий "сцинтиллятор", то это приводит к короткой вспышке света (сцинтилляции). Эту вспышку можно наблюдать даже невооруженным глазом, адаптированным к темноте. Наиболее характерным примером служат сцинтилляции, вызываемые α -частицами на экране из сульфида цинка. Сегодня вместо человеческого глаза используют фотоэлектронный умножитель (ФЭУ). Фотоны света, попадая на фотокатод ФЭУ, в результате фотоэффекта выбивают электроны. Под действием внешнего электрического поля электроны направляются на диоды (промежуточные электроды) ФЭУ, где происходит вторичная электронная эмиссия, в результате которой на анод ФЭУ приходит в десятки и сотни тысяч раз большее количество электронов. Таким образом рождается электрический импульс, который затем регистрируется соответствующими электронными схемами.

В случае применения сцинтилляционного счетчика необходима хорошая оптическая связь сцинтиллятора с фотокатодом ФЭУ. В большинстве случаев сцинтиллятор располагается непосредственно перед фотокатодом, или же они соединены световодом. При этом спектральная чувствительность ФЭУ должна соответствовать спектру изучаемого излучения. Если частицы полностью поглощаются в сцинтилляторе, то энергия частиц или квантов пропорциональна величине импульса тока, причем коэффициент пропорциональности зависит прежде всего от сорта частиц.

Энергетическое разрешение сцинтилляционных счетчиков существенно хуже, чем у полупроводниковых, поскольку число электронов, выбитых с фотокатода, очень слабо зависит от энергии падающих частиц или квантов. В среднем для генерации одного фотоэлектрона требуется энергия порядка 200 - 1000 эВ; свет испускается во всех направлениях и частично поглощается самим сцинтиллятором.

В настоящее время используется целый ряд сцинтилляторов с различными свойствами. Наиболее существенно различаются органические и неорганические сцинтилляторы с различными механизмами сцинтилляции. Самыми известными неорганическими кристаллами являются NaI(Tl) и CsI(Tl) . Механизм сцинтилляций в них определяется в основном влиянием кристаллической решетки. В органических веществах вспышка света происходит в результате возвращения возбужденных молекул в основное состояние. Механизм сцинтилляций не изменяется и при растворении флуоресцирующего вещества в жидком растворителе (жидкие сцинтилляторы) или в полимере (сцинтилляторы - пластики). Пластики легко подвергаются механической обработке, и из них можно изготовить сцинтилляторы любой удобной формы.

Наиболее эффективным органическим сцинтиллятором является, например, антрацен, эффективность которого достигает 50% эффективности NaI(Tl) .

В целом ряде случаев требуется малая продолжительность сцинтилляторного сигнала, в этом отношении сцинтилляторы-пластики превосходят все другие вещества. Импульс света, возникший в сцинтилляторе, спадает по экспоненциальному закону, и если время высвечивания для NaI(Tl) составляет 130 нс, а у антрацена оно равно 30 нс, то для большинства пластиков время высвечивания лежит между 1,4 и 4 нс.

И, наконец, целый ряд сцинтилляторов обладает превосходными флуоресцентными свойствами: эти вещества поглощают фотон в области жесткого ультрафиолета или рентгеновского излучения, а испускают квант света в видимой области. Располагая такой сцинтиллятор непосредственно перед фотокатодом фотоэлектронного умножителя, можно получить быстродействующий детектор.

Принципиальная схема сцинтилляционного детектора показана на рис.3.4. Ионизирующее излучение, взаимодействуя с веществом сцинтиллятора 1, создает в нем

вспышку света. Некоторая часть фотонов через светопровод 2 попадает на фотокатод 3 фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) и вырывает из него фотоэлектроны. Фотоэлектроны проходят через фокусирующую диафрагму 4 и ускоряются электрическим полем, существующим между умножающими электродами (динодами) 5. Каждый ускоренный электрон, тормозясь в диноде, выбивает из него несколько вторичных электронов, которые благодаря специальной геометрии динодов направляются на следующий динод.

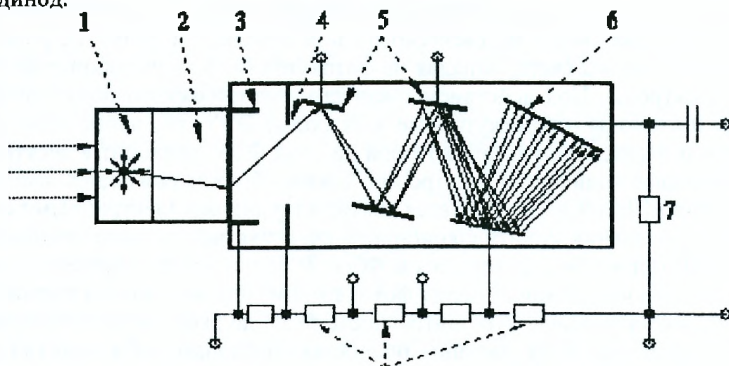


Рисунок 3.4 – Схема включения сцинтилляционного детектора с ФЭУ

Поток электронов собирается на последнем диноде 6, который называется анодом. Питание ФЭУ осуществляется с помощью высоковольтного стабилизированного напряжения делителем 8. В цепь анода 6 включается сопротивление нагрузки 7, на котором выделяется импульс напряжения. Этот импульс усиливается с помощью линейного усилителя и поступает на счетное устройство, осуществляющее подсчет количества импульсов ФЭУ за определенный промежуток времени.

3.4. Приборы для регистрации ионизирующих излучений

Приборы для измерения и контроля ионизирующих излучений подразделяются по своему назначению, виду контроля излучения, номеру модели и номеру конструктивной модификации. Для дозиметрических (Д), радиометрических (Р), спектрометрических (С) приборов вторая буква обозначает вид контроля (РК – радиометр комбинированный; РЗ – радиометр для определения загрязнения; СЭ – спектрометр для определения распределения по энергиям), а третья буква обозначает вид излучения: А – альфа, Б – бета, Г – гамма, Н – нейтронное, П – протонное, Т – тяжелые частицы, С – смешанное. Цифрами обозначают номер модели и номер модификации.

Дозиметры – это приборы, предназначенные для получения информации об экспозиционной дозе и (или) об энергии, переносимой ионизирующим излучением или переданной им объекту, находящемуся в поле его действия.

Радиометры – это приборы, предназначенные для получения информации об активности нуклидов, плотности потока и (или) о потоке ионизирующих частиц или фотонов.

Спектрометры – это приборы, предназначенные для получения информации о спектре распределения ионизирующего излучения по одному или более параметрам, например по энергии квантов или частиц в потоке излучения или пространственному распределению, характеризующему источник и поля ионизирующих излучений.

Измерительно-сигнальные приборы ионизирующих излучений – приборы, имеющие устройство, вырабатывающее сигнал, предупреждающий о превышении измеряемыми величинами заданных значений.

Кроме того, существуют **комбинированные приборы**, т.е. такие, которые выполняют функции двух или более приборов для измерения ионизирующих излучений различного функционального назначения.

Метрологические приборы подразделяют на образцовые с погрешностью измерения не более 2%, рабочие – с погрешностью от 5% до 30%, индикаторы – для оценки уровня излучения с погрешностью 50% и более. Градуировка, т.е. приведение в соответствие показаний данного прибора и истинных значений измеряемых величин, а также определение погрешностей приборов осуществляются с помощью образцовых источников излучения или образцовых приборов.

Основные выводы

Приборы, применяемые для регистрации ионизирующих излучений, подразделяют на две основные группы. В первую группу входят устройства, которые регистрируют факт пролета ионизирующей частицы или γ -кванта, а некоторые из них, кроме того, позволяют судить об ее энергии. Ко второй группе относятся трековые приборы, позволяющие наблюдать следы (треки) частиц в рабочем веществе данного прибора.

ЛЕКЦИЯ 4

ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

В результате воздействия ионизирующих излучений на облучаемые объекты в них происходят разнообразные физико-химические или биологические изменения. Эти изменения приводят к нагреву тела, ионизации вещества, физиологическим изменениям в живых организмах. В каждом конкретном случае радиационный эффект зависит от ряда физических величин, характеризующих поле излучения и взаимодействие излучения с веществом, которые называются дозиметрическими величинами.

Система дозиметрических величин непрерывно совершенствуется вследствие развития радиационной биологии и радиационной безопасности. Этим процессом управляют Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) и Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ). По мере углубления знаний об эффектах ионизирующего излучения изменяется система обеспечения радиационной безопасности, а вместе с ней и практика контроля профессионального облучения. Регулярно публикуемые доклады МКРЕ и Рекомендации МКРЗ позволяют считать современную систему дозиметрических величин состоящей из трех больших разделов:

1) **базовые физические величины**, являющиеся мерой воздействия ионизирующего излучения на вещество;

2) **нормируемые величины**, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия излучения на человека;

3) **операционные величины**, являющиеся непосредственно определяемыми в измерениях величинами, предназначенными для оценки нормируемых величин при радиационном контроле.

Базовые физические величины являются мерой физического воздействия ионизирующего излучения на вещество. Они также характеризуют источник *излучения*, само *излучение* и радиационные поля, возникающие при прохождении *излучения* через вещество. Для описания *облучения* – воздействия излучения на человека – физические дозиметрические величины напрямую не используют.

Облучение характеризуют нормируемые дозиметрические величины, в определении которых используются базовые физические величины. Измерение нормируемых величин при контроле облучения практически невозможно.

В оценке соответствия условий *облучения* нормативным требованиям используются операционные величины, значения которых при определенных условиях *облучения* близки к значениям соответствующих нормируемых величин. Важнейшим качеством операционных величин является то, что они могут быть непосредственно измерены при радиационном контроле.

4.1. Базовые физические величины

В начальный период развития дозиметрии чаще всего приходилось иметь дело с проникающим рентгеновским излучением, распространяющимся в воздухе. Поэтому в качестве количественной меры поля излучения многие годы применяли результаты измерения ионизации воздуха вблизи рентгеновских аппаратов. Единицей таких измерений условились считать количество пар ионов, которое образуется под действием излучения в 1 см^3 сухого воздуха, находящегося при атмосферном давлении и при комнатной температуре (18 C°). Позднее было установлено, что такой единице экспозиционной дозы, названной *рентгеном* (P), соответствует $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов. Таким образом, можно сказать, что экспозиционная доза – это доза γ - или рентгеновского излучения, при поглощении которого в сухом воздухе при нормальном атмосферном давлении за счет ионизации создается определенное число заряженных ионов. Математическое выражение экспозиционной дозы

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

Т.е. *экспозиционная доза – это отношение суммарного заряда ионов одного знака, созданных в элементарном объеме воздуха к массе воздуха в этом объёме.*

В системе СИ за единицу экспозиционной дозы принят один кулон электрического заряда в одном килограмме облучаемого воздуха.

$$1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р}$$

Доза 1 Р накапливается за 1 час на расстоянии 1 м от источника радия массой 1 грамм, т.е. активностью 1 Кюри.

Итак, запомним, что экспозиционная доза определяется только для воздуха и только для γ -излучения.

Важным достоинством этой дозы является то, что для ее измерения существует простой физический метод: измеряется суммарный заряд ионов, образующихся в ионизационной камере.

Мощность экспозиционной дозы определяется как производная экспозиционной дозы по времени согласно формуле

$$P = \frac{dX}{dt}$$

и выражается в амперах на килограмм (А/кг) в системе СИ или в рентгенах в час. Наиболее употребительными единицами при измерении радиационного фона на местности являются:

$$1 \text{ мкА/кг} = 10^{-6} \text{ А/кг}, \text{ или } 1 \text{ мкР/ч} = 10^{-6} \text{ Р/ч.}$$

В настоящее время экспозиционная доза является устаревшей и к применению не рекомендуется.

Степень, глубина и форма лучевых поражений биологических объектов в первую очередь зависят от величины поглощенной энергии излучения. Для характеристики этого показателя используется понятие поглощенной дозы.

Поглощенная доза D – количество энергии, поглощенное единицей массы вещества.

$$D = \frac{d\bar{e}}{dm},$$

где $d\bar{e}$ – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу в элементе объема; dm – масса вещества в этом элементе объема.

В системе СИ единица поглощенной дозы: 1 Грей = 1 Джоуль/кг.

Внесистемная единица – рад (аббревиатура английского термина “radiation absorbed dose”, т.е. “поглощённая доза излучения”).

$$1 \text{ Грей} = 100 \text{ рад}$$

Производная поглощенной дозы по времени называется мощностью поглощенной дозы, т. е.

$$P = \frac{dD}{dt},$$

где dD – приращение поглощенной дозы за интервал времени dt .

Между поглощённой дозой и радиационным эффектом существует прямая зависимость: чем больше поглощённая доза, тем больше радиационный эффект. Один из примеров такой зависимости – почернение фотоленки. Указанная зависимость является основой рентгеноскопии, аналогично работают датчики излучения.

Поглощенная доза определена таким образом, что позволяет отнести ее значение к некоторой точке среды, но в радиационной безопасности, если специально не оговорен другой ее смысл, она понимается как средняя доза в ткани или в органе.

Для излучения применить это понятие нельзя, поэтому пользуются единицами концентрации радиоактивности, например беккерель на метр кубический в секунду:

$$\text{Бк}/(\text{м}^3 \cdot \text{с}) \text{ или } \text{Бк}/(\text{кг воздуха} \cdot \text{с}).$$

Важными характеристиками потока излучения при его переносе в среде от источника к облучаемому объекту являются флюенс и плотность потока частиц (квантов) излучения:

▪ **флюенс частиц**, Φ – отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения dS этой сферы; единица флюенса частиц или квантов част./см²;

▪ **плотность потока частиц** ϕ – флюенс за единицу времени.

Единица плотности потока частиц или квантов част./см²·с).

Для оценки воздействия на среду косвенно ионизирующих излучений используют понятие кермы. **Керма** (K) – отношение суммы начальных кинетических энергий dE всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе dm вещества в этом объеме:

$$K = \frac{dE}{dm}.$$

Единица кермы – грей (Гр) совпадает с единицей поглощенной дозы. Единичная поглощенная доза (1 грей) равна керме, при которой сумма начальных кинетических энергий всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в веществе массой 1 кг, равна 1 Дж.

4.2. Нормируемые величины

При одной и той же поглощенной дозе α -, β - и γ -излучения оказывают неодинаковое поражающее действие на организм. Для оценки радиационной опасности от различных видов излучения применяется *эквивалентная доза* $H_{L,R}$, которая определяется как поглощенная доза в органе или ткани $D_{L,R}$, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент (коэффициент качества, весовой множитель) для данного вида излучения $W_{L,R}$

$$H_{i,R} = W_{i,R} \cdot D_{i,R}.$$

Единица измерения эквивалентной дозы имеет специальное наименование в системе СИ – зиверт (Зв). Используются и производные единицы мкЗв, мЗв и др. Существует внесистемная единица – бэр (биологический эквивалент рентгена), которая постепенно изымается из использования как устаревшая. Для грубых расчетов в случае гамма-излучения полагают, что 1Р соответствует 1 рад и 1 бэр.

Производная эквивалентной дозы по времени называется мощностью эквивалентной дозы дозы, т. е.

$$P = \frac{dH}{dt}.$$

Единицы измерения эквивалентной дозы – мЗв/с, мкЗв/с, бэр/ч и др.

МКРЗ установила значения весовых множителей излучения для относительной биологической эффективности малых доз данных излучений при индуцировании ими стохастических эффектов. Относительная биологическая эффективность (ОБЭ) одного излучения по сравнению с другим представляет собой отношение, обратное отношению поглощенных доз этих излучений, вызывающих одинаковую степень тяжести данного биологического эффекта. МКРЗ выбрала значение весового множителя излучения, равное единице, для всех излучений с малой ЛПЭ, включая рентгеновское и гамма-излучение любой энергии. Выбор для других видов излучения основан на наблюдаемых значениях относительной биологической эффективности (ОБЭ) независимо от того, рентгеновское или гамма-излучение использовалось при этом в качестве образцового.

Когда поле излучения составлено из различных по виду и энергии излучений с разными w_R , то поглощенную дозу следует разделить на части, каждую со своим значением w_R , а затем их сложить для получения полной эквивалентной дозы. Эта величина может быть также выражена в виде непрерывного распределения дозы по энергии, в котором каждый элемент поглощенной дозы в диапазоне энергии от E до $E+dE$ умножается на соответствующее значение w_R из табл. 4.1.

Таблица 4.1 – Весовые множители излучения

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

Экспериментально установлено, что соотношение между вероятностью стохастических эффектов и эквивалентной дозой зависит также от того, какая ткань или какой орган подверглись облучению. Поэтому уместно ввести следующую величину, производную эквивалентной дозы, для определения такого сочетания различных доз в нескольких различных тканях, которое удачно соответствовало бы совокупности стохастических эффектов. Взвешивающий коэффициент эквивалентной дозы в T -й ткани или органе (тканевый весовой множитель) W_R представляет относительный вклад

данного органа или ткани в полный ущерб из-за стохастических эффектов при тотальном облучении всего тела. Взвешенная эквивалентная доза раньше называлась эффективной эквивалентной дозой. В настоящее время МКРЗ решила использовать более простое название *эффективная доза E*.

Рекомендованные значения значений тканевых весовых множителей приведены в табл. 4.2.

Таблица 4.2 – Тканевые весовые множители

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

Таким образом, эффективная доза – это сумма взвешенных эквивалентных доз во всех тканях и органах тела, умноженных на соответствующие коэффициенты. Она определяется выражением

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T,$$

где H_T – эквивалентная доза в органе (ткани) T, а W_T – весовой множитель для ткани T.

Единицей измерения эффективной дозы, так же, как и эквивалентной, является зиверт (Зв). Аналогично определяется и мощность эквивалентной дозы.

Желательно, чтобы равномерная по всему телу эквивалентная доза давала эффективную дозу, численно равную этой равномерной эквивалентной дозе. Это достигается нормированием суммы тканевых весовых множителей на единицу. Значения весовых множителей излучения зависят от вида и энергии излучения и не зависят от ткани или органа. Аналогичным образом значения тканевых весовых множителей выбирают независимыми от вида и энергии излучения, падающего на тело. Такие упрощения не более чем приближения к реальной биологической ситуации, но они позволяют определить поле излучений вне тела в дозиметрических терминах без указания органа, подвергающегося воздействию.

Последствия облучения зависят не только от дозы, вида и энергии излучения (связанных с весовым множителем излучения) и распределения дозы в теле (связанного с тканевым весовым множителем), но и от распределения дозы по времени (мощности дозы и продолжительности воздействия). Влияние этих условий облучения может быть учтено использованием различных значений коэффициентов, связывающих эквивалентную и эффективную дозы с вероятностью возникновения стохастических эффектов.

Эквивалентная и эффективная дозы являются величинами, которые предназначены для применения в радиационной безопасности, включая в общем виде и оценку риска. Они обеспечивают основу для оценки вероятности стохастических эффектов только для поглощенной дозы значительно ниже порогов детерминированных эффектов. Для оценки вероятных последствий облучения известной группы людей иногда лучше использовать поглощенную дозу и конкретные данные об относительной биологической эффективности соответствующих излучений, а также коэффициенты вероятности, относящиеся к облученной группе.

Кроме эквивалентной и эффективной дозы используется еще несколько вспомогательных дозиметрических величин. После поступления в организм радиоактивного

вещества оно в течение некоторого времени формирует с изменяющейся мощностью эквивалентную дозу в тканях тела. Временной интеграл мощности эквивалентной дозы называется полувековой эквивалентной дозой $H_T(\tau)$, где τ – время интегрирования (в годах) вслед за поступлением. Аналогичным образом определяется и полувековая эффективная доза $E(\tau)$.

Облучение в поле действующего извне проникающего излучения сопровождается одновременной передачей энергии ткани. Облучение ткани инкорпорированными радионуклидами растянуто во времени, и передача энергии происходит по мере распада радионуклида. Распределение передачи энергии во времени изменяется в зависимости от физико-химической формы радионуклида и биокинетики его последующего поведения. Учитывая это распределение дозы во времени, рекомендуется использовать полувековую эквивалентную дозу, как интеграл за время τ мощности эквивалентной дозы в отдельном органе, действующей на человека после поступления в организм радиоактивного вещества. Когда время интегрирования τ не задано, подразумевается 50-летний период для взрослых или 70-летний период для детей.

Полувековая эквивалентная доза определяется выражением

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} \dot{H}_T(t) dt$$

для единичного поступления в момент времени t_0 , где $\dot{H}_T(t)$ – соответствующая мощность эквивалентной дозы в ткани или органе T в момент времени t ; τ – период времени, по которому интегрируют. При определении $H_T(\tau)$ τ указывают в годах.

Если полувековые эквивалентные дозы в органах или тканях, полученные в результате поступления радионуклидов, умножить на соответствующие весовые множители w_T , а затем просуммировать, то в результате будет получена полувековая эффективная доза

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau).$$

При определении $E(\tau)$ обычно указывают число лет, по которым проведено интегрирование.

Вышеперечисленные дозиметрические величины относятся к облучению отдельного человека. При облучении групп или популяций людей используются другие величины. Эти величины учитывают численность населения, подвергшегося облучению от источника путем умножения средней дозы по облученной источником группе людей на число лиц в этой группе. Такими величинами являются *коллективная эквивалентная доза* S_T , относящаяся к определенному органу или ткани, и *коллективная эффективная доза* S .

Коллективная эквивалентная доза в ткани T определяется формулой

$$S_T = \int_0^{\infty} H_T \frac{dN}{dH_T} dH_T,$$

где $(dN/dH_T) \cdot dH_T$ – число лиц, получивших эквивалентную дозу от H_T до $H_T + dH_T$; S_T может быть также вычислена как

$$S_T = \sum_i \bar{H}_T \cdot N_i,$$

где N_i – число лиц в i -й подгруппе, получающих среднюю эквивалентную дозу в органе \bar{H}_T .

Коллективная эффективная доза определяется следующим образом:

$$S = \int_0^{\infty} E \frac{dN}{dE} dE \quad \text{или} \quad S = \sum \bar{E}_i \cdot N_i,$$

где \bar{E}_i – средняя эффективная доза в i -й подгруппе.

Для коллективной эффективной дозы должен указываться период времени и группа лиц, по которым производится суммирование или интегрирование коллективной эквивалентной дозы.

Коллективная эффективная доза, создаваемая присутствием радиоактивных веществ в окружающей среде, может накапливаться в течение длительного периода времени, охватывающего последующие поколения людей. Ожидаемая в данной ситуации полная коллективная доза равна интегралу за весь период времени от мощности коллективной эффективной дозы, создаваемой или ожидаемой при единичном выбросе (или в случае продолжительной работы за единичный период деятельности).

Ожидаемая доза $H_{c,T}$ или E_c – это расчетная величина. Она может относиться как к критической группе, так и ко всему населению земного шара. Она определяется как интеграл до бесконечности от *мощности дозы на душу населения* (\dot{H}_T или \dot{E}), связанной с определенным событием, например единичной практической деятельностью (за год, месяц и т.д.):

$$H_{c,T} = \int_0^{\infty} \dot{H}_T(t) dt \quad \text{или} \quad E_c = \int_0^{\infty} \dot{E}_T(t) dt.$$

В случае неограниченной во времени практической деятельности с постоянной мощностью максимальная годовая мощность дозы на душу населения (\dot{H}_T или \dot{E}) в будущем для конкретного населения будет равна ожидаемой дозе за год практической деятельности независимо от изменения численности населения. Связь между основными дозиметрическими единицами представлена в табл. 4.3.

Таблица 4.3 – Соотношения между дозиметрическими единицами

Величина	Единица		Соотношение
	СИ	внесистемная	
Активность (A)	Бк	Ки	1Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Энергия излучения R (E_R)	Дж	эВ	1эВ = $1,602 \cdot 10^{-19}$ Дж
ЛПЭ (L)	Дж/м	кэВ/мкм	1 кэВ/мкм = 62 Дж/м
Экспозиционная доза (X)	Кл/кг	Р	1Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Керма (K)	Гр	рад	1 рад = $1 \cdot 10^{-2}$ Гр
Поглощенная доза (D)	Гр	рад	1 рад = $1 \cdot 10^{-2}$ Гр
Эквивалентная доза (H)	Зв	бэр	1 бэр = $1 \cdot 10^{-2}$ Зв
Эффективная доза (E)	Зв	бэр	1 бэр = $1 \cdot 10^{-2}$ Зв

4.3. Операционные величины

В радиационной безопасности нашли специальное применение некоторые другие величины. Существуют четыре рабочих (операционных) величины, представляющих особый интерес при измерении полей излучения в целях защиты:

- 1) *амбиентный эквивалент дозы $H(d)$,*
- 2) *направленный эквивалент дозы $H(d)'$,*
- 3) *индивидуальный эквивалент дозы проникающего излучения ($H_p(d)$,*
- 4) *индивидуальный эквивалент дозы поверхностный ($H_s(d)$.*

Для мониторинга окружающей среды и мониторинга в зонах вводят два понятия, связывающие внешнее поле излучения с эффективной дозой и эквивалентной дозой в коже. Первое из этих понятий – *амбиентный эквивалент дозы $H^*(d)$* – применимо для сильно проникающего излучения, а второе – *направленный эквивалент дозы $H'(d)$* – для слабопроникающего излучения.

Амбиентный эквивалент дозы $H^(d)$* в некоторой точке поля излучения – это эквивалент дозы, который создавался бы соответствующим растянутым и направленным полем излучения в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d по радиусу, ориентированному навстречу полю.

Направленный эквивалент дозы $H'(d)$ в некоторой точке поля излучения – это эквивалент дозы, который создавало бы соответствующее растянутое поле в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d по радиусу, ориентированному в выбранном направлении.

Для индивидуального мониторинга введены еще два понятия. Первое из них – *индивидуальный эквивалент дозы проникающего излучения $H_p(d)$* – применимо для органов и тканей, расположенных глубоко в теле, которые будут облучаться сильнопроникающим излучением, а второе – *индивидуальный эквивалент дозы слабопроникающего излучения $H_s(d)$* – применимо для поверхностных органов и тканей, которые будут облучаться сильно- и слабопроникающими излучениями.

Основные выводы

Радиационную опасность используемого радиоактивного вещества удобно оценивать по активности (количеству радиоактивных распадов в единицу времени), выраженной в Кюри или Беккерелях. Экспозиционная доза характеризует поле излучения по его ионизирующей способности, которая обусловлена характером радиоактивного вещества или другого источника ионизирующего излучения.

Поглощенная доза, т.е. энергия, поглощенная единицей массы вещества, на которое действует поле излучения, характеризует радиационный эффект для всех видов химических и физических тел, кроме живых организмов. Для оценки действия излучения на живые организмы, в первую очередь человека, используется эквивалентная доза облучения (эквивалент дозы).

ЛЕКЦИЯ 5

БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

После открытия рентгеновских лучей первые месяцы работы с ионизирующими излучениями привели к радиационным поражениям людей. Уже в 1895 г. помощник Рентгена В. Груббе получил радиационный ожог рук (эритему), сопровождающийся развитием дерматита – тяжелого воспалительного заболевания кожи. В 1897 г. в литературе описано 23 случая кожных поражений, вызванных рентгеновским облучением. В 1898 г. был открыт радий, проникающее γ -излучение которого также сильно воздействовало на ткани человеческого организма. А. Беккерель на несколько часов положил пробирку с препаратом радия в жилетный карман, после чего на коже появилось красное пятно, перешедшее в долго не заживавшую язву.

В 1898-1899 гг. доктор Денло в опытах на себе установил первые закономерности острых реакций кожи на облучение. В 1899 г. обнаружено явление разрушения раковых опухолей под действием излучения. Таким образом, уже более 100 лет изучается действие радиоактивных излучений на человека и другие биологические объекты.

Как уже отмечалось ранее, ионизирующая радиация обладает высокой проникающей способностью. В результате взаимодействия излучений с атомами вещества передается определенная энергия. Эта энергия тратится на то, чтобы возбудить или ионизировать атомы, что и является основой первичных изменений в клетках живого организма.

5.1. Действие ионизирующего излучения на клетку

Как известно из курса биологии, клетка состоит из молекул белка, а молекулы, в свою очередь, состоят из атомов. Исходя из этого строения, биологическое действие ионизирующего излучения условно делят на три этапа:

- физический;
- химический;
- физиологический.

На первом, *физическом*, этапе энергия ионизирующего излучения при прохождении через биологическую ткань передается атомам и молекулам. В результате могут возникнуть два основных процесса: возбуждение и ионизация атомов и молекул. Рассмотрим основные процессы, происходящие после того, как атом ионизировался или возбудился.

В простых веществах, молекулы которых состоят из атомов одного и того же элемента, процессу ионизации сопутствует процесс, называемый рекомбинацией. Ионизированный атом присоединяет к себе один из свободных электронов, которые всегда имеются в среде, и в результате вновь образуется нейтральный атом. Возбужденный атом возвращается в нормальное состояние путем перехода электронов с внешних электронных оболочек на внутренние, более близко расположенные к атомному ядру. При этом происходит испускание одного или нескольких фотонов характеристического излучения.

Таким образом, ионизация и возбуждение атомов простых веществ не приводит к каким-либо изменениям физико-химической природы облучаемой среды.

Иначе дело обстоит при воздействии излучения на сложные вещества, молекулы которых состоят из большого числа различных атомов (как это и есть в биологической ткани). Такие сложные вещества изучаются обычно в курсе химии, поэтому этап, на котором рассматривается взаимодействие излучения со сложными молекулами, называется химическим.

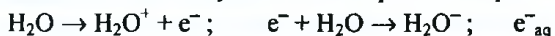
В основе радиационно-химических изменений веществ могут лежать два механизма:

1) *прямое действие*, когда сложная молекула непосредственно взаимодействует с излучением. В результате, химические связи в молекуле рвутся, и говорят, что происходит диссоциация молекул;

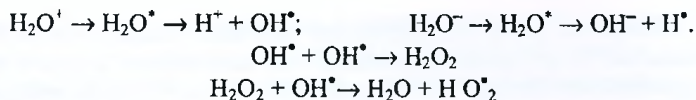
2) *косвенное действие*, когда молекула непосредственно не поглощает энергию ионизирующего излучения, а получает ее путем передачи от другой молекулы.

Известно, что в биологической ткани 60-70% по массе составляет вода. В результате диссоциации молекулы воды образуются *свободные радикалы* H^+ и OH^- по следующей схеме:

Пусть в результате ионизации молекула воды потеряет электрон:



Ионизированная молекула воды реагирует с другой, нейтральной, молекулой воды, в результате чего образуется высокореактивный радикал *гидроксила* OH^\bullet . Вырванный электрон также быстро передает энергию окружающим молекулам воды, в результате чего возникает сильно возбужденная молекула воды H_2O^* , которая диссоциирует с образованием двух радикалов: H^\bullet и OH^\bullet .



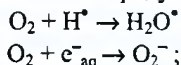
Эти свободные радикалы содержат неспаренные электроны и отличаются чрезвычайно высокой реакционной способностью. Время их жизни в воде не более 10^{-5} с. За это время они либо рекомбинируют, либо реагируют с окружающим веществом. В присутствии растворенного в воде кислорода образуются и другие продукты радиолиза:

- свободный радикал гидроперекиси (H O^*_2);
- перекись водорода H_2O_2 ,

являющиеся сильными окислителями.

В клетке организма ситуация значительно более сложная, чем при облучении воды. В этом случае образуются *органические радикалы* R^* , отличающиеся также крайне высокой реакционной способностью. Располагая большим количеством энергии, они легко могут привести к разрыву химических связей.

Кроме того, биологическое действие усиливается за счет атомарного кислорода (кислородный эффект). В результате взаимодействия свободного радикала R^* с кислородом образуется также высокореакционный продукт:



$\text{R}^* + \text{O}_2 \rightarrow \text{RO}_2^*$, – органический перекисный радикал

$\text{RO}_2^* + \text{RH} \rightarrow \text{ROH} + \text{R}^* + \text{O}$ – полная реакция,

что приводит к образованию новых молекул в облученной системе.

Получающиеся в процессе радиолиза воды свободные радикалы и окислители, обладая высокой химической активностью, вступают в химические реакции с молекулами белка, ферментов и других структурных элементов биологической ткани, что в результате приводит к изменению биохимических процессов в организме.

Итак, мы подошли к третьему этапу биологического действия, который можно назвать физиологическим.

На этом этапе в результате вышеназванных процессов в организме нарушаются обменные процессы, подавляется активность ферментных систем, замедляется и прекращается рост тканей, возникают новые химические соединения, не свойственные организму – токсины. Это приводит к нарушению жизнедеятельности отдельных функций или систем, или организма в целом. Индуцируемые свободными радикалами химические реакции развиваются и вовлекают в этот процесс многие сотни и тысячи молекул, не затронутых излучением. В этом состоит специфика действия ионизирующего излучения на биологические объекты, заключающаяся в том, что производимый излучением эффект обусловлен не столько количеством поглощенной энергии в облучаемом объекте, сколько той формой, в которой эта энергия передается. Никакой другой вид энергии (тепловой, электрической и т. д.), поглощенной биологическим объектом в том же количестве, не приводит к таким изменениям, какие вызывает ионизирующее излучение. Например, смертельная доза ионизирующего излучения для млекопитающих равна 5-10 Гр, что соответствует поглощенной энергии 5-10 Дж/кг. Если эту энергию подвести в виде тепла, то она нагрела бы организм человека лишь на 0,001° С, т.е. меньше, чем от стакана выпитого горячего чая.

Именно ионизация и возбуждение атомов и молекул биологической ткани обуславливают специфику действия ионизирующих излучений.

5.2. Особенности действия ионизирующего излучения на живые организмы

Вскоре после открытия биологического действия ионизирующих излучений стало ясно, что любой живой объект при определенной дозе облучения гибнет. Однако дозы облучения, приводящие к гибели разных организмов, различаются в очень широких пределах. Наиболее часто в радиобиологии критерием служит так называемая летальная доза $LD_{50/30}$, облучение которой вызывает гибель 50% биологических объектов данного вида за 30 суток. Данные по радиочувствительности биологических объектов к дозам гамма-излучения приведены в следующей таблице:

Биологический вид	$LD_{50/30}$ (Гр)
Обезьяны	2,5 - 6
Крысы	7 - 9
Кролик	9 - 10
Птицы, рыбы	8 - 20
Насекомые	10 - 100
Растения	10 - 1500
Дрожжи	300 - 500
Простейшие	1000 - 3000

При изучении действия излучения на организм были определены следующие особенности:

1. Высокая эффективность поглощенной энергии (т.е. малые количества поглощенной энергии излучения могут вызвать глубокие биологические изменения в организме.)

2. Наличие скрытого, или *инкубационного*, периода проявления действия ионизирующего излучения. Этот период часто называют *периодом мнимого благополучия*. Продолжительность его сокращается при облучении большими дозами.

3. Действие от малых доз может суммироваться или накапливаться.

4. Излучение воздействует не только на данный живой организм, но и на его потомство. Это так называемый *генетический эффект*.

5. Различные органы живого организма имеют свою чувствительность к облучению. При ежедневном воздействии дозы 0,002 - 0,005 Гр уже наступают изменения в крови.

6. Не каждый организм одинаково реагирует на облучение.

7. Облучение зависит от частоты. Одноразовое облучение в большой дозе вызывает более глубокие последствия, чем фракционированное.

Как уже говорилось, в результате воздействия ионизирующего излучения нарушается нормальное течение биохимических процессов и обмен веществ в организме. В зависимости от величины поглощенной дозы излучения и индивидуальных особенностей организма вызванные изменения могут быть *обратимыми* или *необратимыми*.

При *небольших дозах* пораженная ткань восстанавливает свою функциональную деятельность.

Большие дозы при длительном воздействии могут вызвать необратимое поражение отдельных органов или всего организма.

5.3. Действие больших доз радиации

Любой вид ионизирующих излучений вызывает биологические изменения в организме как при внешнем облучении (источник находится вне организма), так и при внутреннем облучении (радиоактивные вещества попадают внутрь организма).

Мы рассматриваем только первый случай.

Последствия при облучении зависят от:

- величины суммарной дозы;

- времени воздействия излучения;
- размеров облучаемой поверхности;
- индивидуальных особенностей организма.

При **однократном** облучении всего тела человека возможны следующие биологические нарушения в зависимости от суммарной поглощенной дозы излучения:

- 0 - 0,25 Гр Видимых нарушений нет.
- 0,25 - 0,5 Возможны изменения в крови.
- 0,5 – 1 Изменения в крови, нарушение трудоспособности.
- 1 – 2 Потеря трудоспособности.

(Легкая степень лучевой болезни.)

Симптомы: несильная тошнота с одно- двухкратной рвотой. Появляется через 2-3 часа. Стихает в день воздействия.

- 2 – 4 Потеря трудоспособности. Возможен смертельный исход.

(Средняя степень лучевой болезни.)

Симптомы: рвота 2-3 раза в день, слабость, недомогание, пониженная температура. Появляется через 1-2 часа. Смертельные случаи составляют 30% от общего числа пострадавших.

- 4 – 6 *(Тяжелая степень лучевой болезни.)*

Симптомы: Многократная рвота, значительное недомогание, температура тела до 38° С. Появляется через 20-40 мин. после облучения. *Внешние признаки:* поражение слизистой рта, эритема кожи. Смертность до 50 %.

- > 6 От 50 до 100% смертельный исход.

(Крайне тяжелая степень лучевой болезни.)

Симптомы: эритема кожи, жидкий стул, температура тела > 38°С.

- > 10 100% смертельный исход.

При облучении дозами 1000 Гр человек может погибнуть во время облучения.

Поглощенная доза излучения, вызывающая поражение отдельных частей тела, а затем смерть, превышает смертельную поглощенную дозу облучения всего тела. Смертельные поглощенные дозы для отдельных частей тела следующие:

- Голова – 20 Гр.
- Нижняя часть живота – 30 Гр.
- Верхняя часть живота – 50 Гр.
- Грудная клетка – 100 Гр.
- Конечности – 200 Гр.

Степень чувствительности различных тканей к облучению неодинакова. Если расщипывать ткани органов в порядке уменьшения их чувствительности к действию излучения, то получим следующую последовательность:

- лимфатическая ткань;
- лимфатические узлы;
- зубная железа;
- костный мозг;
- зародышевые клетки.

Большая чувствительность кроветворных органов лежит в основе определения характера лучевой болезни. Средняя степень лучевой болезни называется еще и костно-мозговой клинической формой болезни. Ионизирующее излучение убивает клетки костного мозга, лимфатических узлов и селезенки, вследствие чего происходит резкое сокращение числа лимфоцитов и эритроцитов, приводящее к кровотечениям и снижению сопротивляемости к инфекциям.

Важным фактором при воздействии ионизирующего излучения на организм является время облучения. С увеличением мощности дозы поражающее действие излучения возрастает. Чем более дробно излучение по времени, тем меньше его поражающее действие.

5.4. Малые дозы радиации

К настоящему времени накоплен большой объем знаний о биологическом действии больших доз радиации, но среди ученых нет единой точки зрения по вопросу о биологических воздействиях малых доз облучения.

Прежде всего остается неясным, что принимать за малые дозы. В Белоруссии за *верхний предел принимают 0,5-1 Зв*. Как правило, такая доза не вызывает лучевой болезни, а сопровождается лишь реакцией на облучение.

Данные, полученные на животных, показывают, что облучение их дозой 0,01 Зв уже приводит к повышению в крови содержания *лейкоцитов*. Увеличение этой дозы в 5 раз снижает число *лимфоцитов* и угнетает функцию кроветворных органов. Одновременно с этим в ядрах клеток крови появляются *хромосомные aberrации (искажения)*.

Количество таких хромосомных aberrаций зависит как от дозы облучения, так и от его характера (т.н. *мощности дозы*). Именно такое свойство генетического аппарата клеток отвечать на облучение позволило разработать *цитогенетический метод дозиметрии*. Этот метод дает возможность обнаружить облучение организма, начиная с 0,05 Зв. Наличие хромосомных aberrаций в лимфоцитах крови выявляется даже после рентгеновского облучения больных людей. Использование рентгеновских лучей для лечения некоторых болезней человека оказывает еще более выраженное действие – приводит к образованию *стабильных хромосомных aberrаций*. Поскольку эти изменения сохраняются длительно, они могут быть причиной возникновения различных *отдаленных нарушений*.

К таким отдаленным последствиям можно отнести прежде всего иммунологические сдвиги, ведущие к снижению сопротивляемости организма и появления различных *общесоматических* заболеваний. Снижение большинства иммунологических показателей, в том числе и способности сыворотки крови уничтожать бактерии, обнаруживается уже после облучения животных дозами порядка 0,15-0,25 Зв. (*Радиационный спид*)

Особенно сильное влияние малые дозы радиации оказывают на *эндокринную систему* человека: клетки организма теряют чувствительность к воздействию *гормонов*. В клетках печени и сердца при этом тормозятся обменные процессы, происходит разрастание соединительной ткани, и как результат – застой крови в сосудах и т. д. Имеются также данные о существенных нарушениях после облучения в структурах головного мозга (дискоординация в центрах регуляции).

Все перечисленные изменения приводят к снижению защитных сил организма и к активизации скрытой инфекции.

От радиации может пострадать зрение. Это выражается в появлении катаракт (помутнения хрусталика глаза).

Крайне чувствительны к облучению делящиеся клетки. По этой причине действие радиации на развивающийся плод или на растущий детский организм очень опасно. Это может привести к рождению неполноценного ребенка. По этой же причине не рекомендуется проведение рентгенологического обследования молодым женщинам, ждущим ребенка. В том случае, если доза, полученная эмбрионом в течение первых 6 недель после зачатия превышает дозу 0,1 Гр, врачи рекомендуют прерывание беременности.

Из отдаленных эффектов надежно установлена связь радиации с появлением риска генетических повреждений, рака и сокращения продолжительности жизни. По американским данным (табл. 5.1), после атомной бомбардировки Хиросимы и Нагасаки выявлены следующие заболевания:

Таблица 5.1

Вид заболевания	Число случаев на 1 млн. населения
Хромосомные расстройства	185
Лейкозы	52
Рак щитовидной железы	40
Рак легких	50
Рак молочной железы	20
Рак других органов	60
Злокачественные заболевания новорожденных	200
Умственная отсталость	1000

Длительное наблюдение жертв атомной бомбардировки показало, что **риск радиационного рака со смертельным исходом колеблется от 4,5 до 7% на каждый Зиверт дозы**. Если использовать эту величину, то число дополнительных смертельных исходов от раковых заболеваний вследствие аварии в Чернобыле составит:

$$(\text{риск}) \times (\text{коллект. доза}) = (0,045 \div 0,071) \times (1200000 \text{ чел.} \cdot \text{Зв}) \approx 54000 \div 85200 \text{ чел.}$$

Пока нельзя сказать, насколько правомерен этот расчет.

5.5. Концепция беспороговой линейной зависимости “доза-эффект”

Все данные по радиационному риску раковых заболеваний достоверно установлены для доз выше 0,5 Зв, а для меньших доз надежных данных пока нет. Кроме того, выявить летальные случаи радиационного рака сложно и по той причине, что в конечном итоге примерно 20% всех людей умирает от рака.

Риск различных генетических повреждений в первых двух поколениях (врожденные уродства, умственная неполноценность) пока точно не установлена для человека, так как эти явления изучались в основном на животных с малой продолжительностью жизни и частой сменой поколений. В генетических опытах получены следующие результаты: **с увеличением дозы всегда растет риск радиационных последствий**. Чем больше доза, тем больше мутаций (изменений) происходит в жизненно важных молекулах, причем их удвоение наблюдается в диапазоне от 0,1 до 1 Зв. При дозе 10 мЗв ожидается от 50 до 347 случаев появления серьезных наследственных аномалий на миллион новорожденных потомков. Таким образом, генетические эффекты от воздействия ионизирующих излучений проявляются в течение многих поколений.

Из-за большого статистического разброса и отсутствия надежных данных по влиянию малых доз на человека вид зависимости “доза - эффект” для области менее 0,5 Зв неизвестен. В случаях, когда облучение находится на уровне радиационного фона или немного превышает его, имеются только предположения о виде зависимости *доза-эффект*. На рисунке 5.1. показано несколько таких зависимостей, соответствующих различным гипотезам.

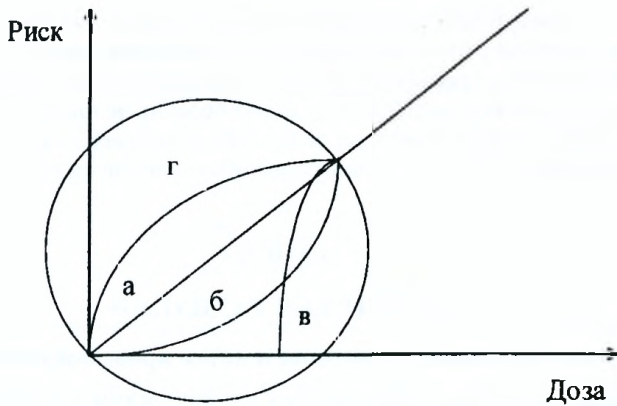


Рисунок 5.1 – Предполагаемый вид зависимости доза-эффект в области малых доз облучения

Некоторые исследователи считают, что при облучении малыми дозами радиационные эффекты почти не возникают, т.е. предполагается, что организм имеет запас устойчивости к колебаниям радиационного фона (кривая б). Зависимость в иллюстрирует гипотезу о пороговом значении дозы облучения, ниже которой вредное воздействие отсутствует. На кривой г отражена гипотеза об аномально неблагоприятном действии малых доз, что подтверждено экспериментальными результатами, которые ранее считались методически неверными.

Подавляющее же большинство радиобиологов и радиохимиков придерживаются концепции беспорогового действия, т.е. считают, что зависимость доза-эффект при малых дозах не должна отклоняться от линейной. Участок а на рисунке является экстраполяцией известной зависимости доза-эффект в области малых доз. **Концепция беспорогового действия облучения состоит в том, что никакая, даже самая малая доза не является безвредной.** Поскольку из приведенных данных следует, что даже однократное действие малых доз пока что хорошо не изучено, то о длительном воздействии малых доз (получасмых проживающими на загрязненных территориях) известно еще меньше.

По данным медицинской статистики, после аварии на Чернобыльской АЭС в загрязненных районах Беларуси увеличилось количество легочных заболеваний, анемий, болезней горла и носа, язвенной и гипертонической болезней, хронических воспалительных и иммунных заболеваний, гиперплазии (увеличения) щитовидной железы. В некоторых местностях отмечена тенденция к увеличению хронических форм острых лейкозов. Наиболее же значимо увеличилось число детей с врожденными пороками развития и детских онкологических заболеваний. Таким образом, ущерб здоровью от облучения не исчерпывается острыми лучевыми поражениями и летальными стохастическими исходами.

Основные выводы

Биологическое действие ионизирующего излучения условно делят на три этапа: физический; химический; физиологический.

В результате воздействия ионизирующего излучения нарушается нормальное течение биохимических процессов и обмен веществ в организме. В зависимости от величины поглощенной дозы излучения и индивидуальных особенностей организма вызванные изменения могут быть *обратимыми* или *необратимыми*.

Любой вид ионизирующих излучений вызывает биологические изменения в организме как при внешнем облучении (источник находится вне организма), так и при внутреннем облучении (радиоактивные вещества попадают внутрь организма).

Большие дозы излучения вызывают лучевую болезнь человека.

Действие малых доз излучения (менее 0.5 Зв) на человека изучено слабо, и вид зависимости *доза-эффект* в области малых доз облучения пока надежно не установлен.

ЛЕКЦИЯ 6

ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИИ

6.1. Космическое излучение и изотопы земного происхождения

Радиоактивные излучения, образующиеся космическими лучами и долгоживущими радиоизотопами, рассеянными в земной коре, всегда существовали на Земле и играли важную роль в эволюции живого мира. Космические частицы, бомбардирующие нашу планету, имеют высокие энергии. Они приходят из далёкого космоса и от Солнца. На больших высотах интенсивность этого излучения больше, но в атмосфере энергия частиц растрачивается, рождая при этом вторичные излучения: гамма-кванты, бета-частицы, мезоны. Образуются в атмосфере и радиоактивные изотопы, главным образом тритий и радиоуглерод. Тем не менее, частицы из космоса (в незначительном количестве) достигают и поверхности Земли.

На нашей планете сохранились радионуклиды с таким большим периодом полураспада (миллиарды лет), что они не успели распасться за время её существования. В основном это калий-40, а также родоначальники радиоактивных семейств – уран-238, уран-235 (период полураспада его короче, и этого изотопа осталось сравнительно немного) и торий-232. Распадаясь, каждое из названных тяжёлых ядер порождает множество промежуточных, тоже радиоактивных, ядер, так что образуется соответствующее семейство или ряд.

Один из промежуточных радиоизотопов в рядах урана и тория – радон. Радон – газ, и если распад происходит не в монолитной, а раздроблённой породе, он вытекает в атмосферу. Переносясь воздушными потоками, радон продолжает распадаться, образуя дочерние радиоизотопы. Таким образом, если радон не жёстко связан с материнскими ядрами урана и тория, его можно рассматривать как самостоятельный источник радиоактивности. В незначительных количествах естественные радиоизотопы встречаются в любой почве. Больше всего их в гранитах, моноцитах, глинозёмах, меньше – в песчаниках и известняках.

Космические излучения и изотопы земной коры создают естественный радиационный фон, специфический для каждой местности. С учётом внешнего облучения гамма-лучами и поступления радиоактивности внутрь организма можно рассчитать средние дозы естественного облучения для человека за год (табл. 6.1).

На Земле существуют местности, где человек за год получает меньше 2,4 мЗв, и такие, где эти дозы выше. На ториевых песках штатов Эспириту-Санту и Рио-де-Жанейро вдоль Атлантического побережья в Бразилии люди получают до 10 мЗв в год, а в штате Керала (Индия) даже до 28 мЗв. Правда, в этих местах постоянных жителей очень немного. Повышены дозы естественного облучения в горных районах Франции и Скандинавии, где велики массивы гранитных пород, а при строительстве использовались глинозёмы.

В горах население вообще получает большие дозы от космического излучения, интенсивность которого с высотой возрастает (табл. 6.1).

Таблица 6.1 – Средняя годовая эффективная эквивалентная доза от естественных источников, получаемая жителем Беларуси за год, мЗв

Источник излучения	Внешнее облучение	Внутреннее облучение	Полная доза
Космическое излучение	0,355	0,015	0,37
Калий-40	0,15	0,18	0,33
Ряд урана-238	0,10	1,24	1,34
Ряд тория-232	0,16	0,18	0,34
Суммарная доза	0,80	1,6	2,4

Большую дозу, чем за то же время на земле, всегда получают пассажиры при полетах на самолёте.

Так как в городах широко используются бетон, гранитные материалы, горожане, как правило, получают большие дозы, чем сельские жители. Наименьший фон определяется в деревянных и построенных из известняка домах – до 0,5 мЗв/год; в кирпичных и железобетонных зданиях – соответственно до 1 и 1,7 мЗв/год. Здания, с одной стороны, экранируют человека от внешних излучений, с другой – увеличивают дозы в зависимости от содержания в строительных материалах естественных радионуклидов. Кроме того, доза зависит от режима вентиляции здания: в странах с жарким климатом циркуляция воздуха происходит интенсивнее, поэтому влияние радона и продуктов его распада ослабляется.

Таблица. 6.2 – Изменение дозы космического излучения с высотой над уровнем моря, получаемой человеком в час и за год

Высота, км	Мощность дозы, мЗв/ч	Среднегодовая доза, мЗв/год
0	0,035	0,30
4	0,2	1,75
8	1,0	8,00
10	2,9	
20	12,7	

Из других особенностей естественного фона нужно отметить, что из-за более интенсивного дыхания и большего поступления таким путем радоновых продуктов распада в организм среднегодовые индивидуальные дозы у детей выше, чем у взрослых, и достигают 3 мЗв.

Добыча и переработка полезных ископаемых приводит к перераспределению природной радиоактивности. Радиационный фон всегда несколько повышен возле шахт, из которых с вентиляцией высвобождается радон. Использование фосфатных и калийных удобрений вызывает перераспределение калия-40 в почвах, откуда он поступает в растения. Локальные радиоактивные загрязнения всегда связаны с энергетикой. Сжигание угля на тепловых электростанциях приводит к выбросу в атмосферу дымовых частиц, в которых имеются радиоизотопы, содержащиеся в топливе. Зола тоже обогащена радиоактивными элементами, так как после сжигания они концентрируются в меньшем объеме. Бетоны, сделанные с примесями из такой золы, обычно имеют повышенный фон радиоактивности.

6.2. Искусственные источники ионизирующих излучений

Вступив в ядерную эру, человечество начало широко использовать ионизирующее излучение в медицине, промышленности, энергетике. Весьма заметную добавку в получаемую человеком дозу вносят источники ионизирующей радиации, используемые с целью диагностики и лечения: рентгенологическим обследованием и радиоизотопной диагностикой охвачено почти все население земного шара; при лучевой терапии онкологических заболеваний очень большие дозы получают отдельные органы.

Среднемировое значение индивидуальной эквивалентной дозы облучения от медицинских процедур оценивается в 0,4 мЗв/год, т.е. около 20% естественного фона при значительных колебаниях в разных странах: от 0,03 до 6 мЗв/год. В связи с доступностью рентгенологических исследований, невысоким качеством аппаратуры и обязательным обследованием при поступлении на работу или вуз, получении путёвок для отдыха и лечения, ежегодными профосмотрами и другими причинами в СССР этот показатель составлял ранее 1,95 мЗв/год. (Для сравнения, в 70-х гг. эта величина для США составляла 0,2 и Великобритании 0,12 мЗв/год). Лишь в последние годы показатель снизился до 1,4–1,5 мЗв/год. Так, при прохождении флюорографии человек получает дозу 0,5 мЗв. при этом доза, получаемая лёгкими за одно обследование, составляет 3,7 мЗв.

Другим серьезным источником дополнительного облучения явились испытательные взрывы. Серии термоядерных испытаний и крупные аварии на ядерно-энергетических установках привели к глобальной загрязнённости радиоактивными выбросами всей планеты. На сегодняшний день известно о 180 инцидентах на предприятиях атомной энергетики различной сложности, произошедших в 14 странах мира. Наиболее крупные аварии произошли в 1957 году в Уиндскейле (Великобритания), в 1959 – в Санта-Сюзанне (США), в 1961 – в Айдех-Фосс (США), в 1979 – в Тримайл-Айленд (США), в 2011 – в Фукусиме (Япония). В последнем случае авария была вызвана отключением охлаждения станции «Фукусима-Дайчи» вследствие разрушения линий электропередач из-за сильного цунами, вызванного крупным землетрясением. Герметичность реакторов была нарушена, произошло сильное загрязнение окружающей среды радионуклидами, и аварии был присвоен 7-й уровень по шкале INES. До 2011 г. этот уровень получала только авария на Чернобыльской АЭС. Оценки ущерба непосредственно от аварии пока нет, страховые компании предполагают размеры исков оператору атомной станции на уровне 30-50 млрд долларов, поскольку 20 тыс. человек были эвакуированы, произошло радиоактивное загрязнение Токио и значительной части Японии.

В СССР, как известно, произошли две крупные аварии: одна – на заводе по обогащению урана на Урале (1957 год), вторая – на Чернобыльской АЭС (1986 год). Создаваемая таким образом человеком радиоактивность включается в естественные геохимические процессы и распространяется по законам природы.

Закономерности глобального переноса радиоактивности примерно известны и сводятся к следующему. Радиоактивные вещества, если они заброшены в верхние слои атмосферы, многократно обигают Землю, постепенно концентрируясь между тридцатым и пятидесятым градусами широты в северном и южном полушариях, независимо от географических координат взрыва. Чем выше в слои атмосферы попали радиоактивные выбросы, тем дольше они находятся там (иногда год или два). Постепенно опускаясь, радиоактивные аэрозоли выпадают на земную поверхность, в основном, с дождями.

Взрывы, произведенные невысоко, загрязняют близлежащие пространства, хотя часть радиоактивности тоже распространяется глобально. Большая часть американских испытательных взрывов произведена на Маршалловых островах в тропической зоне Тихого океана, советских – в Казахстане и на Новой Земле, что привело к интенсивному загрязнению приполярных тундр. Оленеводы Крайнего Севера получили дозы облучения в 100-1000 раз более высокие, чем остальное население (значительная часть радиоактивных веществ накопилась в ягеле и по пищевым цепям попала в организм человека).

Из множества разнообразных радионуклидов, образующихся при термоядерном взрыве, наибольшее значение при формировании доз имеют: тритий, углерод-14 (в

результате испытаний количество этих изотопов в сотни раз превысило их естественное содержание от космического излучения), йод-131, цирконий-95, рутений-106, цезий-144, стронций-90, цезий-137 и др. Испытания ядерного оружия продолжались с 1945 по 1980 год с двумя короткими перерывами. Мораторий 1958 года оказался недолгим: уже в 1961-1962 годах серии взрывов сверхмощных бомб загрязнили радиоактивными веществами всю планету. Повышенный радиационный фон отмечался даже в Антарктиде, а естественный фон значительно изменился повсеместно. После подписания в 1963 году Договора о запрещении испытаний ядерного оружия в трех средах, инициатором которого был Советский Союз, радиоактивный фон начал постепенно снижаться, несмотря на то, что не присоединившиеся к Договору Франция и Китай продолжали совершенствование своего ядерного оружия. В то же время долгоживущие изотопы стронция, цезия, радиоуглерода, образовавшиеся во время испытательного периода, будут существовать еще длительное время.

Таблица. 6.3 – Средние индивидуальные дозы, полученные населением Земли от испытаний ядерного оружия (мЗв)

Вклад в дозу облучения	Северное полушарие	Южное полушарие	Всё население Земли в среднем
Внешнее облучение			
короткоживущие радионуклиды	0,47	0,08	0,31
цезий-137	0,60	0,17	0,37
Внутреннее облучение			
красный костный мозг	2,7	0,98	1,90
гонады	1,5	0,42	0,99

В табл. 6.3 приведены средние рассчитанные индивидуальные дозы, полученные населением Земли от испытаний ядерного оружия, проведенных до 1981 года, в мЗв. Приведенные в таблице индивидуальные ожидаемые дозы тоже будут накапливаться в течение длительного времени (большая часть до 2020 года). И хотя их нельзя сравнивать с годовыми дозами от других источников радиации, тем не менее, это существенная добавка к суммарной дозе облучения. В 1963 году коллективная среднегодовая доза вследствие испытаний составила примерно 7 процентов от дозы естественного облучения, в начале 80-х гг XX века – около 1%.

6.3. Внутреннее облучение

В лекции по биологическому действию ионизирующих излучений мы рассматривали эффекты, обусловленные внешним облучением, т.е. когда человек и источник облучения находятся на некотором расстоянии друг от друга. Однако следует учесть и тот факт, что при вдыхании воздуха, а также в процессе потребления пищи и воды в организм человека попадают радионуклиды, которые также вносят свой вклад в поглощенную дозу радиоактивного излучения.

Внутренним облучением мы будем называть процесс, при котором источники излучения находятся внутри человеческого организма, попадая туда при дыхании, в процессе потребления пищи и воды, а также через повреждения кожного покрова.

Все животные и растительные организмы образовались и живут на Земле в условиях постоянного воздействия радиации. В организме человека содержатся все рассеянные в земной коре радионуклиды, которые попадают туда по различным биологическим цепочкам. При отсутствии сильного внешнего загрязнения основной вклад в поглощенную дозу вносят:

- калий – 40 (^{40}K);

- элементы радиоактивных рядов (уран, торий и их продукты), находящиеся в земной коре и объектах внешней среды с момента образования Земли;
- космогенные радионуклиды (^3H , ^7Be , ^{14}C , ^{22}Na) – нуклиды, образующиеся при взаимодействии космического излучения с атомами азота, водорода и др.

Например, каждый грамм углерода биологического происхождения дает в минуту 15.3 распада за счет изотопа ^{14}C , что соответствует удельной активности 255 Бк/кг. Среднее содержание углерода во всем организме достигает 18%. При массе человека 70 кг это составляет 12,6 кг. Следовательно, только за счет углерода в организме человека возникает ежесекундно $12,6 \cdot 255 = 3213$ бета-частиц с максимальной энергией 0.154 и средней энергией 0.05 МэВ (см. рис.6.1).

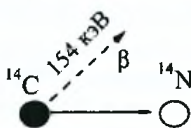
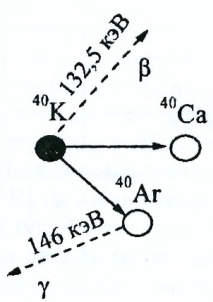
	Удельная активность	Содержание в организме	Активность в организме при m=70 кг
	Бк/кг	%	Бк
	255	18	3213
	30 000	0.2	4200
U и Th			3330
<u>Космогенные радионуклиды</u>			<u>2590</u>
Итого:			13333

Рисунок 6.1 – Естественная активность организма человека

Другой пример: в каждом грамме калия за счет радиоизотопа ^{40}K происходит в минуту 1800 распадов, в результате которых образуется около 1600 бета-частиц с энергией 1.325 МэВ и примерно 200 гамма-квантов с энергией 1.46 МэВ. Суммарная удельная активность калия, таким образом, составляет $3 \cdot 10^4$ Бк/кг. При средней массе человека 70 кг общее содержание калия в организме составляет примерно 0.140 кг. В таком количестве калия за секунду происходит 4200 распадов. Еще около 3330 распадов в секунду происходит за счет урана и тория и их дочерних продуктов.

Отдельно следует упомянуть вклад в дозу, который дают ^{210}Pb и ^{210}Po . Основным источником этих элементов является изотоп радона ^{222}Rn , радиоактивный газ, выделяющийся из почвы.

Если суммировать вклады всех основных составляющих, то с учетом космогенных радионуклидов (2590 Бк), общая активность человека достигает 13 333 Бк. При этом на долю альфа-распадов приходится примерно 4 Бк.

6.4. Внутреннее облучение за счет технологических причин

В некоторых случаях облучение, обусловленное естественными источниками, может усиливаться технологическими причинами. В основном это касается облучения строительными материалами и выбросами природных радионуклидов с электростанций, работающих на угле. По сравнению с этими источниками, внутреннее облучение за счет ядерной энергетики пренебрежимо мало (доза не превышает 0.2% от природного уровня радиации), разумеется, если атомные электростанции работают нормально и люди проживают далеко от урановых рудников или предприятий ядерного топливного цикла.

Уголь, сжигаемый в электростанциях или в жилых домах, содержит естественные радионуклиды ^{40}K , ^{238}U и ^{232}Th , а также продукты их распада. После сжигания угля эти радионуклиды выбрасываются в воздух, и попадают в организм человека. Часть радионуклидов вместе с золой удаляется во внешнюю среду и попадает в организм через биологические цепочки. Удельная активность радионуклидов, содержащихся в угольной золе, представлена в таблице 6.4. В таблице 6.5 приведены результаты расчета доз внутреннего облучения в районе расположения электростанции, электрическая мощность которой составляет 1 ГВт.

Таблица 6.4 – Удельная активность радионуклидов, содержащихся в угольной золе

Элемент	^{40}K	^{238}U	^{226}Ra	^{210}Pb	^{210}Po	^{232}Th	^{238}Th	^{228}Ra
$A_{уд}$ (Бк/кг)	265	200	240	930	1700	70	110	130

Таблица 6.5 – Средние дозы внутреннего облучения в районе расположения ТЭС электрической мощностью 1 ГВт, мкЗв/год

Облучаемый орган	^{226}Ra	^{228}Ra	^{210}Pb	^{210}Po	^{232}Th	^{40}K	Суммарная доза
Костная ткань	7,4	0,017	193	930	-	4,5	1140
Костный мозг	0,5	0,005	19	120	-	4,5	145
Легкие	7,1	1	14,4	8,8	380	4,5	420

Еще одним источником внутреннего облучения служит технологический цикл переработки фосфорной руды, которую используют либо как строительный материал, в виде фосфорного гипса, либо как удобрение. Если человек будет постоянно проживать в помещении, при строительстве которого использовался фосфорный гипс, то средняя доза облучения легких может составить 4 мЗв/год (при общей норме 15 мЗв/год), а доза облучения бронхиального эпителия может быть в 5 раз выше (до 20 мЗв/год). Основная причина – вдыханием газообразных изотопов радона (^{222}Rn) и тория (^{228}Th).

При использовании фосфорной руды в качестве удобрения, необходимо учесть, что 1 тонна таких удобрений в среднем содержит около $3 \cdot 10^5$ Бк по ^{238}U и $2 \cdot 10^5$ Бк по ^{226}Ra вместе с их продуктами распада. После внесения таких удобрений в почву радионуклиды усваиваются растениями, и по пищевым цепочкам попадают затем в организм человека. В таблице 6.6 представлена расчетная коллективная доза облучения при использовании фосфорных удобрений с учетом их накопления в почве и поступления с пищей.

Таблица 6.6 – Коллективная доза облучения при использовании фосфорных удобрений (10^{-7} Чел-Гр/т).

Орган	^{238}U	^{234}U	^{230}Th	^{226}Ra	^{222}Rn	^{210}Pb	Всего
Внутреннее облучение:							198.44
легкие	0.3	0.3	1.1	0.3	26	5.0	33.00
костная ткань	5.3	4.8	18	9.0	-	66	103.10
красный костный мозг	0.9	0.6	1.3	0.9	-	22	25.70
печень	0.3	0.3	0.02	0.3	-	9.3	10.22
почки	3.1	2.9	0.6	0.3	-	9.3	16.20
остальные ткани	0.3	0.3	0.02	0.3	-	9.3	10.22
Внешнее облучение всех тканей этими радионуклидами							1.5

Из последней таблицы видно, что при одних и тех же количествах радионуклидов **внутреннее облучение гораздо опаснее, чем внешнее.**

Причины этого заключаются в следующем:

1. Сильно увеличивается время облучения тканей организма. (При внешнем облучении доза определяется временем пребывания человека в зоне радиационного воздействия. При внутреннем – время облучения совпадает со временем пребывания радиоактивного вещества в организме.) Для наиболее опасных веществ, таких как ^{226}Ra , ^{239}Pu , выведение из организма практически отсутствует, и облучение длится всю жизнь.

2. Доза внутреннего облучения существенно возрастает из-за практически бесконечно малого расстояния от источника до облучаемой ткани и увеличения телесного угла облучения до 4π .

3. Внутри организма человека не существует достаточно жестких и плотных преград типа рогового слоя кожи и поэтому α -активные радионуклиды становятся самыми опасными.

4. Радиоактивные вещества распределяются по тканям организма не равномерно, а избирательно концентрируются в отдельных органах, еще более усиливая их облучение. Например, главная опасность радия заключается в том, что он откладывается в костях и излучает альфа-частицы. Это вызывает сильную ионизацию костной ткани и повреждение кроветворных клеток костного мозга, что приводит к заболеваниям крови и образованию злокачественных опухолей.

5. Радиоактивные изотопы тяжелых металлов часто бывают ядовиты.

6. В случае внутреннего облучения мы лишены возможности использовать те методы защиты, которые разработаны для внешнего облучения (т.е. экранирование, удаление от источника или сокращение времени пребывания в поле излучения). Единственное, но, к сожалению, малоэффективное средство защиты от внутреннего персоболучения – биохимические стимуляторы обменных процессов или комплексообразователи – вещества, связывающие радионуклиды в форму с повышенной скоростью выведения из организма.

6.5. Расчет доз внутреннего облучения.

Для расчета доз в случае внутреннего облучения необходимо знать, во-первых, какие именно радионуклиды и каким образом попали в организм человека; во-вторых, в каком критическом органе они отложились; в-третьих, какова энергия, передаваемая органу тела в каждом акте распада; в-четвертых, какой активностью обладают данные радионуклиды. Если мы все это знаем, то мощность эквивалентной дозы можно вычислить согласно следующей формуле:

$$\frac{dD_{\text{экв}}}{dt} = k \cdot \frac{1}{m} A \cdot f \cdot E_{\text{эф}},$$

где A – активность нуклида во всем теле (предполагается, что она не изменяется во времени) в Бк; f – доля нуклида в критическом органе относительно общего содержания во всем теле;

$E_{\text{эф}} = \sum E k n$ – эффективная энергия, (в МэВ/расп.), передаваемая органу тела в каждом акте распада радионуклида с учетом биологической эффективности излучения;

k – коэффициент качества излучения;

n – коэффициент неоднородности распределения радионуклида в органе, который предполагается равным единице для рентгеновского и гамма излучений и пяти для альфа- и бета-частиц;

$k = 1.6 \cdot 10^{-13}$ – переводной коэффициент, выраженный в Дж/МэВ;

E – энергия в МэВ, которая вычисляется различным образом для альфа-, бета- и гамма-излучений.

Таким образом, в отличие от внешнего облучения, рассчитать дозу при внутреннем облучении довольно сложно. И если такие параметры, как эффективный радиус органа или его масса мы можем посмотреть в специальных таблицах, то очень часто мы не знаем даже, какие именно радиоактивные вещества попали в наш организм, например, с пищей. И тем более мы ничего не можем сказать про их активность. Измерить такое излучение – задача очень сложная.

В случае гамма-излучения используют так называемые спектрометры излучений человека (СИЧ), основным конструктивным элементом которых служат сцинтилляционные детекторы. С помощью такого спектрометра можно измерить гамма-спектр (распределение излучаемых гамма-частиц по энергии) от любой области человеческого организма и таким образом идентифицировать радионуклид.

Радионуклид, который испускает только бета-излучение, например ^{90}Sr , или альфа-частицу таким методом выявить нельзя. В этом случае используют так называемый метод радиометрии выделений (например, радиометрический анализ мочи) и по его данным судят о количестве присутствующего радионуклида. Такие измерения, конечно, не очень точны, особенно когда мы имеем дело с низкой концентрацией радионуклидов, и, кроме того, они требуют больших затрат времени.

6.6. Пути поступления радионуклидов в организм человека

Радиоактивные вещества могут поступать в организм через:

- 1) органы дыхания;
- 2) пищеварительный тракт (т.е. с пищей, водой и т.д.);
- 3) через кожный покров.

Радионуклиды попадают в атмосферу различными путями. Некоторое их количество попадает в воздух в результате выветривания земных пород и разложения органических веществ. Определенная доля радиоактивности атмосферы обусловлена нали-

нием в воздухе космогенных радионуклидов. Существенное значение имеет диффузия из почвы в приземные слои атмосферы газообразных изотопов радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Tn), являющихся продуктами радиоактивного распада соответственно ^{226}Ra и ^{224}Ra .

С вдыхаемым воздухом через органы дыхания поступает примерно 1% всех попавших в человеческий организм радионуклидов, но в некоторых случаях эта величина может оказаться и более существенной. За сутки взрослый человек фильтрует через легкие около 22 м^3 воздуха. При прохождении радиоактивного облака или пыли, поднятой с загрязненной радионуклидами поверхности земли, в воздухе может оказаться много взвешенных радиоактивных частиц. Пылевые частицы, на которых сорбированы радионуклиды, при вдыхании воздуха проходят через верхние дыхательные пути и частично оседают в полости рта и носоглотке. Отсюда они поступают в пищеварительный тракт. Остальные частицы вместе с воздухом попадают в легкие, где задерживаются легочными тканями.

Крупные частицы (более 1 мкм) эффективно задерживаются верхними дыхательными путями. В этом случае в легких оседает около 20% вдыхаемых аэрозолей. Если размер частиц менее 1 мкм, то в легких оседает до 90% вдыхаемых с воздухом частиц. Но даже в "чистых" районах радиоактивность атмосферного воздуха может варьироваться в широких пределах. Она зависит от местоположения (в атмосферном воздухе над сушей концентрация радионуклидов выше, чем над океаном), содержания радионуклидов в материнских земных породах, времени года, состояния атмосферы и т.д. Для α -активных аэрозолей средняя концентрация в воздухе составляет примерно $4 \cdot 10^{-13}$ Ки/л, а для β -активных – $3.1 \cdot 10^{-13}$ Ки/л. Для радона и торона в качестве средних концентраций в приземных слоях воздуха принимается величина $7 \cdot 10^{-14}$ Ки/л.

В незагрязненной местности концентрация радона, наиболее значимого из всех радионуклидов воздуха, в жилых домах и рабочих помещениях существенно различается в зависимости от того, какие строительные материалы использованы для их постройки.

Так, в домах, построенных из дерева, кирпича и бетона, концентрация радона в воздухе составляет соответственно 0.41; 1.08 и 3.13 пКи/л. Причина различий – неодинаковое содержание в стройматериалах ^{226}Ra , предшественника радона. На концентрацию радона в воздухе помещений влияет интенсивность воздухообмена. При плохой вентиляции концентрация радона в воздухе помещений может возрасти в несколько десятков раз.

С питьевой водой в организм поступает в среднем около 5% радиоактивных элементов. Естественные радионуклиды обнаруживаются во всех типах природных вод. Как правило, концентрация урана, радия и тория особенно высока в подземных водах. В южных реках с высокой степенью минерализации содержание урана в среднем составляет $5 \cdot 10^{-5}$ г/л, тогда как в северных реках с относительно низкой минерализацией концентрация урана находится в пределах от $2 \cdot 10^{-8}$ до $2 \cdot 10^{-7}$ г/л.

Из долгоживущих естественных радионуклидов в природных водах больше всего ^{40}K – до 330 пКи/л (в морской воде). Концентрация радионуклидов в дождевой воде невелика, кроме ^3H и ^7Be , и может достигать десятков пКи (10^{-12} Ки) на литр.

Наибольшее количество радионуклидов поступает в организм человека с продуктами питания растительного и животного происхождения. С точки зрения миграции радионуклидов различают следующие основные пищевые цепочки поступления радионуклидов в организм человека:

растительные продукты → человек;
растения → животное → мясо → человек;
вода → рыба → человек.

В настоящее время основными радионуклидами, определяющими степень загрязнения пищевых продуктов человека, являются ^{137}Cs и ^{134}Cs , ^{90}Sr , в меньшей степени – изотопы ^{239}Pu , ^{144}Ce , ^{106}Ru , ^3H , ^{14}C и др.

Процесс поступления радионуклидов в пищевые продукты количественно характеризуется *коэффициентом перехода (КП)* – отношением концентрации радионуклидов в пищевых продуктах к плотности загрязнения сельскохозяйственных угодий.

В табл. 6.7 в качестве примера приведены парциальные коэффициенты перехода ^{137}Cs из дерново-подзолистой песчаной почвы в различные продукты пищевого рациона человека.

Таблица 6.7 – Парциальные коэффициенты перехода цезия-137 в пищевой рацион человека

Исходный продукт	КП, $\text{м}^2/\text{кг}\cdot 10^{-3}$ в исходный продукт	КП, $\text{м}^2/\text{кг}\cdot 10^{-3}$ в готовый пищевой продукт	Потребление, $\text{кг}/\text{год}$	Вклад в рацион, $\text{м}^2/\text{год}$
Зерно (хлеб)	0,8	0,4	150	0,06
Молоко	2,0	2,0	200	0,4
Картофель	0,3	0,25	200	0,05
Мясо (говядина)	8,0	8,0	70	0,56
Овощи	0,3	0,1	80	0,02
Вода	0,05	0,05	550	0,03

Как следует из таблицы, на долю мяса и молока (так называемые критические продукты) приходится более 80% цезия-137, поступающего с рационом в организм человека. Для различных радионуклидов коэффициенты перехода зависят от многих факторов, в том числе от типа почвы и биохимической активности радионуклида, погодных условий, агротехнических методов, химического состава и радиоактивности комплексов удобрений, применявшихся в процессе выращивания сельскохозяйственной продукции. Среднее поступление некоторых естественных радионуклидов в организм человека с пищей приведено в таблице 6.8.

Таблица 6.8 – Среднее поступление радионуклидов в организм человека с пищей

Радионуклид	Поступление, $\text{пКи}/\text{сут}$	
	среднее	отклонение
^{40}K	1000	3550
^{87}Rb	125	100±150
^{210}Pb	-	2.4±44
^{210}Po	-	1.7±344
^{226}Ra	1	0.8±285
^{228}Ra	-	1.25±162
^{238}U	0.3	0.15±2.0

Поступление радионуклидов в организм человека через кожу в несколько сот раз меньше, чем через пищевой тракт, т.е. является очень незначительным.

Однако не все радионуклиды, попавшие в организм человека через легкие или желудочно-кишечный тракт (ЖКТ), усваиваются в нем. Определенная часть радионуклидов выводится из организма естественным образом.

Для того, чтобы охарактеризовать различную усваиваемость радионуклидов, вводят понятие «коэффициент резорбции» (КР), который показывает, какая часть радионуклидов, попавших в организм человека, будет усвоена в нем.

В зависимости от природы изотопа и химической формы его соединения величина этого коэффициента изменяется от долей процента до 100% (см. табл. 6.9).

Таблица 6.9 – Резорбция радиоактивных веществ из легких и ЖКТ по отношению к введенному количеству

Группа	Радионуклид	КР (%)	
		Легкие	ЖКТ
I	¹ H, ²⁴ Na, ³⁵ S, ⁴⁰ K, ⁸² Br, ⁸⁶ Rb, ¹³¹ I, ¹³⁷ Cs, ²²² Rn	75÷100	75÷100
II	⁴⁵ Ca, ⁶⁰ Co, ⁸⁹ Sr, ⁹⁰ Sr, ¹²⁷ Te, ²²⁶ Ra	25÷50	10÷30
III	⁵⁴ Mn, ⁵⁹ Fe, ⁶⁵ Zn, ⁷⁶ As, ¹⁰⁶ Ru, ¹¹¹ Ag, ¹⁹⁸ Au, ²⁰⁷ Pb, ²¹⁰ Po, ²³⁸ U	25÷30	1÷10
IV	⁷ Be, ⁹¹ I, ¹⁴⁰ La, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁴³ Pr, ²³¹ Pa, ²³⁴ Th, ²³⁸ Np, ²³⁹ Pu, ²⁴¹ Am, ²⁴² Cm, ²⁵² Cf	20÷25	0.1÷0.0001

В соответствии с данной таблицей все радионуклиды по величине коэффициента резорбции подразделяются на четыре группы:

I. Обладающие высокой степенью резорбции в легких и ЖКТ (75÷100%).

II. Со значительной резорбцией в легких и ЖКТ (10÷30%).

III. С умеренной резорбцией в кишечнике (1÷10%) и значительным всасыванием в легких (25÷30%).

IV. Практически не всасывающиеся в кишечнике (0.1÷0.00001%) и хорошо резорбируемые из легких (20÷25%).

Особую опасность после аварии на ЧАЭС представляет усвоение в организме йода-131, цезия-137 и стронция-90, которые характеризуются значительной величиной коэффициента резорбции.

Резорбция через кожу в 200-300 раз ниже, чем через пищеварительный тракт и, как правило, не играет существенной роли. Так, для Cs-137 коэффициент усвоения радионуклидов, проникших через кожу, составляет 0.7%, а для Sr-90 – 0.5%. Особый случай – тритий. Половина его поступлений в организм человека происходит через кожу. Коэффициент резорбции газообразных радионуклидов зависит даже от времени года. Так, для трития доля усвоения в организме составляет ~0.7% зимой, ~2.6% весной, ~3.2% летом и ~2.0% осенью.

Кроме рассмотренных путей поступления радиоактивные вещества могут проникать в организм через конъюнктиву глаз. В медицинской практике применяется внутримышечное введение радионуклидов с целью диагностики и терапии некоторых заболеваний.

6.7. Распределение радионуклидов в организме

Из многочисленных экспериментов на подопытных животных установлено, что уже через несколько минут после попадания радионуклидов в организм, они обнаруживаются в крови. При этом концентрация их нарастает до максимума, затем, в течение 10-15 суток снижается до определенного уровня, который в случае долгоживущих изотопов может удерживаться постоянным в течение нескольких месяцев. Однако, несмотря на это уменьшение, доза облучения будет все это время нарастать, поскольку, как мы уже знаем, дозы имеют свойство суммироваться.

По характеру распределения в организме человека радионуклиды разделяются на три группы:

* Накапливающиеся в скелете (т.н. остеоотропные): ³²P, ⁴⁵Ca, ⁹⁰Sr, ⁹⁰Y, ⁹⁵Zr, ¹⁴⁰Ba, ²²⁶Ra, ²³⁸U.

* Избирательно накапливающиеся в отдельных органах и тканях: ^{131}I – в щитовидной железе, ^{59}Fe – в эритроцитах, ^{65}Zn – в поджелудочной железе, ^{99}Mo – в радужной оболочке глаз.

* Равномерно распределенные по всем органам и тканям: ^3H , ^{40}K , ^{85}Rb , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{137}Cs .

Таблица 6.10 – Распределение некоторых радионуклидов в организме человека (доля радионуклида, содержащегося в критическом органе)

Орган, ткань	^{90}Sr	^{131}I	^{137}Cs	^{210}Po	^{226}Ra	^{238}U	^{239}Pu
Мышцы	-	-	0,79	-	-	-	-
Кости	0,99	0,13	0,08	0,08	0,99	0,85	0,9
Почки		0,02	0,006	0,13	0,00002	0,065	0,01
Печень		0,06	0,09	0,22	-	-	0,07
Селезенка			0,007	0,07	-	-	-
Щитовидная железа	-	0,2	-	-	-	-	-
Прочие ткани	0,01	-	-	-	-	-	-

Первоначальный тип распределения радионуклидов в организме может изменяться, так как со временем, вследствие обмена, происходит перераспределение нуклидов в организме. Одни органы прочно удерживают на длительный срок радионуклиды, другие относительно быстро освобождаются от них.

В общем случае время пребывания радионуклида в организме человека определяется, с одной стороны, периодом полураспада $T_{1/2}$, с другой, скоростью процессов их выведения из организма через кишечник, почки, потовые железы, с желчью и через легкие (в случае газообразных радионуклидов). Для количественного описания скорости выведения радионуклидов вводится понятие **биологического периода полувыведения** ($T_{\text{биол}}$) – времени, за которое из организма выводится половина находившихся в нем радиоизотопов. Зная величину $T_{\text{биол}}$, можно рассчитать **эффективный период полувыведения** $T_{\text{эфф}}$ по формуле

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_{1/2} \cdot T_{\text{биол}}}{T_{1/2} + T_{\text{биол}}}$$

Для короткоживущих радионуклидов величина $T_{\text{эфф}}$ будет определяться периодом полураспада изотопов, а для долгоживущих – продолжительностью биологического периода полувыведения. Данные об эффективном периоде полувыведения для некоторых радионуклидов приведены в таблице 6.11.

Таблица 6.11 – Эффективные периоды полувыведения радионуклидов некоторыми критическими органами

Орган	$T_{\text{эфф}}$, сут.		
	^{90}Sr	^{131}I	^{137}Cs
Все тело	5700	7,6	70
Мышцы	-	-	138
Кости	6400	-	138
Легкие	-	-	138
Щитовидная железа	-	5,6	-

Основные выводы

Источники ионизирующих излучений разделяются на естественные и искусственные.

Космические излучения и изотопы земной коры создают естественный радиационный фон, специфический для каждой местности.

К искусственным источникам относятся медицинские рентгеновские установки, испытания ядерного оружия и аварии на атомных станциях, добыча и транспортировка ядерных материалов, применение радиоактивных изотопов в промышленности, перераспределение природных радиоактивных элементов при добыче и переработке ископаемого сырья, излучение электронно-лучевых трубок телевизоров и компьютерных мониторов.

В организме человека содержатся природные радионуклиды, которые вносят вклад в суммарную дозу облучения. Кроме того, при вдыхании воздуха, а также погреблении пищи и воды, в организм человека попадают радионуклиды, которые также вносят свой вклад в поглощенную дозу. Следовательно, указанные радионуклиды создают внутреннее облучение организма человека, причем внутреннее облучение гораздо опаснее, чем внешнее от такого же количества радионуклидов.

Таким образом, чтобы сделать вывод о безопасности проживания на загрязненной территории, необходимо уметь рассчитывать как дозу внешнего, так и внутреннего облучения.

В условиях Беларуси, без учета загрязненности в результате Чернобыльской аварии, эквивалентная доза, обусловленная внутренним облучением, составляет в среднем 0.37 мЗв/год.

ЛЕКЦИЯ 7

НОРМИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ

Первые шаги в определении безопасных уровней облучения были сделаны в 20-х годах XX века, когда была создана Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) с целью разработки правил работы с радиоактивными веществами. Впервые ее рекомендации по ограничению уровней облучения человека были опубликованы в 1934 году, и с тех пор регулярно пересматривались с ужесточением предельно допустимых уровней (ПДУ).

7.1. Принципы нормирования радиационного облучения

При установлении норм радиационной безопасности МКРЗ были взяты за основу несколько *основных принципов регламентации дозовых нагрузок*: 1) эквивалентная доза облучения отдельных лиц не должна превышать предела, рекомендованного комиссией для соответствующих условий; 2) никакой вид использования источников ионизирующих излучений не должен вводиться в практику, если он не приносит реальной, чистой пользы; 3) все дозы облучения должны поддерживаться на таких низких уровнях, какие только можно разумно достигнуть с учетом экономических и социальных факторов.

Исходя из этих принципов, МКРЗ установила систему дозовых пределов, которые легли в основу национальных норм и правил радиационной безопасности всех стран, использующих атомную энергию. Такие национальные нормы и правила иногда со-

держат изменения, учитывающие социально-экономические и природные условия стран. Однако отклонения от рекомендации МКРЗ в правилах отдельных стран обычно не ослабляют требования МКРЗ и не противоречат им.

В 1955 году в рамках ООН был создан Научный комитет по действию атомной радиации (НКДАР) для оценки в мировом масштабе доз облучения и эффекта, связанного с ними. Раз в несколько лет НКДАР публикует доклады, содержащие подробные оценки доз радиации от всех известных источников ионизирующего излучения и опасности их для населения.

Нормирование в нашей стране осуществляется исходя из следующих *основных принципов радиационной безопасности*:

- 1) не превышения установленного нормами основного дозового предела;
- 2) исключения всякого необоснованного излучения;
- 3) снижения дозы излучения до возможно низкого уровня.

Контроль за выполнением норм безопасности на атомных энергетических установках осуществляет Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ).

7.2. Нормы радиационной безопасности НРБ-2000

Основным документом, регламентирующим уровни воздействия ионизирующих излучений, в нашей стране являются *гигиенические нормативы ГН 2.6.1.8-127-2000 "Нормы радиационной безопасности НРБ-2000"*.

Нормы радиационной безопасности НРБ-2000 (далее Нормы) применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Требования и нормативы, установленные Нормами, являются обязательными для всех юридических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для местных распорядительных и исполнительных органов, граждан РБ, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории РБ.

Нормы распространяются на следующие виды воздействия ионизирующего излучения на человека:

- в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- в результате радиационной аварии;
- от природных источников излучения;
- при медицинском облучении.

Требования по обеспечению радиационной безопасности сформулированы для каждого вида облучения. Суммарная доза от всех видов облучения используется для оценки радиационной обстановки и ожидаемых медицинских последствий, а также для обоснования защитных мероприятий и оценки их эффективности.

Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв;
- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике не более 15 мЗв;
- коллективную годовую эффективную дозу не более 10 чел-Зв, либо когда при коллективной дозе не более 1 чел-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы.

Требования Норм не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Согласно НРБ-2000, главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья населения, включая персонал, от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине.

Нормы радиационной безопасности относятся только к ионизирующему излучению. В Нормах учтено, что ионизирующее излучение является одним из множества источников риска для здоровья человека и что риски, связанные с воздействием излучения, не должны соотноситься только с выгодами от его использования, но их следует сопоставлять и с рисками нерадиационного происхождения.

Устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

– персонал;

– все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для каждой категории облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

– основные пределы доз (ПД);

– допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые объемные среднегодовые активности (ДОВА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и др.;

– контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.). Их значения должны учитывать достигнутый в организации уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

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.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв.

При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучения эффективная годовая доза не должна превышать пределов доз.

В стандартных условиях монофакторного поступления радионуклидов, годовое поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе не должны превышать числовых значений ПГП и ДОВА (подробнее см. ниже).

Основные пределы доз облучения приведены в табл. 7.1. Они не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Таблица 7.1 – Основные пределы доз.

Нормируемая величина	Предел дозы	
	Персонал	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год: в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах	150 мЗв 500 мЗв	15 мЗв 50 мЗв

Для каждой категории облучаемых лиц значение допустимого уровня для данного вида облучения определено таким образом, чтобы при таком показателе воздействия только одного конкретного фактора облучения в течение года значение дозы, накопленной за год, равнялось значению соответствующего предела дозы, указанного в табл. 7.1.

Значения допустимых уровней внутреннего облучения лиц из персонала: пределов годового поступления с воздухом, водой и пищей, допустимой среднегодовой объемной активности некоторых радионуклидов приведены в табл. 7.2.

Таблица 7.2 – Допустимые уровни внутреннего облучения лиц из персонала: пределы годового поступления (ПГП) с вдыхаемым воздухом и допустимая среднегодовая объемная активность (ДОА) для некоторых радионуклидов

Радионуклид	Период полураспада	Поступление с воздухом	
		Предел годового поступления ПГПперс, Бк в год	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОАперс, Бк/м ³
Стронций-90 (Sr-90)	29,1 года	$8,3 \cdot 10^5$	$3,3 \cdot 10^2$
Цезий-137 (Cs-137)	30 лет	$4,2 \cdot 10^6$	$1,7 \cdot 10^3$
Плутоний-239 (Pu-239)	$2,41 \cdot 10^4$ лет	2,41	$7,8 \cdot 10^1$

Значение допустимых уровней внутреннего облучения лиц из населения: пределов годового поступления с воздухом, водой и пищей, допустимой среднегодовой объемной активности для тех же радионуклидов приведены в табл. 7.3.

Таблица 7.3 – Допустимые уровни внутреннего облучения для населения

Радионуклид	Поступление с воздухом		Поступление с водой и пищей ПГЛнас., Бк в год
	ПГЛнас., Бк в год	ДОАнас., Бк/м ³	
Sr-90	$2 \cdot 10^4$	2,7	$1,3 \cdot 10^4$
Cs-137	$2,2 \cdot 10^5$	$2,7 \cdot 10^1$	$7,7 \cdot 10^4$
Pu-239	$2 \cdot 10^1$	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$2,4 \cdot 10^3$

В НРБ-2000 полностью приведена методика расчета годовой эффективной дозы облучения как суммы эффективной дозы внешнего облучения, накопленной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением радионуклидов в организм за этот же период. При расчете учитываются стандартные параметры для персонала и населения, приведенные в таблице 7.4.

Таблица 7.4 – Значения стандартных параметров

Наименование стандартных параметров	Персонал	Население
Время облучения t , секунд	$6,1 \cdot 10^6$	$3,2 \cdot 10^7$
Объем воздуха V , m^3 в год	$2,4 \cdot 10^3$	$7,3 \cdot 10^3$
Масса воды и пищи M , кг в год	0	730

Планируемое облучение персонала выше установленных пределов доз (см. табл. 7.1) при ликвидации или предотвращении аварии может быть разрешено только в случае необходимости спасения людей и (или) предотвращения их облучения. Планируемое повышенное облучение допускается для мужчин старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья.

Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах не более двукратных значений, приведенных в таблице 7.1, допускается с разрешения территориальных органов санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных значений эквивалентных доз, приведенных в табл. 7.1, только с разрешения республиканского органа санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь.

Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала.

Администрация предприятия обязана перевести беременную женщину на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения, со дня ее информации о факте беременности на период беременности и грудного вскармливания ребенка.

Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать 1/4 значений, установленных для персонала.

При проведении профилактических медицинских рентгенологических исследований и научных исследований практически здоровых лиц годовая эффективная доза облучения этих лиц не должна превышать 1 мЗв.

Проведение научных исследований на людях с источниками излучения должно осуществляться по решению Министерства здравоохранения Республики Беларусь. При этом требуется обязательное письменное согласие испытуемого и предоставление ему информации о возможных последствиях облучения.

Лица (не являющиеся работниками рентгенорадиологического отделения), оказывающие помощь в поддержке пациентов (тяжелобольных, детей) при выполнении рентгенорадиологических процедур, не должны подвергаться облучению в дозе, превышающей 5 мЗв в год.

Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от пациента, которому с терапевтической целью введены радиофармацевтические препараты, не должна превышать при выходе из радиологического отделения 3 мкЗв/ч.

При использовании источников излучения в медицинских целях контроль доз облучения пациентов является обязательным.

7.3. Ограничение природного облучения в НРБ-2000

Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение облучения населения достигается путем установления системы ограничений на облучение населения отдельными природными источниками излучения.

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $ЭРОA_{Rn} + 4,6 ЭРОA_{Th}$ не превышала 100 Бк/куб.м, а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч.

В эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/куб.м. При более высоких значениях объемной активности должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений. Защитные мероприятия должны проводиться также, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч.

Эффективная удельная активность ($A_{эф}$) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), не должна превышать:

- для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс),

$$A_{эф} = A_{Ra} + 1,3A_{Th} + 0,09A_K \leq 370 \text{ Бк/кг},$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов; A_K – удельная активность ^{40}K (Бк/кг);

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс),

$$A_{эф} \leq 740 \text{ Бк/кг};$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс),

$$A_{эф} \leq 1350 \text{ Бк/кг}.$$

При $1350 \text{ Бк/кг} < A_{эф} < 4000 \text{ Бк/кг}$ (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с республиканским органом санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь. При $A_{эф} > 4000 \text{ Бк/кг}$ материалы не должны использоваться в строительстве.

При содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу меньше 0,1 мЗв за год, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении воды 2 л в сутки соответствуют средние значения удельной активности за год (уровни вмешательства – УВ). Например, уровень вмешательства для ^{222}Rn в питьевой воде составляет 60 Бк/кг.

7.4. Требования к контролю за выполнением Норм НРБ-2000

Радиационный контроль является важнейшей частью обеспечения радиационной безопасности, начиная со стадии проектирования радиационно опасных объектов. Он имеет целью определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая неперевышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней при нормальной работе, получение необходимой информации для оптимизации защиты и принятия решений о вмешательстве в случае радиационных аварий, загрязнения местности и зданий радионуклидами, а также на территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения.

Радиационному контролю подлежат:

радиационные характеристики источников излучения, выбросов в атмосферу, жидких и твердых радиоактивных отходов;

радиационные факторы, создаваемые технологическим процессом на рабочих местах и в окружающей среде;

радиационные факторы на загрязненных территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения;

уровни облучения персонала и населения от всех источников излучения, на которые распространяется действие Норм НРБ-2000.

Основными контролируемыми параметрами являются:

годовая эффективная и эквивалентная дозы;

поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки годового поступления;

объемная или удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, продуктах питания, строительных материалах и др.;

радиоактивное загрязнение кожных покровов, одежды, обуви, рабочих поверхностей;

доза и мощность дозы внешнего излучения;

плотность потока частиц и фотонов.

Переход от измеряемых величин внешнего излучения к нормируемым определяется специальными методическими указаниями.

С целью оперативного контроля для всех контролируемых параметров устанавливаются контрольные уровни. Значение этих уровней устанавливается таким образом, чтобы было гарантировано неперевышение основных пределов доз и реализация принципа снижения уровней облучения до возможно низкого уровня.

Государственный надзор за выполнением Норм радиационной безопасности осуществляют органы санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь и другие уполномоченные органы в установленном порядке.

Контроль за соблюдением Норм в организациях, независимо от форм собственности, возлагается на администрацию этой организации. Контроль за облучением населения возлагается на местные исполнительные и распорядительные органы.

При возникновении радиационной аварии:

контроль за ее развитием, защитой персонала в организации и аварийных бригад осуществляется администрацией этой организации;

контроль за облучением населения осуществляется местными органами власти и государственного надзора за радиационной безопасностью.

Контроль за медицинским облучением пациентов возлагается на администрацию органов и учреждений здравоохранения.

Основные выводы

Основным документом, регламентирующим уровни воздействия ионизирующих излучений в Республике Беларусь, являются "Нормы радиационной безопасности НРБ-2000".

Нормы НРБ-2000 устанавливают две категории облучаемых лиц: персонал и все население, включая лиц из персонала вне сферы их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов: основные пределы доз (ПД), допустимые уровни и контрольные уровни.

Основными контролируруемыми параметрами являются:

годовая эффективная и эквивалентная дозы;

поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки годового поступления;

объемная или удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, продуктах питания, строительных материалах и др.;

радиоактивное загрязнение кожных покровов, одежды, обуви, рабочих поверхностей;

доза и мощность дозы внешнего излучения;

плотность потока частиц и фотонов.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв.

При проведении профилактических медицинских рентгенологических исследований и научных исследований практически здоровых лиц годовая эффективная доза облучения этих лиц не должна превышать 1 мЗв. При использовании источников излучения в медицинских целях контроль доз облучения пациентов является обязательным.

ЛЕКЦИЯ 8

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Исследование явления радиоактивности уже в начале XX века привело к возможности осуществления искусственных превращений атомных ядер, т.е. ядерных реакций (Э. Резерфорд, 1919 г.).

Ядерными реакциями называются превращения атомных ядер, вызванные взаимодействием их друг с другом или с элементарными частицами.

В принципе любой элемент может быть превращен путем ряда ядерных реакций в наперед заданный элемент, т.е. можно осуществить мечту алхимиков о "философском камне", который, по легенде, мог превращать ртуть в золото. Рассмотрим коротко основные свойства ядерных реакций.

8.1. Классификация ядерных реакций

Ядерные реакции могут быть классифицированы по следующим признакам:

- а) по энергиям взаимодействующих частиц;
- б) по роду частиц, участвующих в реакции;
- в) по характеру происходящих ядерных превращений.

По энергиям различают следующие ядерные реакции:

- при малых энергиях (порядка эВ); происходят в основном с участием нейтронов;
- при средних энергиях (порядка МэВ); происходят под действием заряженных частиц, γ -квантов и космического излучения;

- при высоких энергиях (сотни МэВ); приводят к разложению ядер на отдельные нуклоны и к рождению свободных элементарных частиц.

По роду частиц, участвующих в реакции, различают:

- реакции под действием нейтронов;
- реакции под действием заряженных частиц;
- реакции под действием γ -квантов.

По характеру происходящих ядерных превращений реакции могут быть весьма разнообразны, мы будем подробно рассматривать только ядерные реакции деления и ядерные реакции синтеза.

Обычно в ядерной физике применяется символическая запись реакции, заимствованная из химии:



где a – символическое обозначение частицы, вызывающей ядерную реакцию;

b – символическое обозначение частицы, возникшей в результате реакции.

ПРИМЕР: ${}^{14}_7N + {}^4_2He \rightarrow {}^{17}_8O + {}^1_1H$ или ${}^{14}_7N (\alpha, p) {}^{17}_8O$.

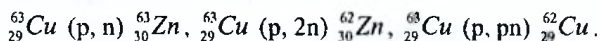
Кроме реакции $A + a \rightarrow B + b$ вполне возможны и другие:



$A + a \rightarrow D + d$, т.е. при одинаковых исходных продуктах конечные продукты ядерной реакции могут различаться.

Возможные схемы протекания реакции называются ее каналами; совокупность вступающих в реакцию частиц – входной канал реакции; совокупность продуктов реакции – выходной канал реакции.

ПРИМЕР:



При рассмотрении ядерных реакций обычно используются следующие точные законы сохранения:

- закон сохранения энергии;
- закон сохранения импульса;
- закон сохранения момента импульса;
- закон сохранения электрического заряда;
- закон сохранения барионного заряда (числа протонов и нейтронов);
- закон сохранения лептонных зарядов (числа легких частиц: электронов, мезонов).

Рассмотрим кратко, как применяются законы сохранения.

В ядерных реакциях сохраняется ПОЛНАЯ ЭНЕРГИЯ частицы, которая включает в себя кинетическую энергию и энергию покоя, т.е.

$$E_{1n} + E_{2n} = E_{1n} + E_{2n} + \dots + E_{nn}; \quad \text{где } E_n = E_{кин} + mc^2.$$

В экспериментальных исследованиях под энергией частицы обычно понимают ее кинетическую энергию, т.е. разность между полной энергией и энергией покоя, поэтому можно записать, что $E_{кин} = E$ и

$$E_1 + E_2 = E_1 + E_2 + \dots + E_n + Q;$$

где $Q = (m_1 + m_2 + \dots + m_n)c^2 - (m_1 + m_2)c^2$.

Таким образом, ядерная реакция характеризуется энергией ядерной реакции Q , равной разности энергий конечных и исходных продуктов. Следовательно, в общем виде ядерная реакция записывается так:



Если $Q > 0$, то ядерная реакция называется **экзотермической**, а если $Q < 0$, то реакция называется **эндотермической**.

Экзотермическая реакция может идти при сколь угодно малой энергии сталкивающихся частиц. Эндотермическая реакция может идти только тогда, когда энергия сталкивающихся частиц превосходит некоторое минимальное значение. Минимальная энергия, начиная с которой эндотермическая реакция может идти, называется **порогом реакции**.

В основе теории ядерных реакций лежит представление о **составном ядре**. Было установлено, что ядерная реакция может происходить не только по схеме



но и в два этапа, с образованием промежуточного составного ядра (компаунд-ядра).

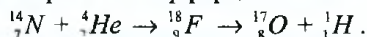
На первом этапе частица-”снаряд” попадает в ядро-”мишень” и передает ядру в целом свою кинетическую энергию и энергию связи, которая распределяется между всеми нуклонам ядра. Образовавшееся составное ядро имеет время жизни порядка 10^7 - 10^8 характерного ядерного времени τ_n (времени, необходимого частице с энергией 1 МэВ для прохождения расстояния, равного диаметру ядра). Из-за наличия сильного взаимодействия в ядре его можно рассматривать как систему частиц, совершающих неупорядоченные движения, подобные движению частиц в капле жидкости.

Второй этап – вылет – происходит в результате того, что на какой-то одной частице ядра в результате флуктуаций концентрируется энергия, достаточная для вылета этой частицы из ядра (подобно процессу испарения молекул из капли жидкости).

Схема ядерной реакции с образованием составного ядра:



Пример: ядерная реакция, открытая Резерфордом в 1919 г.



Если в схеме реакции $a = b$, то происходит рассеяние частицы ядром (упругое или неупругое в зависимости от того, одинаковы или различны энергии частицы до и после рассеяния).

Если в схеме реакции $a \neq b$, то происходит ядерная реакция в прямом смысле этого слова.

8.2. Деление атомных ядер

В 1934 г. Э.Ферми с сотрудниками изучали действие нейтронов на различные элементы и нашли, что при облучении урана продукты совершенно не похожи на элементы, находящиеся в конце периодической таблицы. В 1928 г. И.Кюри и П.Савич обнаружили среди продуктов распада урана после облучения его нейтронами элемент, близкий по своим химическим свойствам к лантану ${}^{139}\text{La}$ с периодом полураспада 3,5 часа. Далее О.Ган и Ф.Штрассман установили, что среди продуктов имеется барий, превращающийся в лантан в периодом полураспада 3,5 часа.

Объяснить появление бария можно было, только предположив, что ядро урана делится на две большие части, что и было подтверждено другими исследователями. Л. Мейтнер и О.Фриш в январе 1939 г. дали объяснение этим экспериментальным фактам. Они предположили, что ядро урана после захвата нейтрона делится на две более мелкие части приблизительно одинаковой массы, которые были названы осколками.

Таким образом, делением ядра называется **ядерная реакция разделения тяжелого ядра, возбужденного захватом нейтрона, на две приблизительно равные части (на два осколка)**.

В результате экспериментальных исследований было установлено, что деление атомных ядер бывает двух видов: вынужденным и спонтанным (самопроизвольным).

Простейшая теория деления ядра была разработана в 1939 г. Н. Бором и Д. Уилером на основе капельной модели ядра. Они считали, что до попадания нейтрона ядро имеет сферическую форму и равномерно распределенный заряд. Деформация ядра-капли после попадания нейтрона может привести к тому, что заряды (протоны) сместятся как можно дальше друг от друга. Концентрация положительных зарядов приводит к возрастанию кулоновских сил отталкивания, которые не могут быть компенсированы короткодействующими ядерными силами, в результате чего ядро разорвется на две части. Образовавшиеся осколки разлетаются в разные стороны под действием сил кулоновского отталкивания. Однако не вся энергия деления переходит в кинетическую энергию осколков, экспериментально было обнаружено излучение нейтронов и γ -квантов.

Следовательно, основными продуктами процесса деления ядра являются:

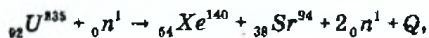
- два примерно равных ядра;
- несколько нейтронов;
- несколько γ -квантов.

В капельной модели поверхностное натяжение стремится вернуть деформированное ядро в исходное состояние, а кулоновское отталкивание способствует его делению. Отношение кулоновской энергии к поверхностной пропорционально Z^2/A , поэтому оно может служить основным параметром, определяющим способность ядра к делению. Чем больше значение этого параметра, тем выше способность ядра к делению.

Теоретические расчеты показывают, что **тяжелые ядра способны к делению, если для них выполняется условие $Z^2/A > 17$** . Это условие выполняется для тяжелых ядер, начиная с серебра ^{108}Ag , для которого $Z^2/A \approx 20$. Ядра, для которых $Z^2/A \geq 49$ (**критический параметр деления**), совершенно неустойчивы относительно деления и не могут существовать. При $Z^2/A < (Z^2/A)_{\text{кр}}$ возможно самопроизвольное (спонтанное) деление ядра.

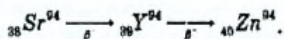
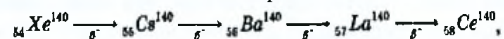
При спонтанном делении тяжелые ядра обычно делятся на два осколка, которые с большими скоростями разлетаются в противоположных направлениях. Массы осколков соответствуют изотопам средней части таблицы Менделеева, примерно от галлия ($Z = 31$) до гадолиния ($Z = 64$). Все первоначальные продукты деления обладают избытком нейтронов и освобождаются от них путем β^- -распадов. При делении ядер испускается также 2-3 свободных нейтрона.

Например, реакция деления ядер урана-235 схематически может быть представлена следующим образом



где ${}_{54}\text{Xe}^{140}$ и ${}_{38}\text{Sr}^{94}$ — осколки, получаемые при делении ядра урана; ${}_0\text{n}^1$ — медленный нейтрон; Q — энергия, выделенная при реакции.

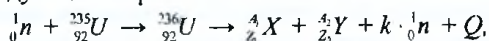
Осколки ксенон-140 и стронций-94 сами являются радиоактивными:



Дальнейшие исследования показали, что деление ядер урана может происходить разными путями, т.е. имеется много выходных каналов такой реакции. Всего образуется около 80 различных осколков, причем наиболее вероятным является деление на осколки, массы которых относятся как 2:3.

Основой ядерной энергетики является деление тяжелого атомного ядра ${}_{92}^{235}\text{U}$ под действием тепловых нейтронов, т.е. нейтронов с малыми энергиями.

Схему реакции деления ядра урана-235 при воздействии тепловым нейтроном можно представить следующим образом:



где ${}_Z^AX$ и ${}_Z^AY$ – дочерние ядра (осколки), k – количество нейтронов, вылетевших из материнского ядра (2 или 3), Q – энергетический эквивалент, т.е. энергия, выделяющаяся при делении в виде кинетической энергии осколков и нейтронов. В данном случае она приблизительно равна 200 МэВ.

Вылетевший из ядра нейтрон расщепляет встреченное ядро, и при этом из ядра вылетает ещё несколько нейтронов, которые в свою очередь делят соседние ядра, так что в данный ценной процесс вовлекается все большее число ядер и нейтронов. Этот процесс называется цепной реакцией деления.

Минимальное условие поддержания цепной реакции состоит в том, чтобы в среднем при делении каждого ядра возникал хотя бы один нейтрон, вызывающий деление следующего ядра. Выход нейтронов в ядерной реакции деления характеризуют коэффициентом размножения нейтронов – отношением числа нейтронов N_j -го поколения к числу нейтронов предшествующего N_{j-1} -го поколения. Скорость нарастания реакции определяется величиной коэффициента размножения нейтронов и средним временем жизни одного поколения нейтронов (около 10^{-7} с).

Система, в которой $k=1$, называется критической системой. В этом случае цепная реакция идет с примерно постоянным числом нейтронов, что имеет место при нормальной работе атомного реактора.

Если $k < 1$, то система называется подкритической. Цепная реакция в ней нарастает или затухает при запуске или остановке реактора.

При $k > 1$ система называется надкритической. В ней идет цепная реакция с увеличивающимся числом нейтронов. При этом из-за малого значения времени жизни одного поколения число нейтронов увеличивается очень быстро и цепная реакция имеет взрывной характер.

При рассмотрении цепной реакции деления необходимо учитывать, что ядра различных элементов с различной вероятностью захватывают нейтроны, имеющие одинаковую энергию. Например, тепловые нейтроны вызывают деление ядер урана-235, а быстрые нейтроны, кроме деления ядер урана-235 (но с меньшей вероятностью), могут вызвать деление урана-238. Резонансные нейтроны, хотя и хорошо поглощаются ядрами урана-238, не вызывают их деления, а приводят к ряду радиоактивных превращений исходного ядра, конечным этапом которых являются ядра плутония-239.

Естественно, что для практического использования энергии, выделяющейся при распаде тяжелых ядер, необходимо было решить ряд теоретических и инженерных проблем.

8.3. Атомный реактор

Как и на обычной теплоэлектростанции, на АЭС в электричество преобразуется тепловая энергия. Но если в первом случае это – тепло от сжигания органического топлива, то в атомном реакторе используется энергия цепной реакции деления. Реакция происходит на тяжелых ядрах урана или плутония.

При каждом делении высвобождается энергия во много раз большая энергии окисления углерода. Поэтому для получения одного и того же количества тепла ядерного топлива нужно значительно меньше, чем угля, мазута или нефти.

Для того чтобы реакция деления урана-235 была эффективна, нейтроны необходимо предварительно замедлить т.е. уменьшить их энергию, поместив на пути такое вещество, в котором лишняя энергия поглощается. Устройство, в котором обеспечены условия протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления и предусмотрен механизм её регулирования, называется атомным реактором.

Самой простой и технически доступной системой реактора оказалась уран-графитовая с водяным охлаждением. Эта схема использовалась на первой (Обнинской) АЭС. Она же сохранилась на Белоярской и Сибирской АЭС. На их основе был сконструирован реактор типа РБМК-1000 (реактор большой мощности канальный), построенный в Чернобыле (см. рис. 8.1.).

В реакторы РБМК, установленные на Чернобыльской АЭС, загружается 190 тонн топлива в виде природного урана, слабо обогащенного изотопом 235. Изотоп с массовым числом 238, из которого в основном состоит природный уран, в реакторах этого типа – балласт; в цепной реакции делится уран-235. Активная зона в РБМК представляет собой цилиндрическую кладку, состоящую из отдельных, собранных в вертикальные колонны графитовых блоков, которые выполняют роль замедлителя. В этих колоннах проходит около 1700 вертикальных технологических каналов. Каждый технологический канал предназначен для установки двух тепловыделяющих сборок, каждая из которых состоит из 18 тепловыделяющих элементов, имеющих форму полых трубок диаметром 13.5 мм и длиной 3.5 м, стенки которых толщиной 0.9 мм выполнены из циркониевого сплава. Сердцевина заполнена керамическими таблетками из двуокиси урана, обогащенного до 1.8% ураном-235.

Для того, чтобы предотвратить бесконечное развитие цепной реакции деления и регулировать мощность реактора, в активную зону вводят несколько стержней с веществом, сильно поглощающим нейтроны. Обычно это бор. Глубина опускания регулирующих стержней в реакторе может меняться по команде с пульта управления. Если их все опустить целиком, нейтронов, способных поддержать реакцию, становится недостаточно, и реактор останавливается.

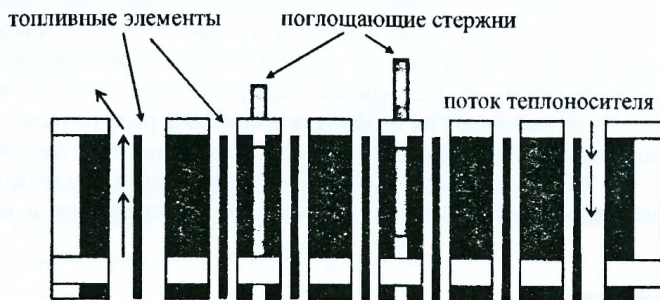


Рисунок 8.1 – Принципиальная схема активной зоны реактора РБМК

Помимо реакторов типа РБМК, в СССР выпускались реакторы типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) и реакторы на быстрых нейтронах для производства оружейного плутония. Реактор типа ВВЭР более надежен, чем реактор РБМК.

К настоящему времени разработано большое число моделей ядерных реакторов, которые различаются по виду ядерного топлива (естественный уран, слабо обогащенный уран, чистый изотоп урана), химическому составу ядерного топлива (U , UO_2 и т.д.), типу теплоносителя (H_2O , D_2O , газ, органические жидкости, расплавленный металл), по роду замедлителя (C , H_2O , Be , гидриды металлов).

По назначению ядерные реакторы подразделяются на экспериментальные, предназначенные для разработки новых конструкций реакторов; исследовательские, основным назначением которых является получение мощных потоков нейтронов и γ -квантов для научных исследований в области ядерной физики, нейтронной физики, физики твердого тела, радиационной физики, биологии и т. д.; изотопные, предназначенные для производства различных изотопов; энергетические, основным назначением которых является производство электроэнергии.

Мощность современного энергетического ядерного реактора может достигать 5 ГВт.

На рис. 8.2 представлена схема получения электроэнергии на энергетическом ядерном реакторе, т.е. атомной электростанции.

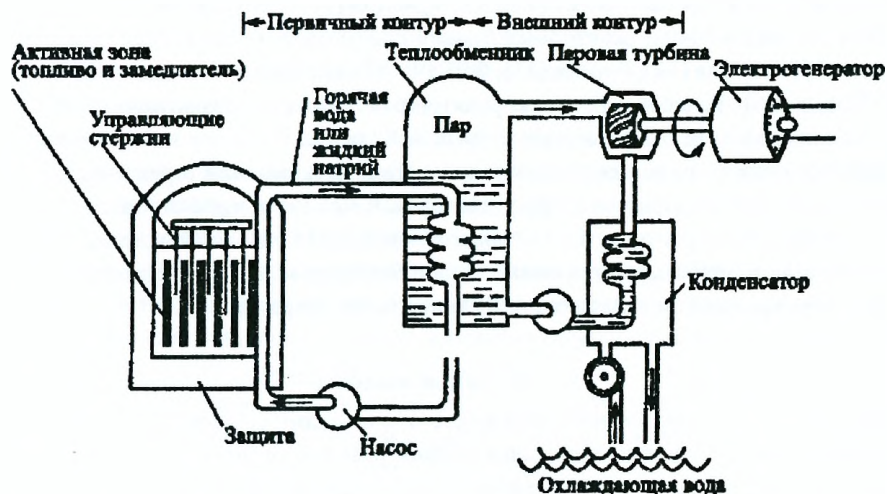


Рисунок 8.2 – Схема получения энергии на АЭС

8.4. Развитие ядерной энергетики

В течение истории цивилизации человек осваивал различные источники энергии, поскольку процесс индустриализации и стремление обеспечить как можно более высокий уровень жизни требуют постоянного роста энергозатрат. В настоящее время наиболее мощными являются источники атомной энергии – естественные источники органического топлива исчерпываются, а использование солнечной энергии пока имеет очень низкий КПД.

Практика использования энергии деления атомного ядра в мирных целях насчитывает уже несколько десятилетий, начиная с июня 1954 г., когда в г. Обнинске (СССР) начала работу первая в мире атомная станция на базе ядерного реактора с мощностью 5000 кВт. В результате интенсивного развития (табл.8.1) ядерная энергетика за короткое время превратилась в фактор, имеющий общепланетное значение.

Таблица 8.1

Год	Количество ядерных реакторов	Общая мощность
1957	1	5000 кВт
1960	4	1 ГВт
1984	345	220 ГВт
1987	406	283,8 ГВт
1990	434	320,3 ГВт
1997	443	345,7 ГВт
2012	436	369,8 ГВт

По сведениям МАГАТЭ, в настоящее время на АЭС вырабатывается ~15% всей электроэнергии. В 1996 г. наибольшее число реакторных блоков атомных станций имели США (110), Франция (57), Япония (53), Англия (35), Россия (29), ФРГ (20). В 1997 г. доля ядерной энергии в производстве электроэнергии по-прежнему оставалась высокой в девяти странах: Литве (83.4%), Франции (77.4%), Бельгии (57.2%), Швеции (52.4%). В 2012 г число реакторных блоков следующее: США (104), Франция (58), Япония (50), Англия (17), Россия (33), ФРГ (9), Южная Корея (23), Индия (20), Канада (18), Китай (16). Уменьшение числа реакторных блоков по сравнению с 1996 г. вызвано как выводом из эксплуатации старых АЭС после 25-30 лет эксплуатации, так и решениями правительств некоторых государств о прекращении строительства новых атомных станций и закрытии старых. На данный момент в мире строится 61 энергоблок, планируется строительство 154 энергоблоков, а 138 находятся в стадии закрытия.

В XXI веке разрабатываются новые, более безопасные модели реакторов, и производство электроэнергии и тепла на АЭС непрерывно возрастает.

Основные выводы

Ядерные реакции протекают в соответствии с законами сохранения.

Минимальное условие поддержания цепной реакции состоит в том, чтобы в среднем при делении каждого ядра возникал хотя бы один нейтрон, вызывающий деление следующего ядра.

Устройство, в котором обеспечены условия протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления и предусмотрен механизм её регулирования, называется атомным реактором.

По назначению ядерные реакторы подразделяются на экспериментальные, предназначенные для разработки новых конструкций реакторов; исследовательские, основным назначением которых является получение мощных потоков нейтронов и γ -квантов для научных исследований в области ядерной физики, нейтронной физики, физики твердого тела, радиационной физики, биологии и т.д.; изотопные, предназначенные для производства различных изотопов; энергетические, основным назначением которых является производство электроэнергии.

В настоящее время на АЭС в мире вырабатывается около 15% всей электроэнергии, а в Европе – 40%.

Авария на Чернобыльской АЭС.**Мероприятия по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС****9.1. Авария на Чернобыльской АЭС**

Чернобыльская АЭС расположена на территории Украины в 3 км от города Припять, в 18 км от города Чернобыль, в 110 км от Киева и в 16 км от границы с Республикой Беларусь. На дату аварии на ЧАЭС действовали четыре энергоблока на базе реакторов РБМК-1000 (реактор большой мощности канального типа) с электрической мощностью 1000 МВт (тепловая мощность 3200 МВт) каждый. Ещё два аналогичных энергоблока находились в стадии строительства. ЧАЭС производила примерно десятую долю электроэнергии Украинской ССР.

Авария в Чернобыле по своим масштабам беспрецедентна. Произошла она 26 апреля 1986 г. в 1 час 23 мин. 44 с. во время планового эксперимента на одном из турбогенераторов. Целью эксперимента было испытание так называемого режима «выбега ротора турбогенератора». Этот режим позволяет использовать кинетическую энергию ротора турбогенератора для обеспечения электропитанием питательных и главных циркуляционных насосов в случае обесточивания электроснабжения станции. При плановой остановке реактора на низкой мощности операторы в нарушение всех инструкций вывели большую часть регулирующих стержней из активной зоны и отключили несколько важных систем аварийной защиты.

Наслоение неверных эксплуатационных решений, усугубленное некоторыми конструктивными недостатками РБМК, в том числе и нестабильностью работы реактора на низких уровнях мощности, привело к резкому высвобождению ядерной энергии, разогреву активной зоны реактора и теплоносителя (H_2O), что и обусловило паровой взрыв. В результате была сдвинута крышка реактора массой более тысячи тонн. Из поврежденной зоны были выброшены радионуклиды, соответствующие по своему составу продуктам деления в отработанном топливе.

Повреждение реактора вызвало приток воздуха, что привело к возгоранию замедлителя нейтронов – графита, масса которого в активной зоне достигает 1850 тонн. Горение графита привело к локальному разогреву активной зоны как минимум до 800-900 °С и расплавлению части конструктивных элементов. С потоком горячего воздуха и продуктами горения выбрасывалось большое количество радионуклидов, аналогичных по составу радионуклидам первого выброса.

Эта авария имела свои специфические особенности. Во-первых, истечение радиоактивной струи из разрушенного реактора было длительным. Непосредственно взрывом 26 апреля 1986 г. выброшена лишь четверть всех радиоактивных веществ. Остальные выделялись почти десять суток, пока реактор не был, наконец, заглушен.

Сначала на первом этапе аварии в атмосферу устремились радиоактивные газы (ксенон, криптон, тритий и радиоуглерод) и легкие аэрозольные частицы, на которых сорбировались летучие (йод, цезий) изотопы. Продолжавшееся несколько суток горение графита на втором этапе постепенно расплавило активную зону. При такой высокой температуре начали испаряться и тугоплавкие элементы (цирконий, барий, стронций). В разные дни в истекающей струе оказались разные радионуклиды.

Кроме того, чтобы заглушить реактор, с воздуха на него сброшено несколько тысяч тонн различных материалов. Пока слой этих веществ не стал достаточно толстым, что и «закупорило» струю, в воздух поднималось много аэрозольных частиц и пыли, которые и сами становились радиоактивными и способствовали увеличению выхода радиоактивности в атмосферу.

Таблица 9.1 – Радиоизотопный состав чернобыльского выброса

Элемент	Активность в реакторе (1018 Бк)	% выброшенного на 05.05.86	Распространилось в окружающую среду		Период полураспада
			(1016 Бк)	Масса (г)	
Криптон-85	0,033	100	3,3	0,26	10,72 ч
Ксенон-133	1,7	100	170	246	5,25 сут
Иод-131	1,3	50	65	142	8,05 сут
Теллур-132	0,32	35	11	9,8	3,26 сут
Цезий-134	0,19	25	4,7	980	2,06 года
Цезий-137	0,29	30	8,7	27000	30 лет
Стронций-89	2,0	10	20	186	50,5 сут
Стронций-90	0,2	10	2	4000	29,12 лет
Цирконий-95	4,4	8	35	440	64 сут
Молибден-99	4,8	6	29	11,3	2,75 сут
Рутений-103	4,1	8	33	275	39,3 сут
Рутений-106	2,1	8	17	1370	368 сут
Барий-140	2,9	15	43,5	160	12,7 сут
Церий-141	4,4	6	26,5	173,5	32,5 сут
Церий-144	3,2	8	25,6	2160	284 сут
Нептуний-239	0,14	8	1,1	0,9	2,35 сут
Плутоний-238	0,001	8	0,008	125	87,74 лет
Плутоний-239	0,0008	8	0,006	26400	24390 лет
Плутоний-240	0,001	8	0,008	9470	6537 лет
Плутоний-241	0,17	8	1,4	3665	14,4 лет
Кюрий-242	0,026	8	0,21	1,8	163 сут

Во-вторых, с изменением направления ветра менялось и направление движения радиоактивного облака. Хотя 26 апреля 1986 г. в районе АЭС атмосфера была спокойной, радиоактивная струя достигла высоты более километра, где воздушные массы перемещались со скоростью 5-10 м/с сначала на северо-запад, затем на север. Радиоактивное облако достигло Скандинавии, где повышенный радиоактивный фон зарегистрировали 27 апреля. В последующие два дня облако устремилось на страны Центральной Европы. 29-30 апреля ветер еще раз сменил направление – уже в сторону Балкан, а 1 мая – на восток.

В-третьих, происходило неравномерное очищение атмосферы от радиоактивных изотопов. Самые легкие частицы поднялись очень высоко. Они осаждались очень медленно. Успев несколько раз обогнуть земной шар, за время от нескольких месяцев до года радионуклиды распространились по всему северному полушарию.

Более тяжелые аэрозоли расположились в приземном воздухе, откуда за последующие недели опустились на земную поверхность, по пути приликая к дождевым каплям. Дождь очень эффективно вымывает радионуклиды из атмосферы. Там, где они пролились, образовались радиоактивные пятна.

Осаждение радиоактивных частиц можно вызвать и искусственно с помощью метеорологических снарядов или авиации, которые распыляют вещества, собирающие радиоактивность на своей поверхности. Чтобы предотвратить бесконтрольное распространение и не допустить загрязнения крупных промышленных центров, такая операция также осуществлялась.

Крупные пятна радиоактивности образовались в Республике Беларусь, в Украине и в западных областях РСФСР. В Белоруссии изотопами стронция и цезия загрязнено свыше 40 тыс. км² (пятая часть территории республики) (табл. 9.2), в том числе цезием-137 с уровнем загрязнения 5 Ки/км² и выше – 17,34 тыс. км² (в РСФСР – 8,13 тыс. км², в Украине – 3,42 тыс. км²).

В первое время после аварии основной вклад в суммарную радиоактивность вносили короткоживущие изотопы – йод-131, стронций-89, теллур-132, инертные газы ксенон и криптон и др.

В настоящее время все еще существуют рутений-106, церий-144. Но наибольшую опасность представляют цезий-137 и цезий-134, стронций-90 и некоторые другие.

Особая опасность исходит от целой группы плутониевых радионуклидов, входящих в состав «горячих» частиц. «Горячие», или топливные частицы, – это сравнительно крупные (десятки и более микрон) с исключительно высокой радиоактивностью частички ядерного топлива, выброшенные взрывом и последующим горением графита. При попадании в легкие вместе с пылью вывести их из организма невозможно, а высокая активность излучающей альфа-частицы ядерного топлива приводит к омертвлению легочной ткани. В основном «горячие» частицы выпали в южной части Гомельской области и недалеко от АЭС, но в небольшом количестве обнаружены и в других местах.

Большинство стронция-90 тоже сосредоточено в 30 километровой зоне и вокруг нее. Весьма летучий цезий отнесен на большие расстояния. Цезий – это основной радионуклид, формирующий огромные «пятна» загрязнения, простирающиеся на севере Гомельской и юге Могилевской областей. Им загрязнены также некоторые районы Брестской области. Что касается газообразных трития и радиоуглерода, то они распространились повсеместно.

Согласно оценкам ученых, в 2006 г. содержание стронция-90, цезия-137 и плутония-239,-240 в слое 0-5 см дерново-подзолистых песчаных почв ближней зоны составило, соответственно, 30-40%, 60-70% и 90-95% их общего запаса; для дальней зоны содержание этих радионуклидов, в аналогичном слое, дерново-подзолистых песчаных почв будет находиться, соответственно, в пределах 15-25%, 35-45% и 10-20%.

Таблица 9.2 – Загрязнение цезием-137 в Республике Беларусь

Показатели	Уровень загрязнения цезием-137 (Ки/км ²)			
	1-5	5-15	15-40	более 40
Площадь загрязнения (тыс. км ²)	22,70	10,26	4,60	2,48
Проживает население (тыс. чел.)	1263,7	267,4	95,6	9,4
Количество населённых пунктов	1476	929	330	69

Согласно Закону «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению после катастрофы на Чернобыльской АЭС», территория Республики Беларусь разделена на зоны в зависимости от радиоактивного загрязнения почвы радионуклидами и величины эффективной дозы.

9.2. Экономические последствия катастрофы на ЧАЭС

Чернобыльская катастрофа оказала воздействие на все сферы жизнедеятельности человека – производство, культуру, науку, экономику и др. Из сельскохозяйственного оборота выведено 2,64 тыс. кв. км сельхозугодий. Ликвидировано 54 колхоза и совхоза, закрыто девять заводов перерабатывающей промышленности агропромышленного комплекса. Резко сократились посевные площади и валовой сбор сельскохозяйственных культур, существенно уменьшилось поголовье скота.

В результате аварии на ЧАЭС значительно уменьшены размеры пользования лесными, минерально-сырьевыми и другими ресурсами. В зоне загрязнения оказались 132 месторождения различных видов минерально-сырьевых ресурсов, в том числе 47% промышленных запасов формовочных песков, 19% строительных и силикатных, 91% стекольных песков республики, 20% промышленных запасов мела, 13% запасов глин для производства кирпича, 40% тугоплавких глин, 65% запасов строительного камня и 16% цементного сырья.

Из пользования выведено 22 месторождения минерально-сырьевых ресурсов, балансовые запасы которых составляют почти 5 млн. куб. м строительного песка, песчано-гравийных материалов и глин, 7,7 млн. т. мела и 13,5 млн. т торфа. Из планов проведения геологоразведочных работ исключена территория Припятской нефтегазонасной области, ресурсы которой оценены в 52,2 млн. т нефти.

Большой урон нанесла чернобыльская катастрофа лесному хозяйству. Более четверти лесного фонда Беларуси – 17,3 тыс. кв. км леса подверглись радиоактивному загрязнению. Ежегодные потери древесных ресурсов превышают в настоящее время 2 млн. куб. м, а к 2010 году они достигнут 3,5 млн. куб. м. В Гомельской и Могилевской областях, где загрязнено радионуклидами соответственно 51,6 и 36,4% общей площади лесных массивов, заготовка древесины на территории с плотностью загрязнения по цезию-137 555 кБк/м² и выше полностью прекращена.

В зоне загрязнения находится около 340 промышленных предприятий, условия функционирования которых существенно изменились. В связи с отселением населения из наиболее пострадавших районов деятельность ряда промышленных предприятий и объектов социальной сферы прекращена. Другие же несут большие потери и продолжают терпеть убытки от снижения объемов производства, неполной окупаемости средств, вложенных в здания, сооружения, оборудование, мелиоративные системы. Существенными являются потери топлива, сырья и материалов.

Ущерб, нанесенный республике Чернобыльской катастрофой в расчете на 30-летний период ее преодоления, оценивается в 235 млрд. дол. США, что равно 32 бюджетам республики 1985 года. Сюда включены потери, связанные с ухудшением здоровья населения, ущербом, нанесенным промышленности и социальной сфере, сельскому хозяйству, строительному комплексу, транспорту и связи, жилищно-коммунальному хозяйству, загрязнением минерально-сырьевых, земельных, водных, лесных и других ресурсов, а также дополнительные затраты, связанные с осуществлением мер по ликвидации и минимизации последствий катастрофы и обеспечением безопасных условий жизнедеятельности населения.

Проведенная оценка ущерба не является окончательной, поскольку причинно-следственные связи, отражающие воздействие радиоактивного загрязнения территории на различные стороны жизнедеятельности, достаточно сложны. Наука пока не располагает полной и окончательной информацией о медико-биологических, социальных и экологических последствиях чернобыльской катастрофы.

Кроме того, экономический кризис в республике поставил радиоактивно загрязненные территории в особо сложные социально-экономические условия. В результате этого в 90-е годы не удавалось направить должное финансирование для обеспечения всех мероприятий в загрязненных радионуклидами районах.

9.3. Мероприятия по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС

Внутри разрушенного блока после взрыва осталось около 96% топлива от первоначальной загрузки, не считая продуктов деления и конструкционных, обладающих наведенной активностью. Поэтому к числу важнейших мер по ликвидации последствий аварии относилось сооружение объекта «Укрытие», или «Саркофаг». Его основное назначение состоит в предотвращении выхода в окружающую среду радиоактивных веществ из поврежденного реактора и защите прилегающих территорий от проникающего излучения.

Основная часть «Саркофага», заключающая в себя аварийный блок, была построена к ноябрю 1986 г. А весь объект, представляющий собой железобетонное сооружение высотой в 20-этажный дом, был завершен в 1988 г.

При эксплуатации «Саркофага» исключается: возникновение самоподдерживающейся цепной реакции; нарушение условий теплосъема, приводящих к плавлению остатков топливной массы; образование взрывоопасной массы водорода.

Для реализации этих задач «Саркофаг» построен в виде целостной контрольно-измерительной системы, способной не только следить за процессами в разрушенном реакторе, но и прогнозировать их развитие. За прошедшее время данный объект устарел, и начато строительство герметичной оболочки, полностью закрывающей старый «Саркофаг». Для реализации данного проекта к 2015 году ряд стран Евросоюза выделил правительству Украины 1,54 млрд долларов.

При рассмотрении мероприятий по ликвидации последствий аварии на Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) выделяют три временных периода.

Первый период – апрель-май 1986 г. В нем производились первые оценки масштабов катастрофы, районов загрязнения, эвакуация населения и сельскохозяйственных животных из 30-километровой зоны, аварийные работы по ликвидации пожара и сильных выбросов. Главную опасность в это время представляло внешнее облучение. Оно создавалось за счет короткоживущих радионуклидов, таких как йод-131, ксенон-133, криптон-85 и другие, а также «горячих частиц», находящихся в воздухе. На расплавленную зону реактора с вертолетов в течение нескольких дней сбрасывались тонны песка, доломита, свинца, бора. Падая с высоты, они также увеличили количество выносимых в атмосферу пыли и других аэрозолей, ставших радиоактивными.

Второй период – лето 1986-1987 гг. Этот период характеризуется дообследованием загрязненных территорий, строительством объекта «Укрытие» («Саркофаг»), дезактивацией территории, обобщением первых результатов исследований. Основными источниками радиоактивной загрязненности были среднеживущие радионуклиды (рутений-106, церий-141,-144 и др.).

Третий период – 1988 г. и по настоящее время. Он характеризуется стабилизацией обстановки в 30-километровой зоне, упорядочением организации работ и дозиметрического контроля в ней, проведением комплексных научных исследований, обобщением материалов, дезактивацией населенных пунктов в загрязненных районах, переуплотнением сельского хозяйства.

9.4. Государственная программа Республики Беларусь по ликвидации последствий аварии на Чернобыльской атомной электростанции

Чернобыль с точки зрения радиационной безопасности биосферы – это не просто авария, это глобальная катастрофа. Общество оказалось неподготовленным к глубокому осмыслению случившегося, к многомиллиардным экономическим затратам, к своевременному решению сложнейших организационных и совершенно неразработанных социально-психологических и правовых вопросов.

За период с апреля 1986 г. по 1989 г. правительствами бывшего Советского Союза и пострадавших республик был принят ряд решений о мерах по охране здоровья населения. Тем не менее, проведенных мероприятий оказалось недостаточно. В конце 1989 г. в Республике Беларусь была разработана Государственная программа на 1990-1995 гг. и на период до 2000 года. Целью программы являлось создание безопасных для здоровья человека условий жизнедеятельности в районах, подвергшихся радиоактивному загрязнению, а также повышение качества жизни населения этих районов.

Для достижения поставленных целей в программе указаны следующие конкретные направления:

- отселение жителей из населенных пунктов и размещение их на новом месте жительства;

- повышение эффективности проводимых работ по дезактивации местности и стабилизации радиационной обстановки;

- научное обеспечение проблем, связанных с нормальной жизнедеятельностью в загрязненных районах;

- повышение уровня медицинского обслуживания и оздоровления населения, особенно детей;

- повышение уровня торгового, культурного, коммунально-бытового и транспортно-обслуживания населения, народного образования в загрязненных районах;

- реализация рекомендаций по приведению технологии сельскохозяйственного производства и перерабатывающей промышленности в соответствие с требованиями, диктуемыми условиями радиоактивного загрязнения;

- организация систематической информации населения о проводимой работе по ликвидации последствий аварии.

В 1990 г. на первой сессии Верховного Совета Белоруссии парламентом республики было принято постановление «О мерах по ускорению реализации Государственной программы по ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС». Постановление предусматривало:

- осуществить переселение людей, проживающих на территории с уровнем загрязненности 15 Ки/км² и выше;

- запретить на этих территориях производственное и жилищное строительство;

- прекратить с 1991 г. производство продукции, загрязненной радионуклидами выше допустимых уровней, независимо от плотности загрязнения сельскохозяйственных угодий;

- запретить начиная с 1990 г. использование продукции, собранной с загрязненных радионуклидами сельскохозяйственных угодий, без специального заключения лабораторий и др.

Бесспорно, что в основе сохранения здоровья населения лежит отселение его с загрязненных территорий. Новые населенные пункты для переселения людей необходимо размещать на территориях с доаварийными уровнями загрязнения.

Совету Министров и Академии наук республики было поручено внести на рассмотрение осенней (1990 г.) сессии Верховного Совета концепцию проживания на загрязненных территориях. Разрабатываемая концепция основывалась на последних

достижениях ученых в области работы по преодолению последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Она базируется на положении, что любая доза облучения является опасной для человека. При этом учитываются: уровень загрязненности территории; дозы внутреннего и внешнего облучения, полученные населением со дня аварии; экологическая обстановка на загрязненных территориях; состояние здоровья проживающего там населения; социально-экономические особенности региона и возможность получения на этой территории чистой сельскохозяйственной продукции.

В ноябре 1991 Верховным Советом Республики Беларусь был принят закон «О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на ЧАЭС». Данный закон установил правовой режим территорий Республики Беларусь, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате чернобыльской катастрофы, и был направлен на снижение радиационного воздействия на население и экологические системы, на проведение природовосстановительных и защитных мероприятий, на радиационное использование природного, хозяйственного и научного потенциала этих территорий. Закон регулировал режим территорий радиоактивного загрязнения, условия проживания, осуществление хозяйственной, научно-исследовательской и другой деятельности на этих территориях.

При классификации территорий и зон радиоактивного загрязнения были приняты следующие критерии:

а) возможность проживания населения (величина эффективной эквивалентной дозы облучения населения);

б) уровень загрязнения территории и отдельных экологических систем;

в) возможность получения экологически чистой продукции (сельскохозяйственной, лесохозяйственной, торфа, вод и других видов).

При разработке концепции было дано определение понятия «загрязненная территория». Территория радиоактивного загрязнения – это та часть территории республики, на которой имеется стойкое загрязнение окружающей среды радиоактивными веществами в результате катастрофы на ЧАЭС и где требуется проведение специальных защитных мер. При этом плотность загрязнения почв радионуклидами цезия-137 либо стронция-90 или плутония-239 должна быть соответственно: 1,0; 0,15; 0,01 Ки/км² и более. Вся территория по плотностям загрязнения разделена на пять зон:

а) зона эвакуации (отчуждения) – территория вокруг ЧАЭС в пределах 30-километровых границ с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 100 и более Ки/км²;

б) зона первоочередного отселения – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 40 до 100 Ки/км²;

в) зона последующего отселения – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 15 до 40 Ки/км²;

г) зона с правом на отселение – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 5 до 15 Ки/км²;

д) зона проживания с периодическим радиационным контролем – с плотностью загрязнения почв от 1 до 5 Ки/км².

Характеристика зон произведена не только по цезию-137, но и по стронцию-90 и плутонию-239.

Принято решение о том, что если доза облучения населения не превышает 1 мЗв в год, то население не подлежит отселению. Возвращение населения в зону отселения производится решением Совета Министров республики по заключениям Министерства здравоохранения и Белорусской национальной комиссии по радиационной защите населения.

Территории отселения должны получить следующий статус:

а) заповедника – при уровнях по цезию-137 свыше 40 Ки/км². Проживание и любая хозяйственная деятельность в заповедниках запрещены;

б) заказника – при уровнях радиоактивного загрязнения от 15 до 40 Ки/км².

В заказниках разрешена работа только обслуживающего персонала вахтовым методом при отсутствии медицинских противопоказаний и снабжении привозными продуктами питания. Допускается ограниченная хозяйственная деятельность (лесоустройство, поддержание функционирования мелиоративных систем и т.п.).

Особое внимание уделено ужесточению норм временно допустимых уровней (ВДУ) для продуктов питания. Это объясняется тем, что реализация в республике загрязненной радионуклидами продукции, даже при соблюдении существующих ВДУ, приведет к более высоким дозам внутреннего облучения. Для контроля за продуктами питания при Совете Министров республики была создана система вневедомственного и общественного контроля.

Разработанная концепция учитывает экономические расчеты затрат на обеспечение безопасных условий для проживания и труда на загрязненных территориях, затраты на медицинское обслуживание, создание специальной техники и технологий по переработке сельскохозяйственной продукции, дезактивацию и др.

В 1997 г. Палатой представителей был принят новый закон “О радиационной безопасности населения”, на основании которого в 2000 г. в Республике Беларусь введены гигиенические нормативы ГН 2.6.1.8-127-2000 Нормы радиационной безопасности (НРБ - 2000). Эти документы позволили упорядочить всю деятельность по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС и сформулировать новые задачи в этой области.

Основные выводы

Авария на Чернобыльской АЭС имеет глобальный характер. В результате этой аварии в окружающую среду попало огромное количество радиоактивных веществ (около 1 миллиарда Кюри). Более 70% из них выпало на территорию Беларуси. Основные массивы загрязненных пахотных земель и луговых угодий сосредоточены в Гомельской (58%) и Могилевской (27%) областях.

Радиоактивные изотопы в струе раскаленных продуктов сгорания графита поднялись в верхние слои атмосферы и вместе с воздушными массами перемещались по северному полушарию, образуя пятна радиоактивности при выпадении в местах выпадения осадков.

«Горячие» частицы – это мельчайшие (размером в десятки микрон) кусочки ядерного топлива, выброшенные в атмосферу взрывом и последующим горением графита в реакторе, обладающие очень высокой активностью. Они наиболее опасны при попадании в дыхательные пути.

Экономический ущерб, нанесенный Республике Беларусь в расчете на 30-летний период ее преодоления, оценивается в сумму порядка 235 млрд долл. США, причем уже сейчас понятно, что реальные экономические, медико-социальные и экологические потери будут выше.

Для преодоления последствий аварии на ЧАЭС была принята «Государственная программа по ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС», основной целью которой является создание безопасных для здоровья человека условий в районах, подвергшихся радиоактивному загрязнению и повышение качества жизни. Этому помогает замена в домашних хозяйствах дров на природный газ, асфальтирование дорог, повышение уровня медицинского обслуживания населения, особенно оздоровление детей, отселение людей из сильно загрязненных зон.

Для снижения доз внутреннего облучения ужесточены нормы временно допустимых уровней для продуктов питания, контролируется сельхозпродукция, реализуемая на рынках.

Последствия аварии на ЧАЭС не удастся ликвидировать быстро, нужна планомерная и эффективная работа по их преодолению.

ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №1

Введение в основы радиационной безопасности

1. Цель работы: изучение основных понятий, закономерностей, единиц измерения, используемых в курсе «Радиационная безопасность».

2. Выбор варианта заданий. Номер варианта указывает преподаватель. Согласно этому номеру необходимо выбрать соответствующую строку в таблице исходных данных. Для выполнения заданий 1 и 3 можно пользоваться периодической таблицей химических элементов Менделеева. Правильность выполнения второго задания необходимо проверить на компьютере (если этого потребует преподаватель).

3. Задания для самостоятельной работы

Задание 1. Ядро содержит Z протонов и N нейтронов. Атом, содержащий ядро с указанным числом протонов и нейтронов имеет массу $m_{\text{ат}}$. Используя данные из таблицы 1, выполните следующие задания:

1.1. Определите, какому химическому элементу принадлежит данное ядро, запишите его символ с указанием массового и зарядового чисел.

1.2. Определите приблизительный радиус ядра химического элемента по формуле:

$$R = R_0 \cdot A^{1/3}, \quad (1.1)$$

где $R_0 = 1,5 \cdot 10^{-15}$ м; A – массовое число.

Таблица 1 – Исходные данные к заданию 1

№ варианта	Число протонов Z	Число нейтронов N	Масса атома $m_{\text{ат}}$ (а.е.м.)
1	6	6	12,0000
2	16	20	35,9671
3	18	18	35,9675
4	10	10	19,9924
5	14	14	27,9769
6	18	22	39,9624
7	7	8	15,0001
8	19	21	39,9640
9	20	20	39,9626
10	6	7	13,0034
11	10	11	20,9938
12	18	20	37,9627
13	20	23	42,9588
14	14	15	28,9765
15	8	9	16,9991
16	14	16	29,9738
17	20	26	45,9537
18	7	7	14,0031
19	22	24	45,9526
20	10	12	21,9914
21	23	27	49,9472
22	24	26	49,9461
23	22	28	49,9448
24	8	8	15,9949
25	22	26	47,9479
26	8	10	17,9992
27	20	28	47,9525
28	24	28	51,9405

1.3. Определите дефект массы ядра в а.е.м.

В атомной и ядерной физике имеют дело с массами атомов, ядер, нуклонов и частиц. Поскольку это достаточно малые величины, из соображений удобства вводится новая единица массы **международная атомная единица массы** (а.е.м.), равная 1/12 массы атома углерода $^{12}_6\text{C}$.

Масса любого атома, выраженная в атомных единицах массы, оказывается близкой к целому числу (к массовому числу A). Массы покоя электрона, протона и нейтрона в атомных единицах массы таковы: $m_e = 0,0005486$ а.е.м.; $m_p = 1,007277$ а.е.м.; $m_n = 1,008665$ а.е.м. Итак,

$$\Delta m = Z \cdot m_H + (A - Z) \cdot m_n - m_{\text{ат}}, \quad (1.2)$$

где m_H – масса атома водорода, $m_H = 1,007825$ а.е.м.; m_n – масса нейтрона, $m_n = 1,008665$ а.е.м.; $m_{\text{ат}}$ – масса атома определённого химического элемента.

Найденное значение дефекта массы переведите в килограммы, используя следующее соотношение: $1 \text{ а.е.м.} = 1,66056 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$.

1.4. Рассчитайте энергию связи (1.3) и удельную энергию связи (1.4) данного химического элемента, используя формулы:

$$E_{\text{св}} = \Delta m \cdot c^2, \quad (1.3)$$

где Δm – дефект массы, выраженный в килограммах; c – скорость света, $c = 3 \cdot 10^8$ м/с.

$$\varepsilon = \frac{E_{\text{св}}}{A}. \quad (1.4)$$

Задание 2. В радиоактивном веществе с постоянной распада λ и периодом полураспада $T_{1/2}$ за время t распалась доля ядер k от их первоначального количества. Среднее время жизни радиоактивного ядра равно τ . Найдите неизвестные величины, согласно номеру вашего варианта в таблице 2.

Не обязательно, чтобы единицы измерения получаемых величин соответствовали системе СИ. Старайтесь все свои вычисления привести к тем единицам, которые указаны в таблице (именно эти значения нужно проверить на компьютере). Для расчетов используйте следующие сведения:

2.1. Самопроизвольный распад атомных ядер подчиняется закону радиоактивного распада:

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (1.5)$$

где N_0 – число ядер в данном объёме вещества в начальный момент времени; N – число ядер в том же объёме к моменту времени t ; λ – постоянная распада.

Тогда количество распавшихся ядер определяется выражением $N_p = N_0 - N$, а доля распавшихся ядер k соответственно $k = N_p/N_0$. После несложных математических преобразований можно получить связь величин k , λ и t . Сделайте это самостоятельно.

2.2. Для характеристики радиоактивных элементов вводится понятие периода полураспада $T_{1/2}$. Периодом полураспада называется время, в течение которого распадается половина первоначального количества ядер.

Связь между периодом полураспада $T_{1/2}$ и постоянной радиоактивного распада λ определяется выражением:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}. \quad (1.6)$$

2.3. Величина обратная постоянной распада называется средним временем жизни радиоактивного ядра τ :

$$\tau = \frac{1}{\lambda}. \quad (1.7)$$

Таблица 2 – Исходные данные к заданию 2

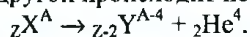
№ варианта	λ	$T_{1/2}$	t	k	τ
1	$0,0546 \text{ с}^{-1}$? сек	10 сек	?%	? сек
2	? год ⁻¹	? сут	? сут	26,20%	65,8 сут
3	$0,0565 \text{ с}^{-1}$? сек	? сек	36,36%	? сек
4	? год ⁻¹	5,26 лет	4 года	?%	? лет
5	? год ⁻¹	86 лет	? лет	43,12%	? лет
6	? год ⁻¹	? лет	16 лет	?%	25,4 лет
7	? год ⁻¹	? сут	1 год	64,46%	? сут
8	$0,3466 \text{ с}^{-1}$? сек	2,5 сек	?%	? сек
9	? год ⁻¹	? сут	? сут	43,73%	43,3 сут
10	$0,0433 \text{ с}^{-1}$? сек	? сек	47,77%	? сек
11	? год ⁻¹	5730 лет	3000 лет	?%	? лет
12	? год ⁻¹	17,6 лет	? лет	44,62%	? лет
13	? год ⁻¹	? лет	10 ³ лет	?%	34625 лет
14	? год ⁻¹	? сут	100 сут	43,75%	? сут
15	$0,1318 \text{ с}^{-1}$? сек	5 сек	?%	? сек
16	? год ⁻¹	? лет	? лет	51,71%	5,5 лет
17	$8,06 \cdot 10^{-3} \text{ с}^{-1}$?	? мксек	? мксек	53,50%	? мксек
18	год ⁻¹	30 лет	25 лет	?%	? лет
19	? год ⁻¹	12,7 лет	? лет	58,26%	? лет
20	? год ⁻¹	? сут	100 сут	?%	105,3 сут
21	? год ⁻¹	? сут	200 сут	38,63%	? лет
22	$0,2666 \text{ с}^{-1}$? сек	3 сек	?%	? сек
23	? год ⁻¹	? лет	? лет	51,32%	8266,6 лет
24	$0,025 \text{ с}^{-1}$? сек	? сек	52,76%	? сек
25	? год ⁻¹	16 лет	20 лет	?%	? лет
26	? год ⁻¹	2,6 лет	? лет	60,67%	? лет
27	? год ⁻¹	? сут	200 сут	?%	238 сут
28	? год ⁻¹	? сут	300 сут	49,66%	? лет

Задание 3. Ядро радиоактивного элемента, подвергнувшись ряду преобразований, потеряло n α -частиц и m β -частиц и превратилось в ядро другого элемента. Согласно номеру варианта в таблице 3:

3.1. Напишите цепочку α -распадов и найдите образовавшийся элемент, если известен исходный, либо наоборот. Для выполнения этого задания воспользуйтесь следующей информацией:

Альфа-распад

В процессах α -распада испускаемой частицей является ядро атома гелия (${}^4_2\text{He}$). Превращение одного элемента в другой происходит по следующей схеме:



Альфа-распады наблюдаются только у тяжелых ядер, у которых зарядовое число Z больше магического числа, равного 82.

Например: ${}_{92}\text{U}^{238} \rightarrow {}_{90}\text{Th}^{234} + {}_2\text{He}^4.$

3.2. Напишите цепочку β -распадов и определите неизвестный изотоп (исходный или образовавшийся). Для выполнения этого задания воспользуйтесь следующей информацией:

Виды радиоактивного распада с испусканием β -частиц

Ядра с числом протонов меньше числа нейтронов распадаются с испусканием отрицательно заряженной β^- -частицы (электрона ${}_{-1}e^0$), а ядра с числом нейтронов меньше числа протонов распадаются с испусканием положительно заряженной β^+ -частицы

(позитрона ${}_{+1}e^0$). Положительный заряд позитрона равен заряду электрона, а его масса равна массе электрона. Позитрон представляет собой античастицу по отношению к электрону.

Таблица 3 – Исходные данные к заданию 3

№ варианта	Исходный элемент	Кол-во α -частиц n	Кол-во β -частиц m	Образовавшийся элемент
1	${}_{92}\text{U}^{238}$	1	2	?
2		3	2	?
3		5	2	?
4		6	3	?
5	?	5	4	${}_{82}\text{Pb}^{206}$
6	?	2	4	
7	?	2	3	
8	?	1	2	
9	${}_{90}\text{Th}^{232}$	1	2	?
10		3	2	?
11		5	2	?
12		5	3	?
13	?	6	3	${}_{83}\text{Bi}^{209}$
14	?	4	3	
15	?	3	2	
16	?	1	2	
17	${}_{92}\text{U}^{235}$	2	2	?
18		5	2	?
19		6	3	?
20		7	4	?
21	?	5	3	${}_{82}\text{Pb}^{208}$
22	?	4	2	
23	?	3	2	
24	?	1	2	
25	${}_{93}\text{Np}^{237}$	3	1	?
26		3	2	?
27		6	2	?
28		7	3	?

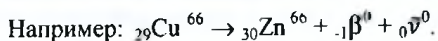
В зависимости от схемы β -распада возможно испускание нейтрино (ν) или антинейтрино ($\bar{\nu}$). Нейтрино представляет собой нейтральную частицу с ничтожно малой массой. Чтобы отметить её отличие от нейтрона и отсутствия электрического заряда, нейтрино принято обозначать ${}_{0}\nu^0$. Обозначение антинейтрино $-{}_{0}\bar{\nu}^0$.

Если ${}_Z\text{X}^A$ – ядро, претерпевающее распад, а ${}_Z\text{Y}^A$ – вновь образовавшееся ядро, то схемы β -распада можно записать следующим образом.

При β^- -распаде: ${}_Z\text{X}^A \rightarrow {}_{Z+1}\text{Y}^A + {}_{-1}\beta^0 + {}_{0}\bar{\nu}^0$ образуется ядро с тем же массовым числом, но с увеличенным на единицу атомным номером. Чтобы подчеркнуть сохранение заряда и числа нуклонов, мы приписали β^- -частице (электрону) зарядовое число $Z = -1$ и массовое число $A = 0$.

При β^+ -распаде: ${}_Z\text{X}^A \rightarrow {}_{Z-1}\text{Y}^A + {}_{+1}\beta^0 + {}_{0}\nu^0$ новое ядро имеет атомный номер на единицу меньше.

Таким образом, зная схему реакции и используя данные таблицы изотопов, можно определить элемент, образовавшийся после распада.



Контрольные вопросы

1. Из каких частиц состоит атом и ядро?
2. Дайте определение изотопов, изобаров, изотонов, изомеров.
3. Какие числа называются магическими? Что показывают эти числа?
4. Что представляет собой атомная единица массы (а.е.м.)?
5. Что такое дефект массы ядра? Что понимают под энергией связи ядра?
6. Приведите примеры α -превращений атомных ядер.
7. Что такое β -распад? Какие виды β -частиц вы знаете?
8. Что называют периодом полураспада радиоактивного элемента?
9. Что показывает постоянная радиоактивного распада λ ?
10. Как среднее время жизни τ радиоактивного ядра связано с постоянной распада и периодом полураспада?

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №2

Радиоактивный распад. Комплексный расчёт основных закономерностей

1. Цель работы: изучение основных закономерностей радиоактивного распада и методов обработки экспериментальных данных.

2. Выбор параметров задачи. Для выполнения работы прежде всего необходимо сформировать таблицу исходных данных, которая представляет собой результаты измерения относительной удельной активности пробы грунта через равные промежутки времени t_0 . Численные значения t_0 и A_0 заданы в таблице, приведённой ниже, и выбираются согласно номеру условия и номеру таблицы, которые задаёт преподаватель:

Таблица исходных данных

№ условия	Начальная удельная активность A_0 [Бк/кг]	t_0 [с]				
		Табл.0	Табл.1	Табл.2	Табл.3	Табл.4
		К – номер таблицы				
1	300+10-K	138,0	21,9	4,80	0,88	0,365
2	500+15-K	131,1	18,0	6,65	1,16	0,076
3	400+20-K	91,1	12,6	7,18	0,82	0,315
4	200+25-K	70,4	46,8	10,29	1,95	0,202
5	250+30-K	106,3	25,2	3,85	1,72	0,126
6	350+50-K	52,0	32,4	6,30	1,01	0,410
7	450+45-K	124,2	36,0	13,30	0,98	0,387
8	550+40-K	136,6	63,0	8,05	0,59	0,270
9	600+35-K	134,3	34,2	4,20	0,71	0,158
0	650+5-K	78,7	43,2	2,52	1,18	0,234

Найдите в первой колонке таблицы заданный номер условия и выпишите из второй колонки соответствующее значение начальной удельной активности A_0 , подставив вместо коэффициента K заданный номер таблицы. Значение промежутка времени t_0 указано на пересечении номера условия и номера таблицы. Например, условие 0 и таблица 0 задают время $t_0 = 78,7$ с и начальную удельную активность $A_0 = 650$ Бк/кг.

Для формирования таблицы исходных данных подставьте выбранное значение t_0 в нижнюю строчку таблицы, которая имеет соответствующий заданный вам номер (см. ниже). Верхняя строка таблицы остается без изменения.

Таблица 0

A/A_0	1,00	0,85	0,75	0,62	0,53	0,45
t	0	t_0	$2 \cdot t_0$	$3 \cdot t_0$	$4 \cdot t_0$	$5 \cdot t_0$

Таблица 1

A/A_0	1,00	0,81	0,66	0,54	0,44	0,35
t	0	t_0	$2 \cdot t_0$	$3 \cdot t_0$	$4 \cdot t_0$	$5 \cdot t_0$

Таблица 2

A/A_0	1,00	0,79	0,62	0,48	0,38	0,30
t	0	t_0	$2 \cdot t_0$	$3 \cdot t_0$	$4 \cdot t_0$	$5 \cdot t_0$

Таблица 3

A/A_0	1,00	0,76	0,58	0,44	0,34	0,26
t	0	t_0	$2 \cdot t_0$	$3 \cdot t_0$	$4 \cdot t_0$	$5 \cdot t_0$

Таблица 4

A/A_0	1,00	0,73	0,54	0,39	0,29	0,21
t	0	t_0	$2 \cdot t_0$	$3 \cdot t_0$	$4 \cdot t_0$	$5 \cdot t_0$

3. Задания для самостоятельной работы

В группе содержится радиоактивный изотоп X , который, распадаясь, превращается в стабильный изотоп Y с испусканием β -частицы и выделением некоторого количества энергии Q . Используя результаты измерения относительной удельной активности пробы грунта через равные промежутки времени t_0 (таблица исходных данных), выполните следующие задания:

Задание 1. Найдите постоянную распада λ и период полураспада $T_{1/2}$ изотопа X .

1.1. Для этого по методу наименьших квадратов рассчитайте коэффициент линейной зависимости между переменными $y = \ln(A_0/A)$ и $x = t$:

$y = a \cdot x + b$, где постоянные $a = \lambda$, $b = 0$.

Закон радиоактивного распада можно записать в следующем виде:

$$A = \lambda \cdot N_0 \cdot e^{-\lambda t} = A_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (2.1)$$

где A_0 – активность (удельная активность) образца в начальный момент времени; A – активность (удельная активность) образца в момент времени t .

Для более удобной обработки экспериментальных данных представим уравнение в виде:

$$\frac{A_0}{A} = e^{\lambda t} \quad (2.2)$$

и прологарифмируем полученное выражение (2.2)

$$\ln \frac{A_0}{A} = \lambda \cdot t. \quad (2.3)$$

Видно, что логарифм относительной активности является линейной функцией времени. Для получения приведённой зависимости, отношение A/A_0 в верхней строке таблицы экспериментальных данных необходимо прологарифмировать и взять с положительным знаком. Поскольку в таблице заданы отношения A/A_0 , а необходимо знать A_0/A , то $\ln(A_0/A) = -\ln(A/A_0)$.

Таким образом, получается ряд значений $y = \ln(A_0/A)$, соответствующих определённым значениям $x = t$.

Пусть уравнение искомой прямой $y = a \cdot t + b$, где a и b – постоянные, подлежащие определению. При каждом значении времени t_i ($i = 0, 1 \dots 5$) найдем величину $(a \cdot t_i + b - y_i)^2$,

представляющую квадрат разности между экспериментальным значением y_i и значением $(a \cdot t_i + b)$, вычисленным по формуле, выражающей ожидаемую линейную зависимость. Образум далее сумму

$$S = \sum_{i=1}^5 (a \cdot t_i + b - y_i)^2. \quad (2.4)$$

Прямая $y = a \cdot t + b$ будет соответствовать экспериментальным точкам наилучшим образом, если мы найдем такие значения **a** и **b**, при которых достигается минимум суммы **S**. Условия минимума имеют вид

$$\frac{dS}{da} = 0, \quad \frac{dS}{db} = 0, \quad (2.5)$$

что даёт систему уравнений (2.6).

Подставляя численные значения из таблицы, получим два уравнения с двумя неизвестными **a** и **b**. Но решить достаточно одно уравнение, т.к. **b** = 0. Найденное значение **a** равно постоянной распада λ .

Итак,

$$\begin{aligned} \sum_{i=0}^5 t_i \cdot (a \cdot t_i + b - y_i) &= 0 \\ \sum_{i=0}^5 (a \cdot t_i + b - y_i) &= 0 \end{aligned} \quad (2.6)$$

Пример: Рассмотрим решение для условия 0 и таблицы 0. Из таблицы исходных данных следует: $A_0 = 650$ Бк/кг, $t_0 = 78,7$ с. Составим таблицу.

A/A_0	1,00	0,85	0,75	0,62	0,53	0,115
t	0	78,7	157,4	236,1	314,8	393,5
$\ln A_0/A$	0	0,1625	0,2877	0,4780	0,6349	0,7985

Поскольку $b=0$, решим одно из уравнений системы (2.6) (например, первое). В таком случае

$$\begin{aligned} 78,7 \cdot (78,7a - 0,1625) + 157,4 \cdot (157,4a - 0,2877) + 236,1 \cdot (236,1a - 0,4780) + \\ + 314,8 \cdot (314,8a - 0,6349) + 393,6 \cdot (393,6a - 0,7985) = 0; \\ 340653,35a = 685,0103; \\ \lambda = a = 0,00201 \text{ с}^{-1}. \end{aligned}$$

1.2. Для подтверждения правомерности использования метода наименьших квадратов при определении коэффициентов линейной зависимости отметьте на координатной плоскости (**x**, **y**) все экспериментальные точки. По оси **x** откладывайте значения **t**, по оси **y** – и проведите по найденным значениям **a** и **b** наилучшую прямую. $\ln(A_0/\Lambda)$ Оцените визуально, хорошо ли соответствует линейной зависимости расположение экспериментальных точек. График, соответствующий условию 0 и таблице 0, приведён на рисунке 1.

1.3. Используя значение постоянной $a = \lambda$, определите период полураспада $T_{1/2}$ изотопа **X**.

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (2.7)$$

Пример: Вычислим период полураспада: $T_{1/2} = \frac{0,693}{0,00201} = 344,78 \text{ с} = 5,746 \text{ мин}$

1.4. Полученные значения λ и $T_{1/2}$ проверьте на компьютере.

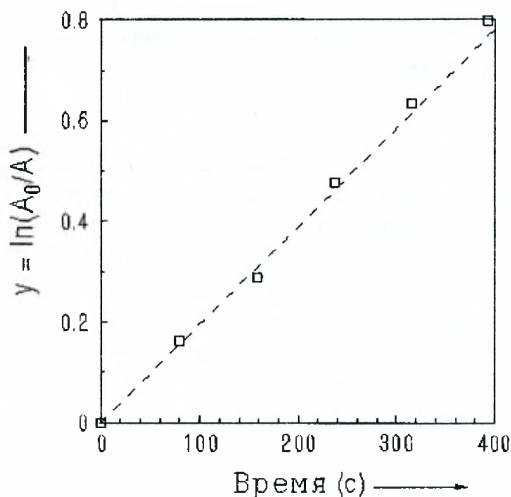


Рисунок 1 – зависимость $\ln(A_0/A)$ от t для условия 0 таблицы 0

Задание 2. Идентифицируйте изотоп X . Найдите изотоп Y , получающийся из X .

2.1. Пользуясь таблицей изотопов (в конце работы), по известному значению периода полураспада $T_{1/2}$ определите изотоп X и запишите его символ в виде ${}_Z X^A$. Возможно, абсолютно равного значения периода полураспада найти не удастся. Тогда необходимо выписать из таблицы изотоп, имеющий ближайшее значение периода полураспада. Если значение периода превышает 100 с, желательно перевести его в минуты и ещё раз провести поиск изотопа в таблице.

Пример: в нашем случае изотопом X является ${}_{29}\text{Cu}^{66}$.

2.2. Выпишите из таблицы изотопов значение атомной массы изотопа X и запишите схему его распада.

При β^- -распаде: ${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z+1} Y^A + {}_{-1} e^0$.

При β^+ -распаде: ${}_Z X^A \rightarrow {}_{Z-1} Y^A + {}_{+1} e^0$.

Пример: атомная масса изотопа ${}_{29}\text{Cu}^{66}$ равна $m_X = 65,928860$ а.е.м. Запишем схему его распада ${}_{29}\text{Cu}^{66} \rightarrow {}_{30}\text{Zn}^{66} + {}_{-1} e^0$.

2.3. Из схемы распада изотопа X определите значения зарядового числа Z и массового числа A изотопа Y . По таблице изотопов определите символ элемента Y , запишите его формулу в виде ${}_Z Y^A$ и значение массы атома изотопа Y .

Пример: Для нашего случая изотопом Y является ${}_{30}\text{Zn}^{66}$, масса атома которого равна $m_Y = 65,926030$ а.е.м.

Задание 3. Определите удельные энергии связи изотопов X и Y .

3.1. Рассчитайте дефекты масс для изотопов X и Y по ниже приведённой формуле. Полученный результат выразите в единицах массы системы СИ, используя соотношение $1 \text{ а.е.м.} = 1,66057 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$.

$$\Delta m = Z \cdot m_H + (A - Z) \cdot m_n - m_{\text{ат}}, \quad (2.8)$$

где $m_H = 1,007825$ а.е.м. – масса атома водорода; $m_n = 1,008665$ а.е.м. – масса нейтрона; $m_{\text{ат}}$ – масса атома соответствующего изотопа X или Y (приведена в таблице изотопов, расположенной в конце данной работы).

3.2. Рассчитайте энергии связи и удельные энергии связи ядер изотопов X и Y в Дж). Сравните удельные энергии связи изотопов X и Y и сделайте выводы об их устойчивости.

$$E_{св} = \Delta m \cdot c^2, \quad (2.9)$$

где Δm – дефект массы, выраженный в килограммах; c – скорость света, $c = 3 \cdot 10^8$ м/с.

$$\varepsilon = \frac{E_{св}}{A}, \quad (2.10)$$

где A – массовое число для соответствующего изотопа.

Пример: Рассчитаем дефект масс для изотопов X и Y:

$$\Delta m_X = 29 \cdot 1,007825 + (66 - 29) \cdot 1,008665 - 65,928860 = 0,61867 \text{ а.е.м.}$$

$$\Delta m_Y = 30 \cdot 1,007825 + (66 - 30) \cdot 1,008665 - 65,926030 = 0,62066 \text{ а.е.м.}$$

Рассчитаем энергии связи изотопов X и Y:

$$E_{свX} = \Delta m_X \cdot c^2 = 0,61867 \cdot 1,66056 \cdot 10^{-27} \cdot 9 \cdot 10^{16} = 9,24605 \cdot 10^{-11} \text{ Дж},$$

$$E_{свY} = \Delta m_Y \cdot c^2 = 0,62066 \cdot 1,66056 \cdot 10^{-27} \cdot 9 \cdot 10^{16} = 9,27579 \cdot 10^{-11} \text{ Дж}.$$

Рассчитаем удельные энергии связи изотопов X и Y:

$$\varepsilon_X = \frac{E_{свX}}{A} = \frac{9,24605 \cdot 10^{-11}}{66} = 1,4009 \cdot 10^{-12} = \frac{\text{Дж}}{\text{нукл}},$$

$$\varepsilon_Y = \frac{E_{свY}}{A} = \frac{9,27579 \cdot 10^{-11}}{66} = 1,4054 \cdot 10^{-12} = \frac{\text{Дж}}{\text{нукл}}.$$

Изотоп Y более устойчив, т.к. его энергия связи больше чем у изотопа X.

3.3. Значения удельных энергий связи ε_X и ε_Y для изотопов X и Y проверьте на компьютере.

Задание 4. Определите временные и энергетические характеристики радиоактивного распада.

4.1. Найдите количество ядер, распадающихся за время, равное периоду полураспада.

Так как за время, равное периоду полураспада, распадается половина от первоначального количества ядер, находим

$$N' = N_0 / 2, \quad (2.11)$$

где N_0 – начальное число ядер, которое определяется по формуле

$$N_0 = \frac{A_0}{\lambda}. \quad (2.12)$$

Пример: Находим $N' = \frac{N_0}{2} = \frac{A_0}{2\lambda} = \frac{650}{2 \cdot 0,00201} = 161692.$

4.2. Найдите энергию, которая выделится в 1 кг грунта за время, равное периоду полураспада.

Энергия, выделившаяся при распаде одного ядра $Q_1(\beta)$ зависит от типа распада.

Электронный распад

β^- -распад возможен лишь при соблюдении неравенства:

$${}^A_Z m_{\text{я}} > {}^A_{Z+1} m_{\text{я}} + m_e, \quad (2.13)$$

где ${}^A_Z m_{\text{я}}$ – масса исходного ядра (изотопа X), ${}^A_{Z+1} m_{\text{я}}$ – масса получившегося ядра (изотопа Y).

Перепишем это условие для полных масс атомов вместе с электронными оболочками, так как в таблице изотопов приведены именно их значения, поскольку

$${}_Z m_{Я} = {}_Z m_{AT} - Z \cdot m_e \quad (2.14) \quad \text{и} \quad {}_{Z+1} m_{Я} = {}_{Z+1} m_{AT} - (Z+1) \cdot m_e \quad (2.14)$$

$${}_Z m_{Я} > {}_{Z+1} m_{Я} \quad (2.15)$$

Разница масс исходного и конечного атомов должна переходить в кинетическую энергию электрона и нейтрино (или антинейтрино), следовательно, выделившаяся энергия

$$Q_1(\beta^-) = ({}_Z m_{AT} - {}_{Z+1} m_{AT}) \cdot c^2, \quad (2.16)$$

где ${}_Z m_{AT}$ и ${}_{Z+1} m_{AT}$ – массы атома элементов X и Y соответственно.

Позитронный распад

Энергетическое условие для спонтанного β^+ -распада запишется через массы ядер в случае, если

$${}_Z m_{Я} > {}_{Z-1} m_{Я} + m_e, \quad (2.17)$$

где ${}_Z m_{Я}^A$ – масса исходного ядра (изотопа X);

${}_{Z-1} m_{Я}^A$ – масса получившегося ядра (изотопа Y).

Соответственно через массы атомов

$${}_Z m_{AT} > {}_{Z-1} m_{AT} + 2 \cdot m_e. \quad (2.18)$$

Выделившаяся в этом случае энергия равна

$$Q_1(\beta^+) = ({}_Z m_{AT} - {}_{Z-1} m_{AT} - 2 \cdot m_e) \cdot c^2, \quad (2.19)$$

где ${}_Z m_{AT}$ и ${}_{Z-1} m_{AT}$ – массы атома элементов X и Y соответственно;

$m_e = 0,0005486$ а.е.м. – масса электрона.

Вычислив $Q_1(\beta)$ для соответствующего типа распада и количество распавшихся ядер за время, равное периоду полураспада N' (см. п.4.1), можно определить выделившуюся за это же время энергию

$$Q = N' \cdot Q_1(\beta). \quad (2.20)$$

Полученное значение Q проверьте на компьютере.

Пример: Рассчитаем выделившуюся энергию, исходя из одного электронного распада и количества ядер, распавшихся за период полураспада:

$$Q_1(\beta^-) = (65,928860 - 65,926030) \cdot 1,66057 \cdot 10^{-27} \cdot 9 \cdot 10^{16} = 4,22947 \cdot 10^{-13} \text{ Дж},$$

$$Q = 4,22947 \cdot 10^{-13} \cdot 1,61692 = 6,83872 \cdot 10^{-8} \text{ Дж}.$$

4.3. Зная постоянную распада λ , атомную массу m_{AT} и начальную удельную активность A_0 , рассчитайте массу изотопа X в начальный момент времени. Найдите массу изотопов X и Y в моменты времени, указанные в таблице 0÷4, и постройте на одном графике зависимости масс изотопов X и Y от времени t.

Для времени t = 0 число атомов элемента X определяется формулой (2.12), тогда масса изотопа X в начальный момент времени

$$M_{0X} = {}_Z m_{AT} \cdot N_0. \quad (2.21)$$

Полученное значение M_{0X} проверьте на компьютере.

Количество атомов изотопа Y в начальный момент равно нулю, но с течением времени оно возрастает, т.к. элемент X превращается в элемент Y . Для определения числа атомов изотопа Y можно воспользоваться формулой

$$N_Y = N_0 - N_X. \quad (2.22)$$

N_X определяет число атомов элемента X в любой момент времени. Его можно найти, зная активность A , которая определяется из таблицы исходных данных под соответствующим номером (0-4). Тогда

$$N_{Xi} = \frac{A_i}{\lambda}, \quad (2.23)$$

$$M_{Xi} = {}^A_Z m_{AT} \cdot N_{Xi}, \quad (2.24)$$

$$M_{Yi} = {}^A_{Z+1} m_{AT} \cdot (N_0 - N_{Xi}), \quad (2.25)$$

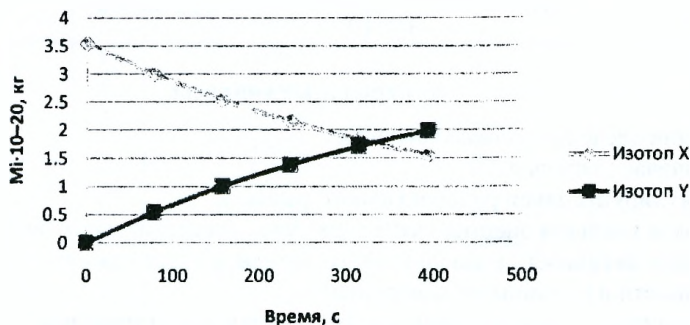
где A_i – активность радионуклида X в момент времени $t = t_0; 2t_0; 3t_0$ и т.д.;

${}^A_Z m_{AT}$ и ${}^A_{Z+1} m_{AT}$ – массы атома элементов X и Y соответственно.

Пример: Найдем массы изотопов X и Y в моменты времени 0; $t_0; 2t_0$ и т.д., построим графики зависимости масс изотопов X и Y от времени.

t, с	0	78,7	157,4	236,1	314,8	393,5
A_i , Бк/кг	650,0	552,5	487,5	403,0	344,5	74,75
N_{Xi}	323384	276070	235678	201196	171759	146629
N_{Yi}	0	47314	87706	122188	151625	176755
$M_{Xi} \cdot 10^{-20}$, кг	3,539176	3,00	2,54	2,16	1,83	1,55
$M_{Yi} \cdot 10^{-20}$, кг	0	0,54	1,00	1,38	1,71	1,99

Зависимости масс изотопов X и Y от времени



4.4. Используя закон радиоактивного распада

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (2.26)$$

где A_0 – начальная удельная активность, определите, какова будет удельная активность грунта по истечении времени $t = 5 \cdot T_{1/2}$. Полученное значение проверьте на компьютере.

Пример: $A = 650 \cdot e^{-0,002015 \cdot 344,78} = 20,33 \text{ Бк / кг}$

4.5. Из формулы (2.26) найдите время, по истечении которого начальная удельная активность уменьшается в 10 раз. Полученное значение проверьте на компьютере.

$$\text{Пример: } t = \frac{\ln 0,1}{-\lambda} = \frac{-2,3026}{-0,00201} = 1145,6 \text{ с} = 19,09 \text{ мин}$$

Задание 5. По результатам измерения удельной активности грунта оцените загрязнённость местности σ в начальный момент времени.

После аварии на Чернобыльской АЭС периодически публикуются карты радиоактивной загрязнённости территорий, в которых загрязнённость местности σ приводится в Ки/км². Эту величину можно приближённо оценить, измеряя удельную активность пробы грунта.

Анализ почв на содержание различных радионуклидов показывает, что через некоторое время после выпадения на поверхность земли до 95% всех изотопов концентрируется в приповерхностном слое толщиной порядка 10 см. Поэтому предварительно необходимо рассчитать массу грунта $m_{гр}$, содержащегося в слое, площадь поверхности которого равна $S = 1 \text{ км}^2$, а толщина составляет: $h = 10 \text{ см}$. Итак,

$$m_{гр} = \rho \cdot V = \rho \cdot S \cdot h, \quad (2.27)$$

где $\rho = 2,4 \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$ – плотность грунта. Значения S и h должны быть подставлены в системе СИ.

Переводя удельную активность A_0 из Бк/кг в Ки/кг

$$A_0' = \frac{A_0}{3,7 \cdot 10^{10}}, \quad (2.28)$$

можно оценить загрязнённость территории в момент времени $t = 0$

$$\sigma = A_0' \cdot m_{гр}. \quad (2.29)$$

Полученное значение σ проверьте на компьютере.

Пример: Загрязнённость местности в начальный момент времени равна

$$\sigma = \frac{650 \cdot 2,4 \cdot 10^3 \cdot 10^6 \cdot 0,1}{3,7 \cdot 10^{10}} = 4,22 \text{ Ки/км}^2.$$

Контрольные вопросы

1. Дайте определение радиоактивности.
2. Что означает запись ${}_6\text{C}^{14}$?
3. Сформулируйте закон радиоактивного распада.
4. Что такое удельная энергия связи ядра? Что характеризует эта величина?
5. Что такое активность радиоактивного элемента: удельная, объёмная и поверхностная активности и единицы их измерения?
6. Как и почему с течением времени изменяются массы изотопов X и Y? Выведите формулы, по которым данные массы рассчитываются.
7. Запишите схемы β^- распада ядра ${}_{11}\text{Na}^{25}$ и β^+ распада ядра ${}_{11}\text{Na}^{21}$. Какие элементы образуются в результате этих распадов?
8. Как определить энергию, выделившуюся в результате распада одного ядра?
9. Загрязнённость местности и единицы её измерения. Как влияют на загрязнённость местности радионуклиды, находящиеся в глубине почвы?
10. Изложите методику расчета загрязнённости местности по измерениям удельной активности грунта.

Таблица изотопов

Z	Символ элемента	A	Масса атома а.е.м.	Тип распада	T _{1/2}
1	H	1	1,007825	стабилен	-
2	He	4	4,002603	стабилен	-
		6	6,018890	β ⁻	0,81 с
3	Li	6	6,015126	стабилен	-
		9	9,026800	β ⁻	0,17 с
4	Be	6	6,019720	β ⁺	0,70 с
		9	9,012186	стабилен	-
		11	11,02166	β ⁻	13,70 с
5	B	10	10,012939	стабилен	-
		11	11,009305	стабилен	-
6	C	10	10,016850	β ⁺	19,0 с
		11	11,011433	β ⁺	20,5 с
		12	12,000000	стабилен	-
		13	13,003354	стабилен	-
		15	15,010590	β ⁻	2,25 с
7	N	13	13,005739	β ⁺	9,9 мин.
		14	14,003070	стабилен	-
		15	15,001000	стабилен	-
		17	17,008449	β ⁺	4,17 с
8	O	14	14,008597	β ⁻	73 с
		17	16,999134	стабилен	-
		18	17,999150	стабилен	-
		19	19,003577	β ⁻	26,9 с
9	F	19	18,998405	стабилен	-
		20	19,999985	β ⁻	11 с
		21	20,999952	β ⁻	5,0 с
10	Ne	19	19,001882	β ⁺	18 с
		20	19,992440	стабилен	-
		21	20,993840	стабилен	-
		23	22,994475	β ⁻	38 с
11	Na	20	20,007350	β ⁺	0,45 с
		21	20,997648	β ⁺	23 с
		23	22,989773	стабилен	-
		25	24,989950	β ⁻	60 с
12	Mg	23	22,994125	β ⁺	12 с
		24	23,985040	стабилен	-
		25	24,985830	стабилен	-
		27	26,984346	β ⁻	9,46 мин.
13	Al	24	23,999940	β ⁺	2,1 с
		25	24,990434	β ⁺	7,2 с
		27	26,981535	стабилен	-
		29	28,980442	β ⁻	6,6 мин.
14	Si	27	26,986701	β ⁺	42 с
		28	27,976927	стабилен	-
		29	28,976491	стабилен	-
		30	29,973770	стабилен	-

Продолжение таблицы

15	P	28	27,992320	β^+	0,28 с
		29	28,981806	β^+	4,5 с
		30	29,978310	β^+	2,6 мин.
		31	30,973763	стабилен	-
16	S	31	30,979599	β^+	2,6 с
		32	31,972074	стабилен	-
		33	32,971451	стабилен	-
		34	33,967865	стабилен	-
		37	36,971110	β^-	5,1 мин.
17	Cl	32	31,985760	β^+	0,91 с
		33	32,977446	β^+	2,5 с
		34	33,973764	β^+	1,5 с
		35	34,968855	стабилен	-
		37	36,965896	стабилен	-
		40	39,970440	β^-	1,4 мин.
18	Ar	35	34,975250	β^+	1,83 с
		38	37,962725	стабилен	-
		40	39,962384	стабилен	-
19	K	38	37,969090	β^+	7,7 мин.
		39	38,963704	стабилен	-
20	Ca	39	38,970706	β^+	0,86 с
21	Sc	50	49,952180	β^-	1,8 мин.
22	Ti	46	45,952623	стабилен	-
		50	49,944780	стабилен	-
23	V	46	45,960206	β^+	0,6 с
		52	51,944780	β^-	3,77 мин.
24	Cr	53	52,943432	β^-	2,0 мин.
		50	49,946041	стабилен	-
		52	51,940514	стабилен	-
		53	52,940651	стабилен	-
		55	54,940820	β^-	3,5 мин.
25	Mn	50	49,954240	β^+	0,35 с
		53	52,941293	стабилен	-
		55	54,938040	стабилен	-
26	Fe	53	52,945310	β^+	9,0 мин.
27	Co	61	60,932450	β^-	9,90 мин.
		62	61,933940	β^-	1,90 мин.
28	Ni	58	57,935330	стабилен	-
		60	59,930770	стабилен	-
		61	60,931049	стабилен	-
		62	61,928330	стабилен	-
29	Cu	58	57,944530	β^+	3,3 с
		60	59,937350	β^+	2,4 мин.
		62	61,932570	β^+	9,73 мин.
		66	65,928860	β^-	5,70 мин.
30	Zn	66	65,926030	стабилен	-
36	Kr	82	81,913483	стабилен	-
37	Rb	82	81,918200	β^+	100 с

Дозиметрия и ослабление гамма-излучения

1. **Цель работы:** изучение основных закономерностей дозиметрии и ослабления гамма-излучения.

2. **Краткие теоретические сведения.** Радиоактивные изотопы как источники ионизирующих излучений имеют большое значение в производстве. Например, предпосевное облучение семян ускоряет их прорастание, стимулирует развитие растений, изменяет их биохимический состав, повышает урожайность сельскохозяйственных культур. С помощью ионизирующего излучения консервируют и обеззараживают корма. С целью снижения общего числа микроорганизмов, увеличения сроков хранения продуктов питания и кормов применяют «холодную» стерилизацию (облучение гамма-квантами). Радиоактивные индикаторы $^{60}_{27}\text{Co}$, $^{137}_{55}\text{Cs}$ и другие используются для контроля наполненности различных резервуаров жидкостями, сыпучими материалами (емкостей с горючим, элеваторных башен и т.д.), проверки качества сварных швов на нефте- и газопроводах.

Во всех вышеперечисленных случаях необходимо строго соблюдать меры защиты персонала, работающего с радиоактивными источниками, от облучения, превышающего нормируемые пределы.

3. **Задания для самостоятельной работы**

Задание 1. На поверхность защитного слоя падает перпендикулярно параллельный пучок γ -квантов с энергией E_γ . После прохождения данного слоя интенсивность излучения уменьшается в n раз. Выбрав из таблицы 1 значения E_γ и n , выполните следующие задания:

1.1. Определите толщину защитного слоя d , слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ и массовый коэффициент ослабления вещества μ_m для гамма-квантов заданной энергии.

1.2. Рассчитайте расход материала для изготовления пластины с заданной формой сечения и толщиной d , которая обеспечивала бы требуемое ослабление.

Таблица 1 – Исходные данные

№ вар-та	Наименование материала	E_γ , МэВ	n	Форма сечения	R , м или a , м
0	Оксид бериллия	1	3	пр-к $a=0,5$; $b=0,7$ м	
1	Висмут	3	4	круг	0,51
2	Карбид бора	6	5	квадрат	0,52
3	Кирпич огнеупорный	1	6	круг	0,53
4	Кирпич силикатный	3	7	квадрат	0,54
5	Глина	6	8	круг	0,55
6	Цемент	1	9	квадрат	0,56
7	Бетон баритовый	3	3	круг	0,57
8	Стекло свинцовое	6	4	квадрат	0,58
9	Парафин	1	5	круг	0,59
10	Каучук	3	6	квадрат	0,60
11	Дуб	6	7	круг	0,61
12	Сосна	1	8	квадрат	0,62
13	Известняк	3	9	круг	0,63
14	Сталь	6	3	квадрат	0,64
15	Графит	1	4	круг	0,65
16	Гранит	3	5	квадрат	0,66

Продолжение таблицы 1

17	Песок	6	6	круг	0,67
18	Висмут	1	7	квадрат	0,68
19	Карбид бора	3	8	круг	0,69
20	Кирпич силикатный	6	9	квадрат	0,70
21	Стекло свинцовое	1	3	круг	0,71
22	Сталь	3	4	квадрат	0,72
23	Бетон баритовый	6	5	круг	0,73
24	Известняк	1	6	квадрат	0,74
25	Кирпич огнеупорный	3	7	круг	0,75
26	Висмут	6	8	квадрат	0,76
27	Бетон портланд	1	9	круг	0,77
28	Парафин	3	3	квадрат	0,78
29	Каучук	6	4	круг	0,79
30	Сталь	1	5	квадрат	0,80
31	Карбид бора	1	6	круг	0,81
32	Каучук	1	7	квадрат	0,82
33	Стекло свинцовое	3	8	круг	0,83
34	Бетон баритовый	1	9	квадрат	0,84
35	Кирпич огнеупорный	6	3	круг	0,85

Теоретические сведения

В результате взаимодействия γ -излучения с электронами и ядрами вещества, через которое излучение проходит, его интенсивность уменьшается по закону:

$$I_d = I_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}, \quad (3.1)$$

где I_d – интенсивность излучения после прохождения слоя поглощающего вещества толщиной d ; I_0 – интенсивность излучения, падающего на защитный слой; μ – линейный коэффициент ослабления.

Формула (3.1) справедлива только для узкого пучка лучей, падающего перпендикулярно на поверхность защитного слоя.

Линейный коэффициент ослабления μ зависит от энергии излучения и некоторых свойств поглощающего материала (плотность, структура и др.). Массовый коэффициент ослабления μ_m связан с линейным следующим соотношением

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho}. \quad (3.2)$$

Здесь $[\mu_m] = \frac{\text{см}^2}{\text{г}}$, если $[\mu] = \text{см}^{-1}$ и $[\rho] = \frac{\text{г}}{\text{см}^3}$.

Толщину слоя вещества, которая уменьшает интенсивность излучения в два раза, называют слоем половинного ослабления $\Delta_{1/2}$. Слой половинного ослабления связан с линейным коэффициентом μ формулой

$$\Delta_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0,693}{\mu}. \quad (3.3)$$

Единицей измерения $\Delta_{1/2}$ в системе СИ является м⁻¹.

Масса требуемого материала зависит от его плотности ρ и объема V :

$$m = \rho \cdot V, \quad (3.4)$$

В свою очередь объем определяется формулой

$$V = S \cdot d, \quad (3.5)$$

где S – площадь сечения; d – толщина защиты.

Пример: Рассмотрим решение для варианта 0

1.1. Из таблицы 2 находим для заданного материала линейный коэффициент ослабления μ с учетом энергии излучения. Для оксида бериллия $\mu = 0,140 \text{ см}^{-1}$ при условии, что энергия падающего гамма-излучения $E\gamma = 1 \text{ МэВ}$.

Таблица 2 – Линейный коэффициент ослабления $\mu \text{ (см}^{-1}\text{)}$ для гамма-излучения, имеющего соответствующую энергию

Наименование материала	$\rho, \text{ г/см}^3$	$E\gamma, \text{ МэВ}$		
		1	3	6
Оксид бериллия	2,3	0,140	0,079	0,055
Висмут	9,8	0,700	0,409	0,440
Карбид бора	2,5	0,150	0,083	0,068
Кирпич огнеупорный	2,1	0,129	0,074	0,054
Кирпич силикатный	1,8	0,113	0,065	0,047
Графит	2,3	0,143	0,080	0,059
Глина	2,2	0,130	0,080	0,059
Цемент	2,1	0,133	0,076	0,056
Бетон баритовый	3,5	0,213	0,127	0,110
Бетон портланд	2,4	0,154	0,088	0,065
Стекло свинцовое	6,4	0,439	0,257	0,257
Парафин	0,9	0,646	0,036	0,025
Каучук	1,1	0,066	0,037	0,025
Дуб	0,8	0,052	0,029	0,020
Сосна	0,7	0,045	0,025	0,018
Гранит	2,5	0,155	0,089	0,065
Известняк	2,9	0,187	0,109	0,082
Песок	2,2	0,140	0,083	0,058
Сталь	7,8	0,462	0,279	0,236

Из закона ослабления для параллельного пучка гамма-лучей (3.1), находим толщину защитного слоя d , уменьшающего интенсивность излучения в 3 раза.

$$\frac{I_0}{3} = I_0 \cdot e^{-\mu d}.$$

Следовательно

$$\frac{1}{3} = e^{-\mu d}.$$

Тогда $\ln 3 = \mu d$, и $d = \ln 3/\mu = 7,85 \text{ см} \approx 0,08 \text{ м}$.

Слой половинного ослабления находим из равенства (3.3)

$$\Delta_{1/2} = \frac{\ln 2}{0,140} = \frac{0,693}{0,140} = 4,95 \text{ см} \approx 0,05 \text{ м}.$$

Из выражения (3.2) находим массовый коэффициент ослабления μ_m для оксида бериллия

$$\mu_m = \frac{0,140}{2,3} = 0,061 \frac{\text{см}^2}{\text{г}} = 6,1 \cdot 10^{-3} \frac{\text{м}^2}{\text{кг}}.$$

1.2. Рассчитаем объем V защитной пластины по формуле (3.5) с учетом заданных размеров. В нашем случае форма сечения – прямоугольник со сторонами a и b :

$$V = a \cdot b \cdot d = 0,5 \cdot 0,7 \cdot 0,08 \approx 0,028 \text{ м}^3.$$

Для определения массы требуемого материала выразим плотность ρ оксида бериллия в системе СИ (кг/м^3) и воспользуемся выражением (3.4). Тогда

$$m = 2300 \cdot 0,028 \approx 64,4 \text{ кг}.$$

Задание 2. Источник активностью A , содержащий радионуклид A_ZY , испускает γ -излучение с энергией E_γ . Рабочее место человека расположено на расстоянии R от источника. Выбрав из табл. 3 изотоп A_ZY , значения R и A , выполните следующие задания:

Таблица 3 – Исходные данные

№ вар-та	Изотоп A_ZY	$T_{1/2}$	A , кБк	Материал	R , см	t , ч
0	7_4Be	53,3 сут	400	железо	10	10
1	${}^{22}_{11}Na$	2,6 года	225	свинец	20	11
2	${}^{47}_{20}Ca$	4,55 сут	730	бетон	35	12
3	${}^{46}_{21}Sc$	83,8 сут	900	железо	30	13
4	${}^{44}_{22}Ti$	47,3 года	970	бетон	15	14
5	${}^{48}_{23}V$	15,97 сут	480	свинец	10	15
6	${}^{51}_{24}Cr$	27,73 сут	1400	бетон	15	16
7	${}^{52}_{25}Mn$	5,67 сут	300	свинец	17	17
8	${}^{54}_{25}Mn$	312,3 сут	760	бетон	22	18
9	${}^{59}_{26}Fe$	45,1 сут	770	железо	20	19
10	${}^{60}_{27}Co$	5,27 года	700	железо	36	1,5
11	${}^{58}_{27}Co$	70,78 года	600	свинец	30	2,5
12	${}^{56}_{28}Ni$	6,1 сут	800	бетон	25	3,5
13	${}^{65}_{30}Zn$	244,1 сут	650	бетон	23	4,5
14	${}^{74}_{33}As$	17,78 сут	1150	железо	24	5,5
15	${}^{75}_{34}Se$	118,45 сут	1400	свинец	16	6,5
16	${}^{86}_{37}Rb$	18,66 сут	1100	бетон	10	7,5
17	${}^{95}_{41}Nb$	34,9 сут	500	железо	27	8,5
18	${}^{103}_{44}Ru$	39,35 сут	920	свинец	13	9,5
19	${}^{110}_{47}Ag$	250,4 сут	860	железо	25	10,5
20	${}^{124}_{51}Sb$	60,2 сут	1700	бетон	18	2
21	${}^{134}_{55}Cs$	2,06 года	1300	свинец	10	3
22	${}^{137}_{55}Cs$	30,17 года	450	железо	14	4
23	${}^{141}_{58}Ce$	32,5 сут	1500	бетон	22	5
24	${}^{181}_{72}Hf$	42,4 сут	1200	свинец	23	6
25	${}^{181}_{74}W$	120,9 сут	1300	железо	10	7
26	${}^{192}_{77}Ir$	74,0 сут	880	бетон	12	8
27	${}^{199}_{79}Au$	3,13 сут	1300	железо	10	9

Продолжение таблицы 3

28	${}_{80}^{203}\text{Hg}$	46,7 сут	950	свинец	18	10,5
29	${}_{81}^{202}\text{Tl}$	12,2 сут	700	железо	15	11,5
30	${}_{98}^{249}\text{Cf}$	351 год	1800	бетон	22	12,5

2.1. Определите массу m радиоактивного элемента A_ZY , содержащегося в источнике активностью A .

2.2. Требуется ли создание защиты для источника, если уровень радиационного фона на рабочем месте не должен превышать $P_{\text{ирел}} = \dot{X} = 20$ мкР/ч.?

2.3. Если защита требуется, рассчитайте кратность ослабления $K_{\text{осл}}$ и толщину материала d , который предлагается для экранирования радиоактивного источника.

2.4. Определите величину D поглощенной дозы гамма-излучения в воздухе за время t на рабочем месте.

Теоретические сведения

Массу m радиоактивного элемента A_ZY можно определить, используя следующие соотношения

$$m = N \cdot m_{\text{ам}}, \quad (3.6)$$

где N – количество атомов изотопа A_ZY ; $m_{\text{ам}}$ – масса одного атома.

Масса атома определяется из формулы

$$m_{\text{ам}} = \frac{M}{N_A}, \quad (3.7)$$

где M – молярная масса элемента A_ZY ; N_A – постоянная Авогадро ($N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$ моль $^{-1}$).

Количество атомов элемента A_ZY находится из соотношения

$$N = \frac{A}{\lambda}, \quad (3.8)$$

где A – активность; λ – постоянная распада.

В свою очередь, постоянная распада λ находится из выражения

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}, \quad (3.9)$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада радиоизотопа A_ZY .

Таким образом, связав все вышеописанные величины, из соотношений (3.6)–(3.9), получим выражение

$$m = \frac{M \cdot A \cdot T_{1/2}}{N_A \cdot \ln 2}. \quad (3.10)$$

Масса радиоактивного элемента A_ZY будет получена в килограммах, если все значения в выражении (3.10) подставлены в системе СИ.

Взаимодействие различных излучений с веществом сопровождается их проникновением на разную глубину и передачей определенного количества энергии, а также различным пространственным распределением этой энергии. Количество переданной энергии излучения единице массы вещества называют дозой.

Согласно определению гамма-постоянная Γ_γ равна мощности экспозиционной дозы, создаваемой γ -излучением точечного радиоактивного источника активностью $A = 1$ мКи на расстоянии $R = 1$ см от него. Тогда мощность экспозиционной дозы P_x можно определить по формуле

$$P_x = \dot{X} = \frac{A \cdot \Gamma_\gamma}{R^2}, \quad (3.11)$$

где A – активность источника; Γ_γ – гамма-постоянная радионуклида; R – расстояние от источника до рабочего места.

Здесь $[P_x] = \frac{P}{\text{ч}}$, если $[A] = \text{мКи}$, $[\Gamma_\gamma] = \frac{P \cdot \text{см}^2}{\text{мКи} \cdot \text{ч}}$ и $[R] = \text{см}$.

Кратность ослабления определяется выражением

$$K_{\text{осл}} = \frac{P_x}{P_{\text{пред}}}, \quad (3.12)$$

где P_x – мощность экспозиционной дозы на рабочем месте при отсутствии защиты; $P_{\text{пред}}$ – допустимое значение мощности экспозиционной дозы.

Толщина защиты d , экранирующей источник, который излучает узкий пучок γ -квантов, рассчитывается из соотношения

$$d = \frac{\ln K_{\text{осл}}}{\mu}, \quad (3.13)$$

где $K_{\text{осл}}$ – кратность ослабления; μ – линейный коэффициент ослабления материала.

Для широких пучков γ -излучения применяются специальные таблицы, сопоставляющие кратность ослабления и толщину экранирующего материала. Характер пучка (узкий он или широкий) определяется размером источника и расстоянием от источника до облучаемого объекта. В зависимости от размеров источника его расстояния до объекта облучения источник можно считать либо точечным, либо протяженным.

По определению керма-постоянная K равна мощности поглощенной дозы в воздухе P_D , создаваемой гамма-излучением точечного радиоактивного источника активностью $A = 1$ Бк на расстоянии $R = 1$ м от него. В системе СИ керма-постоянная выражается в $\frac{\text{Гр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}}$. Отметим, что в табл. 4 керма-постоянная выражается в $\frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}} = \frac{10^{-18} \cdot \text{Гр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}}$.

Тогда, мощность поглощенной дозы P_D определяется по формуле

$$P_D = \dot{D} = \frac{A \cdot K}{R^2}, \quad (3.14)$$

где A – активность источника; K – керма-постоянная радионуклида; R – расстояние от источника до рабочего места.

Используя выражение (3.14) можно определить поглощенную дозу D для гамма-излучения в воздухе

$$D_{\text{возд}} = P_D \cdot t = \frac{A \cdot K \cdot t}{R^2}. \quad (3.15)$$

Пример:

2.1. Из формулы (3.10) находим массу ${}^7\text{Be}$, содержащегося в источнике активностью A . Из таблицы 3 период полураспада $T_{1/2}$ выражаем в секундах, тогда значение массы получим в килограммах. Величина M (атомная масса элемента) для бериллия $A_m = 7 \cdot 10^{-3}$ кг/моль (верхнее число символической записи, переведенное в систему СИ).

Таким образом,

$$m = \frac{7 \cdot 10^{-3} \cdot 400 \cdot 10^3 \cdot 533 \cdot 24 \cdot 3600}{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 0,693} = 3,09 \cdot 10^{-14} \text{ кг}.$$

Таблица 4 – Некоторые характеристики радионуклидов

Наименование радионуклида	$T_{1/2}$	Энергия γ -квантов, МэВ	K , аГр·м ² /(с·Бк)	Γ_{γ} , Р·см ² /(ч·мКи)
${}^7_4\text{Be}$	53,3 сут	0,47	1,861	0,284
${}^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 года	1,27	42,71	6,518
${}^{47}_{20}\text{Ca}$	4,55 сут	1,29	32,49	4,958
${}^{46}_{21}\text{Sc}$	83,8 сут	1,12	38,64	5,896
${}^{44}_{22}\text{Ti}$	47,3 года	0,078	2,228	0,340
${}^{48}_{23}\text{V}$	15,97 сут	2,24	1,540	0,235
${}^{51}_{24}\text{Cr}$	27,73 сут	0,32	1,153	0,176
${}^{52}_{25}\text{Mn}$	5,67 сут	1,43	46,75	7,134
${}^{54}_{25}\text{Mn}$	312,3 сут	0,83	30,24	4,614
${}^{59}_{26}\text{Fe}$	45,1 сут	1,29	19,05	2,907
${}^{60}_{27}\text{Co}$	5,27 года	1,33	44,21	6,746
${}^{58}_{27}\text{Co}$	70,78 года	0,81	29,32	4,474
${}^{56}_{28}\text{Ni}$	6,1 сут	1,56	7,471	1,14
${}^{65}_{30}\text{Zn}$	244,1 сут	1,11	19,48	2,973
${}^{74}_{33}\text{As}$	17,78 сут	0,63	3,552	0,542
${}^{75}_{34}\text{Se}$	118,45 сут	0,40	1,795	0,274
${}^{86}_{37}\text{Rb}$	18,66 сут	1,07	3,277	0,500
${}^{95}_{41}\text{Nb}$	34,9 сут	0,99	27,97	4,269
${}^{103}_{44}\text{Ru}$	39,35 сут	0,61	1,337	0,204
${}^{110}_{47}\text{Ag}$	250,4 сут	1,50	7,025	1,072
${}^{124}_{51}\text{Sb}$	60,2 сут	2,09	3,434	0,524
${}^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 года	1,36	1,441	0,220
${}^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 года	0,66	20,92	3,192
${}^{141}_{58}\text{Ce}$	32,5 сут	0,14	2,208	0,337
${}^{181}_{72}\text{Hf}$	42,4 сут	0,48	15,66	2,39
${}^{181}_{74}\text{W}$	120,9 сут	0,058	1,402	0,214
${}^{192}_{77}\text{Ir}$	74,0 сут	0,61	1,186	0,181
${}^{199}_{79}\text{Au}$	3,13 сут	0,20	0,747	0,114
${}^{203}_{80}\text{Hg}$	46,7 сут	0,27	8,172	1,247
${}^{202}_{81}\text{Tl}$	12,2 сут	0,43	15,18	2,317
${}^{249}_{98}\text{Cf}$	351 год	0,38	9,536	1,455

2.2. Рассчитаем мощность экспозиционной дозы P_x (уровень радиационного фона) по формуле (2.6). Гамма-постоянную Γ_γ радионуклида возьмем из таблицы 4. Предварительно переведем активность A , заданную в Бк, во внесистемные единицы мКи. Используем для этого следующее соотношение

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

Тогда:

$$P_x = \frac{400 \cdot 10^3 \cdot 0,284}{3,7 \cdot 10^7 \cdot 10^2} = 3,07 \cdot 10^{-5} \frac{\text{Р}}{\text{ч}} = 30,70 \frac{\text{мкР}}{\text{ч}}.$$

При расчетах важно соблюсти размерности всех величин, входящих в формулу (3.11), которые указаны в теоретических сведениях.

Поскольку уровень радиационного фона на рабочем месте превышает предельно допустимый, требуется создание защиты для источника.

2.3. Находим кратность ослабления

$$K_{\text{осл}} = \frac{30,70}{20} = 1,54.$$

Поскольку экранирующим материалом предлагается выбрать железо, то из табл. 5 находим коэффициент ослабления узкого пучка γ -излучения для энергии $E_\gamma = 0,47 \text{ МэВ} \approx 0,5 \text{ МэВ}$. $M = 0,659 \text{ см}^{-1}$. Тогда толщина защиты, согласно формуле (3.13),

$$d_\gamma = \frac{\ln 1,54}{0,659} = 0,66 \text{ см}.$$

Толщину защиты d для широкого пучка γ -излучения определим из таблицы 6. При кратности $K_{\text{осл}} \approx 1,5$ для ослабления γ -излучения с энергией $E_\gamma = 0,47 \text{ МэВ} \approx 0,5 \text{ МэВ}$ понадобится слой железа $d_{\text{ж}} = 1,8 \text{ см}$.

2.4. Определим величину поглощенной дозы D гамма-излучения в воздухе на рабочем месте за время t . Керма-постоянную K радионуклида возьмем из таблицы 4, расстояние R выразим в метрах, а время t – в секундах. Итак:

$$D_{\text{возд}} = \frac{400 \cdot 10^3 \cdot 1,861 \cdot 10 \cdot 3600}{0,1^2} = 2,68 \cdot 10^{12} \text{ аГр} = 2,68 \cdot 10^{12} \cdot 10^{-18} = 2,68 \text{ мкГр}.$$

Таблица 5 – Линейный коэффициент ослабления μ для узкого пучка γ -излучения (см^{-1})

E_γ , МэВ	Бетон, $\rho = 2,4 \text{ г/см}^3$	Железо, $\rho = 7,8 \text{ г/см}^3$	Свинец, $\rho = 11,3 \text{ г/см}^3$
0,1	0,397	2,92	62,07
0,2	0,291	1,146	10,69
0,3	0,251	0,864	4,278
0,4	0,224	0,738	2,496
0,5	0,204	0,659	1,725
0,6	0,189	0,604	1,350
0,66	0,178	0,570	1,18
0,8	0,166	0,525	0,983
1,0	0,149	0,470	0,789
1,25	0,132	0,408	0,655
1,5	0,122	0,381	0,592
2,0	0,104	0,333	0,525
3,0	0,085	0,283	0,480

Таблица 6 – Толщина защиты для разной кратности ослабления широкого пучка γ -излучения (см)

E γ , МэВ	Кратность ослабления				
	1.5	2	5	8	10
Бетон, $\rho = 2,4 \text{ г/см}^3$					
0,10	2,6	4,7	6,0	7,0	7,2
0,14	3,5	5,9	7,9	9,5	10,9
0,20	4,7	7,6	11,0	12,9	13,5
0,28	6,0	9,4	14,6	16,8	18,6
0,30	6,3	9,9	15,5	17,8	19,0
0,40	7,5	11,3	18,8	22,0	22,5
0,50	8,2	12,3	21,1	24,6	25,8
0,60	8,2	12,4	21,8	25,6	26,8
0,66	8,2	12,4	22,1	26,1	27,3
0,70	8,2	12,5	22,3	26,4	27,6
0,90	8,3	12,7	23,0	27,9	29,1
1,00	8,5	12,9	23,5	28,8	29,9
1,25	8,6	13,3	24,6	30,5	31,9
1,50	9,7	13,6	25,8	32,2	34,0
1,75	8,7	13,8	27,0	33,8	35,9
2,00	8,8	14,1	28,8	35,2	37,6
2,20	8,9	14,3	29,4	36,4	39,0
Железо, $\rho=7,8 \text{ г/см}^3$					
0,10	0,5	0,8	1,5	1,9	2,1
0,14	0,7	0,9	1,9	2,3	2,5
0,20	1,0	1,3	2,5	3,1	3,4
0,28	1,1	1,6	3,2	4,0	4,4
0,30	1,3	1,8	3,4	4,2	4,5
0,40	1,6	2,3	4,2	5,1	5,4
0,50	1,8	2,6	4,8	5,8	6,2
0,60	1,7	2,8	5,3	6,4	6,8
0,66	1,8	2,8	5,3	6,5	7,1
0,70	2,1	3,0	5,7	6,9	7,3
0,90	2,3	3,3	6,3	7,7	8,2
1,00	2,3	3,4	6,5	8,0	8,5
1,25	2,3	3,6	6,9	8,7	9,3
1,50	2,3	3,8	7,3	9,2	10,0
1,75	2,4	3,9	7,7	9,7	10,5
2,00	2,5	4,0	8,1	10,1	11,0
2,20	2,5	4,0	8,4	10,4	11,3
Свинец, $\rho=11,3 \text{ г/см}^3$					
0,10	0,05	0,1	0,2	0,2	0,3
0,14	0,07	0,14	0,3	0,3	0,4
0,20	0,1	0,2	0,4	0,5	0,55
0,28	0,14	0,28	0,56	0,64	0,8
0,30	0,15	0,3	0,6	0,8	0,9
0,40	0,2	0,4	0,9	1,1	1,3
0,50	0,2	0,5	1,1	1,5	1,6
0,60	0,3	0,7	1,5	1,95	2,1
0,66	0,36	0,76	1,74	2,2	2,4
0,70	0,4	0,8	1,9	2,35	2,6
0,90	0,7	1,15	2,5	3,2	3,5
1,00	0,8	1,3	2,8	3,8	3,8
1,25	0,95	1,5	3,4	4,5	4,5
1,50	1,1	1,7	3,8	5,1	5,1

Продолжение таблицы 6

1,75	1,2	1,85	4,1	5,6	5,6
2,00	1,2	2,0	4,3	5,9	5,9
2,20	1,2	2,0	4,4	6,1	6,1

Контрольные вопросы

1. Сформулируйте закон ослабления, подчиняющийся выражению (3.1)? Дайте пояснения входящих в него величин.
2. От чего зависит линейный коэффициент ослабления?
3. Как рассчитывается массовый коэффициент ослабления?
4. Дайте определение слоя половинного ослабления.
5. Как рассчитать массу радионуклида по значению его активности?
6. Что такое кратность ослабления?
7. Дайте определение керма-постоянной.
8. Дайте определение гамма-постоянной.
9. Рассчитайте активность радионуклида, указанного в вашем варианте, через время t_f . Согласуйте значение t_f с преподавателем.
10. Рассчитайте время t_f , через которое активность радионуклида, указанного в вашем варианте, уменьшится в n раз. Значение n согласуйте с преподавателем.

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №4

Определение защитных свойств различных материалов от радиационного излучения

1. Цель работы: изучение основных закономерностей взаимодействия ионизирующего излучения с веществом и определение коэффициента ослабления потока ионизирующего излучения для различных технологических материалов.

2. Приборы и принадлежности: ^{60}Co – источник β -излучения, дозиметр ДП-5В, частотомер Ф-5034, набор образцов (защитных пластин).

3. Описание экспериментальной установки

Экспериментальная установка предусматривает возможность измерения количества ионизирующих частиц методом прямого счета импульсов. Общий вид установки приведен на рис. 1. Рентгенометр ДП-5В предназначен для измерения мощности дозы ионизирующего излучения в диапазоне от 0,05 мР/ч до 200 Р/ч. В процессе измерения рентгенометр ДП-5В вырабатывает импульсы напряжения, число которых пропорционально плотности потока ионизирующего излучения. Частотомер Ф-5034 предназначен для регистрации числа импульсов за определённый промежуток времени. Данная установка способна регистрировать β -излучение. Электроны, поступаая от источника, проходят через воздух или слой поглощаемого вещества и попадают в детектор. В детекторе расположены два газоразрядных счётчика, в которых под воздействием потока электронов происходит газовый разряд. Слабый электрический импульс усиливается и регистрируется частотомером.

4. Подготовка прибора к работе

4.1. Включите блок питания рентгенометра ДП-5В.

4.2. Включите рентгенометр ДП-5В, поставив переключатель в положение Х1.

4.3. Нажмите клавишу «Сеть» частотомера Ф-5034.

4.4. Установите частотомер в режим счёта импульсов, при этом на передней панели частотомера должны быть нажаты клавиши:

- «N» – режим счёта отдельных импульсов;
- «П» – клавиша вида импульса;
- «1:10» – установка коэффициента деления.

4.5. Переведите тумблер «Автомат. измерение – ручн. внешн.» в положение «ручн. внешн.» (кнопка тумблера должна быть нажата).

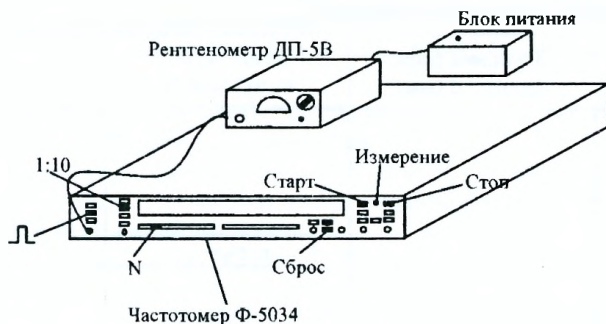


Рисунок 1 – Схема установки для измерений и назначение кнопок

5. Проведение измерений.

5.1. Обнулите показания табло частотомера кнопкой «Сброс».

5.2. Нажмите кнопку «Старт», при этом загорается лампочка «Измерение».

5.3. Через 1 минуту нажмите кнопку «Стоп».

5.4. Прочитайте показания с табло частотомера. Частотомер показывает число частиц, попавших в детектор, после прохождения слоя воздуха или защитного материала.

6. Задания для самостоятельной работы

6.1. Получите у преподавателя образцы для проведения измерений.

6.2. Измерьте количество импульсов N_0 , регистрируемых от открытого источника. Для достижения достаточной точности проведите измерение 5 раз, занося каждый раз полученный результат в таблицу. Усредните значения, соответствующие одной серии. Среднее значение также занесите в таблицу.

6.3. Поместите в измерительный блок первый образец, измерьте 5 раз количество импульсов N , регистрируемых детектором. Полученные результаты и их среднее значение занесите в таблицу.

6.4. Повторяйте измерения аналогично п.6.3, последовательно увеличивая толщину защиты (добавляя образцы и суммируя их толщину).

6.5. Используя средние значения N_0 и N_i для каждой толщины слоя защиты d рассчитайте величину

$$y = \ln\left(\frac{N_0}{N_i}\right), \quad (4.1)$$

где N_0 – среднее количество импульсов, регистрируемых детектором от открытого источника; N_i – среднее количество импульсов, регистрируемых после прохождения защитного слоя.

Результаты измерений и расчётов занесите в следующую таблицу 1.

6.6. Располагая измеренными значениями d и рассчитанными значениями y , при помощи метода наименьших квадратов рассчитайте значение коэффициента линейного ослабления μ . Используйте формулу 4.2.

$$\mu = \frac{\sum_{i=1}^n d_i \cdot y_i}{\sum_{i=1}^n d_i^2}, \quad (4.2)$$

где d_i – толщина слоя защиты, используемого в серии i ; y_i – значение, рассчитанное для серии i ; n – количество серий.

Таблица 1 – Название защитного материала: _____.

Номер серии измерений (i)	Толщина слоя защиты d (мм)	Количество импульсов N	$y = \ln \frac{N_0}{N_i}$
0	0 ----- ср. $N_0 = \dots$	
1 ----- ср. $N_1 = \dots$...
... И Т.Д.	... И Т.Д.	... И Т.Д.	... И Т.Д.

6.7. Найдите погрешность коэффициента линейного ослабления $\Delta\mu$ по формуле:

$$\Delta\mu = \frac{\left[\frac{\sum_{i=1}^n (y_i - \mu \cdot d_i)^2}{(n-1) \cdot \sum_{i=1}^n d_i^2} \right]^{1/2}}{\mu}. \quad (4.3)$$

6.8. На координатной плоскости (d, y) отметьте все экспериментальные точки и проведите по найденному значению μ наилучшую прямую. Оцените визуально, хорошо ли соответствует линейной зависимости расположение экспериментальных точек.

6.9. По формуле (4.4) определите величину средней длины свободного пробега β -частиц в данном материале.

$$\lambda_{sp} = \frac{1}{\mu}. \quad (4.4)$$

6.10. Используя полученное значение μ и закон ослабления излучения, рассчитайте толщину поглощающего слоя, при которой поток ионизирующего излучения ослабится: а) в 2 раза; б) в 10 раз, в) в 100 раз.

Закон ослабления излучения описывается выражением

$$\Phi_d = \Phi_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}, \quad (4.5)$$

где Φ_0 – поток, падающий на защитный слой; Φ_d – поток, прошедший защитный слой толщиной d ; μ – коэффициент линейного ослабления.

Выразите величину d из формулы (4.5) самостоятельно и рассчитайте величины $d_{1/2}$, $d_{1/10}$, $d_{1/100}$.

6.11. Если необходимо, повторите пункты 6.1÷6.11 для нескольких материалов и сравните их поглощающую способность в выводах по результатам выполнения лабораторной работы.

Контрольные вопросы

1. Укажите основные механизмы взаимодействия α -излучения с веществом.
2. Опишите взаимодействие β -излучения с веществом.
3. Опишите взаимодействие γ -излучения с веществом.
4. Каковы особенности взаимодействия нейтронов с веществом?
5. Какая величина называется длиной пробега в веществе?
6. Сравните длину пробега в одинаковом веществе (например, в воздухе) α и β -частиц, обладающих одинаковой энергией.
7. Что такое коэффициент линейного ослабления? Что характеризует данная величина?
8. По какому закону изменяется интенсивность γ -излучения в веществе? Существует ли понятие длины пробега γ -излучения в веществе?
9. Какая величина называется слоем половинного ослабления?
10. Чем может быть обусловлен выбор экранирующих материалов для защиты от ионизирующих излучений?

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №5

Измерение удельной активности продуктов питания

1. Цель работы: освоение метода измерения γ -активности Cs-137 в продуктах питания и оценка уровня их загрязненности.

2. Приборы и принадлежности: радиометр РИС-ЭНКОН-3, пробы продуктов питания.

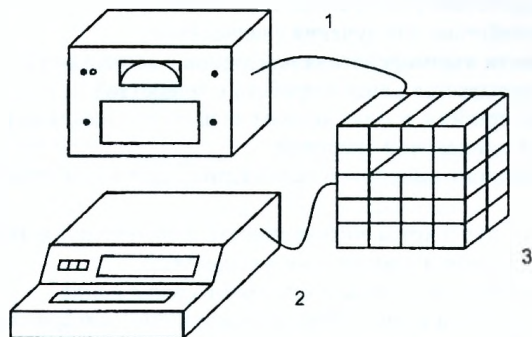
3. Описание экспериментальной установки

Радиометр РИС-ЭНКОН-3 предназначен для измерения удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в диапазоне энергии 150÷900 кэВ, содержащихся в пробах почв, донных отложений, продуктов питания, растениеводства и животноводства. Внешний вид элементов радиометра показан на рис. 1. В состав радиометра входят источник питания (1), пересчетное устройство (2) и спектрометрический детектор со свинцовой защитой (3). Принцип действия радиометрической установки основан на регистрации с помощью сцинтилляционного детектора γ -излучения содержащихся в пробе радионуклидов и подсчете числа импульсов с помощью частотомера (пересчетного устройства). Датчиком является кристалл йодистого натрия, в котором γ -кванты вызывают вспышки света (сцинтилляции), регистрируемые фотоумножителем (ФЭУ). Пересчетное устройство подсчитывает количество импульсов ФЭУ за определенный промежуток времени и выводит это значение на индикатор. Свинцовая защита ослабляет поток ионизирующих частиц, поступающих от внешних источников излучения.

4. Подготовка прибора к работе

- 4.1. Включите в сеть блок питания и пересчетное устройство.
- 4.2. Нажмите кнопку на задней панели пересчетного устройства.
- 4.3. Включите оба тумблера блока питания.
- 4.4. Установите все переключатели пересчетного устройства в нижнее положение, кроме переключателей «Режим» и «Вывод», которые устанавливаются в верхнее положение («N» и «Однокр» соответственно).
- 4.5. Нажмите кнопку «Сброс» на пересчетном устройстве.
- 4.6. При помощи переключателя «Уст.эксп.» задайте время измерения. Для этого переведите данный переключатель в верхнее положение и проследите за движением

запятой. Переведите переключатель «Уст.эксп.» в нижнее положение в тот момент, когда не горят индикаторные лампочки слева от цифрового табло и запятая займёт позицию 000,000.



1 – блок питания, 2 – пересчетное устройство,
3 – сцинтилляционный детектор с блоком свинцовой защиты
Рисунок 1 – Схема экспериментальной установки

4.7. Проверьте готовность радиометра к работе:

- на передней панели источника питания горят лампочки над переключателем «Вкл» и значком «+»;
- на стрелочном индикаторе источника питания установлено значение 2,5;
- на передней панели пересчетного устройства светится табло цифрового индикатора, на котором установлены цифры: 000,000. Запятая на табло не является десятичным разделителем цифр, она указывает на время счёта числа импульсов. Возможные для выбора промежутки обозначены на панели непосредственно под индикатором. В данном случае время измерений равно 100 с;
- в свинцовом контейнере нет посторонних предметов.

При обнаружении каких-либо отклонений от перечисленных параметров немедленно обратитесь к преподавателю.

5. Проведение измерений

5.1. Нажмите кнопку «Пуск» на передней панели пересчётного устройства и дождитесь окончания счёта импульсов.

5.2. Запишите число, высветившееся на табло после прекращения счёта импульсов (без учёта запятой).

5.3. Нажмите кнопку «Сброс».

6. Задания для самостоятельной работы

6.1. Проведите 3 раза измерение, последовательно выполняя пункты 5.1÷5.3 параграфа 5 при пустом контейнере свинцовой защиты, и запишите величину радиоактивного фона N_i^ϕ .

6.2. Усредните фоновое значение числа импульсов по формуле

$$\overline{N_\phi} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n N_i^\phi = \frac{N_1^\phi + N_2^\phi + N_3^\phi}{3}, \quad (5.1)$$

где n – число измерений.

6.3. Поместите внутрь свинцового домика пробу продукта. Проведите 3 раза измерение числа импульсов N_i , поступающих от него.

6.4. Определите среднее значение числа импульсов \overline{N} , соответствующего загрязнённости продукта по формуле 5.2.

$$\bar{N} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n N_i. \quad (5.2)$$

6.5. Полученные результаты запишите в таблицу 1.

Таблица 1 – Результаты измерений удельной активности проб

Наименование продукта	N_1	N_2	N_3	\bar{N}	N_a	$A_{уд}$	$\Delta A_{уд}$

6.6. Определите относительную активность исследуемого продукта (число отсчётов за 1 с), используя формулу

$$N_a = \left(\frac{\bar{N} - N_{\phi}}{100} \right). \quad (5.3)$$

6.7. Определите удельную активность (загрязненность) продукта по формуле

$$A_{уд} = \frac{C \cdot N_a \cdot M_{эт}}{M_{пр}}, \quad (5.4)$$

где $C = 1,18 \cdot 10^{-10}$ Ки·с/кг – пересчетный коэффициент; $M_{эт} = 1$ кг – масса эталона; $M_{пр}$ – масса продукта в кг (в граммах указана на пробе); N_a – относительная активность продукта в 1/с.

6.8. Определите стандартную погрешность относительной активности исследуемого продукта по формуле

$$\Delta N_a = \frac{1}{100} \cdot \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}{n \cdot (n-1)}}, \quad (5.5)$$

где N_i – количество импульсов, регистрируемых от конкретного продукта при i -м измерении; \bar{N} – среднее число импульсов от этого же продукта; n – число измерений.

6.9. Рассчитайте неопределенность измерения удельной активности (загрязненности) продукта

$$\Delta A_{уд} = \frac{C \cdot \Delta N_a \cdot M_{эт}}{M_{пр}}. \quad (5.6)$$

6.10. Проверьте, не превышает ли сумма $A_{уд} + \Delta A_{уд}$ соответствующую норму РДУ-99 для Cs-137 (таблица 2) и сделайте вывод о возможности употребления данного продукта в пищу.

6.11. Повторите пункты 6.1+6.9 параграфа 6 для измерения удельной активности нескольких продуктов питания.

Таблица 2 – Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов Cs-137 и Sr-90 в пищевых продуктах и воде (РДУ-99)

Наименование продукции	Бк/кг, Бк/л
Cs-137	
Вода питьевая	10
Молоко и цельномолочная продукция	100
Молоко сгущенное и концентрированное	200
Творог и творожные изделия	50
Сыры сычужные и плавленые	50
Масло коровье	100

Продолжение таблицы 2

Мясо и мясные продукты, в том числе:	
говядина, баранина и продукты из них	500
свинина, птица и продукты из них	180
Картофель	80
Хлеб и хлебобулочные изделия	40
Мука, крупы, сахар	60
Жиры растительные	40
Жиры животные и маргарин	100
Овощи и корнеплоды	100
Фрукты	40
Садовые ягоды	70
Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод садовых	74
Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	185
Грибы свежие	70
Грибы сушеные	2500
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	37
Прочие продукты питания	370
<i>Sr-90</i>	
Вода питьевая	0,37
Молоко и цельномолочная продукция	3,7
Хлеб и хлебобулочные изделия	3,7
Картофель	3,7
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	1,85

Контрольные вопросы

1. Чем опасно внутреннее облучение организма человека?
2. Каковы основные пути миграции радионуклидов в природе и при производстве сельскохозяйственной продукции?
3. Где накапливается радиоактивный йод в организме? Как избежать или уменьшить его поступление в организм человека?
4. Каковы различия в накоплении цезия и стронция в организме человека и животных?
5. Что такое "горячие частицы"? Чем они опасны для человека?
6. Какими способами можно уменьшить содержание радионуклидов в продуктах питания?
7. Как осуществляется контроль «загрязненности» продуктов питания?
8. Какие приборы существуют для определения удельной активности продуктов питания?
9. Можно ли измерить активность радионуклидов в продуктах питания дозиметром? Почему?
10. Принцип действия установки РИС-ЭНКОН и её основные элементы.

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №6

Дозиметрия ионизирующих излучений

1. Цель работы: изучение методики измерения мощности экспозиционной дозы при помощи дозиметра. Оценка других доз радиоактивного облучения. Практическая оценка дозы гамма-излучения, получаемой человеком при проживании на загрязнённой территории. Знакомство с нормами радиационной безопасности.

2. Приборы и принадлежности: бытовой дозиметр РКСБ-104 РАДИАН, карта радиационной обстановки (загрязнённости местности).

3. Описание экспериментальной установки

Бытовой дозиметр РКСБ-104 РАДИАН предназначен для индивидуального использования населением с целью контроля радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях. Он может выполнять функции радиометра, регистрировать гамма-излучение с энергией в диапазоне 0,06-1,25 МэВ и бета-излучение с энергией 0,5-3 МэВ. Детектирование излучений происходит в двух газоразрядных счётчиках, включенных параллельно. Газоразрядный сигнал преобразуется в электрический и передается на счётчик импульсов. Результаты измерений выводятся на табло жидкокристаллического индикатора. Окончание измерения сопровождается звуковым сигналом.

4. Подготовка прибора к работе

4.1. Поставьте левый белый тумблер на передней панели дозиметра в верхнее положение.

4.2. Правый белый тумблер поставьте в положение «Раб».

5. Проведение измерений

5.1. Переведите красный тумблер в верхнее положение «Вкл».

5.2. Дождитесь звукового сигнала об окончании измерений (приблизительно через 30 с после включения) и появления в правом нижнем углу индикаторного табло символа F.

5.3. Запишите число (как правило, двузначное) без учёта вперёдстоящих нулей, высветившееся на табло. Данное число соответствует мощности экспозиционной дозы $P_{ЭК}$, измеренной в мкР/ч (микрорентгены в час).

5.4. Выключите прибор.

6. Задания для самостоятельной работы

6.1. При помощи дозиметра 5-10 раз измерьте мощность экспозиционной дозы гамма излучения P_i , последовательно выполняя пункты 5.1-5.4 параграфа 5.

6.2. Определите среднее значение мощности экспозиционной дозы $P_{ЭК}$ по формуле

$$P_{ЭК} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n P_i, \quad (6.1)$$

где n – число измерений.

6.3. Рассчитайте экспозиционную дозу X за календарный год, используя формулу

$$X = P_{ЭК} \cdot dt. \quad (6.2)$$

При этом время dt (год) необходимо перевести в часы. Полученное значение X напишите во внесистемных единицах измерения экспозиционной дозы (микрорентгенах).

6.4. Рассчитайте поглощенную дозу D внешнего облучения для усредненной ткани человека за календарный год, используя соотношение $1 \text{ мкР} = 96,5 \cdot 10^{-10} \text{ Гр}$.

6.5. Рассчитайте эквивалентную дозу H внешнего облучения в Зивертах для усредненной ткани человека за календарный год, используя формулу

$$H = D \cdot w_R, \quad (6.3)$$

где D – поглощенная доза внешнего облучения; w_R – взвешивающий коэффициент соответствующего излучения или частицы, для которых определена поглощенная доза. Коэффициент w_R для гамма-излучения равен 1, а для альфа-излучения – 20. Нейтронам в зависимости от их энергии соответствуют коэффициенты от 5 до 20.

6.6. Определите эффективную дозу E внешнего облучения для всех органов и тканей, указанных в таблице 1.

Эффективная доза определяется по формуле

$$E = H \cdot w_T, \quad (6.4)$$

где H – эквивалентная доза внешнего облучения, полученная организмом в целом за календарный год; w_T – тканевые весовые множители (см. табл. 1).

Таблица 1 – Тканевые весовые множители

	Наименование органа или ткани	wt
1	Костная ткань	0,01
2	Печень	0,05
3	Молочная железа	0,05
4	Щитовидная железа	0,05
5	Красный костный мозг	0,12
6	Лёгкие	0,12
7	Толстый кишечник	0,12
8	Гонады (яичники и семенники)	0,20
9	Другие ткани	0,05
10	Организм в целом	1,00

6.7. Оцените эквивалентную дозу внутреннего облучения, полученную за счёт Cs-137. Данный изотоп является в настоящее время основным источником радиоактивного загрязнения многих районов Республики Беларусь.

Для расчётов можно использовать формулу, приведённую ниже, где $H^{внутр}$ будет определена в мЗв при подстановке значения мощности экспозиционной дозы $P_{ЭК}$ в мкР/ч. Итак,

$$H^{внутр} = A_0 + A_1 \cdot P_{ЭК} + A_2 \cdot P_{ЭК}^2, \quad (6.5)$$

где $P_{ЭК}$ – среднее значение мощности экспозиционной дозы в мкР/ч;

A_0, A_1 и A_2 – коэффициенты, равные: $A_0 = 5,46 \cdot 10^{-2}$ мЗв; $A_1 = 4,41 \cdot 10^{-2}$ мЗв·ч/мкР;

$A_2 = 3,15 \cdot 10^{-7}$ мЗв·ч²/мкР².

Вследствие малости последнего слагаемого в выражении (6.5) по порядку величины им можно пренебречь.

Постоянные A_0, A_1 и A_2 определяются исходя из среднесвропейских коэффициентов перехода радионуклидов Cs-137 в цепочке почва → растения → животные и средних норм питания в год по данным Госкомстата (молоко – 332 кг, хлеб и крупы – 133 кг, овощи – 37 кг, корнеплоды и фрукты – 118 кг, мясо – 63 кг).

6.8. Выберите самостоятельно или по указанию преподавателя населённый пункт на карте Республики Беларусь. Определите радиационную обстановку (загрязнённость местности по Cs-137) в данном пункте. Все величины на карте радиационной обстановке указаны в Ки/км². Переведите данное значение загрязнённости местности в единицы системы СИ для поверхностной активности A_S (Бк/м²).

При пересчёте используйте следующие соотношения:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}, \quad 1 \text{ км}^2 = 10^6 \text{ м}^2.$$

6.9. Оцените вклад радионуклида Cs-137 в эквивалентную дозу за год, получаемую человеком, который проживает на загрязнённой территории.

Используйте следующую формулу

$$H^{Cs} = A_S \cdot R \cdot K_{\Sigma}, \quad (6.6)$$

где H^{Cs} – вклад в эквивалентную дозу Cs-137 за год (в Зв); A_S – поверхностная активность Cs-137 в соответствующей местности (в Бк/м²); R – коэффициент пресчета, равный для Cs-137 $8,9 \cdot 10^{-9}$ Зв·м²/Бк; K_{Σ} – поправочный коэффициент, который учитывает различие в поглощении излучения воздухом и тканями, рассеяние излучения и защиту от него другими тканями организма (принимается равным 0,8).

6.10. Рассчитайте суммарную эквивалентную дозу облучения (внешнего и внутреннего) с учетом фактора экранирования (определены в п.6.5 и 6.7) и сравните её с величиной средней дозы от естественных и искусственных источников излучения. Сделайте вывод о радиационном фоне в выбранной местности.

Суммарная эквивалентная доза от естественных и искусственных источников излучения в среднем составляет 2,3+2,8 мЗв/год. Этот уровень суммарной эквива-

лентной дозы может испытывать значительные географические и индивидуальные отклонения, например, в районах, загрязнённых радионуклидами в результате аварии на Чернобыльской АЭС, или в районах, где имеются скальные выходы гранитных пород с повышенным содержанием урана.

Контрольные вопросы

1. Дайте определение и укажите единицы измерения следующих величин:
 - а) экспозиционная доза;
 - б) мощность экспозиционной дозы;
 - в) поглощённая доза;
 - г) эквивалентная доза;
 - д) эффективная доза.
2. Какие виды доз можно измерить приборами, какие могут быть только рассчитаны?
3. Что определяют взвешивающие коэффициенты w_R ионизирующих излучений?
4. Для чего вводятся тканевые весовые множители w_T ?
5. Перечислите основные типы детекторов ионизирующих излучений.
6. Чем обусловлено широкое применение счётчиков Гейгера в качестве детекторов? Опишите принцип их действия, достоинства и недостатки.
7. Виды и назначение приборов для исследования ионизирующих излучений.
8. Какие нормы радиационной безопасности вы знаете? Определите понятие предела дозы.
9. Как оценить дозу ионизирующих излучений, которую получает человек, проживающий на загрязнённой территории? Каков нормальный радиационный фон в вашем городе?
10. Что такое внешнее и внутреннее облучение? Доля какого облучения больше в суммарной эквивалентной дозе, получаемой человеком за год?

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №7

Исследование специфики распределения Cs-137 в почвенных горизонтах

1. Цель работы: изучение специфики распределения радионуклидов Cs-137 в различных почвенных горизонтах, особенностей миграции данного радионуклида в растениях.

2. Приборы и принадлежности: автоматизированный гамма-радиометр удельной активности радионуклидов РУГ-91 М1 ADANI, набор проб почвы, набор проб растений.

3. Теоретические сведения

3.1. Введение

В результате аварии на Чернобыльской атомной станции в апреле 1986 года произошёл большой выброс радиоактивных элементов в атмосферу. После осадения данных элементов естественным путем и в момент выпадения дождей оказались загрязненными в большей или меньшей мере обширные территории Республики Беларусь, России, Украины и других стран Европы. В частности оказались загрязненными реки, озера, поля и лесные угодья. Основным элементом, загрязняющим данные территории, является Cs-137. Из-за сравнительно долгого периода полураспада (порядка 30 лет) Cs-137 оказывает влияние на радиоэкологию и играет большую роль в загрязнении растений, произрастающих на территориях, где произошло выпадение Cs-137.

С течением времени происходит естественная миграция радиоактивных элементов из верхних слоев почвы в более глубокие. Причиной такого перемещения является диффузия и перенос Cs-137 с дождевой и талой водой. Концентрация радионуклидов в почве на различной глубине зависит от множества факторов и представляет большой интерес для исследования, поскольку влияет на перенос Cs-137 из почв в растения. Целью данной работы является исследование послойного распределения Cs-137 в лесных почвах.

Наиболее эффективным методом исследования распределения радионуклида в почве является определение удельной активности проб почвы, взятых с различной глубины. Каждая проба может представлять собой пласт определенной толщины. Количество пластов может варьироваться в зависимости от поставленной задачи и возможностей ее решения. В почвах однородных по своему составу (например, в пахотных землях) толщина пластов одинакова и составляет примерно 2-3 см. Таким образом, взяв слой почвы в 20 см, можно получить 7-10 проб. В лесных почвах имеется ярко выраженная неоднородность. Поэтому, удобнее вести послойное взятие проб. При этом границы между слоями будут выражены достаточно четко, и толщина слоя окажется различной.

3.2. Описание различных почвенных горизонтов

В предложенном описании применяется общепринятая в почвоведении расстановка букв в названиях слоев (их чаще всего называют горизонтами).

A – перегнойно-аккумулятивный горизонт биологического накопления перегноя, азота и элементов зольного питания растений. Наиболее структурный, часто темноокрашенный горизонт массового распространения корней. У некоторых почв он делится на подгоризонты:

A₀ – органические остатки, обычно без примеси минерального вещества: подстилка лесных почв, «очес» торфяно-болотных почв, растительные неразложившиеся остатки;

A₁ – собственно перегнойно-аккумулятивный, структурный подгоризонт;

A₂ – элювиальный горизонт вымывания;

B – иллювиальный горизонт преобладающего вымывания, он включает в себя подгоризонты:

B₁ – верхняя часть иллювиального горизонта;

B₂ – собственно иллювиальный, у стесненных почв карбонатный; иногда выделяется сульфатный подгоризонт B₃ и т.д.;

C – сильно измененная в процессе почвообразования материнская порода, она состоит из подгоризонтов:

C₁ – сильно измененная горная порода;

C₂ – менее измененная горная порода;

D – горная порода, почти не измененная.

В торфяных и заболоченных почвах выделяется глеевый горизонт, обозначаемый латинской буквой G; лёссовый — буквой L. Различают также переходные горизонты. Например, AB₁, A₁A₂, A₂B₁ и т.д.

Названные выше почвенные генетические горизонты не всегда одинаково хорошо выражены и не всегда отчетливо выделяются на разрезе почвы. Иногда они настолько постепенно переходят в другой, что бывает трудно их разграничить между собой.

3.3. Отбор и приготовление проб почвы

К месту отбора проб предъявляются некоторые требования. Поверхность почвы должна быть ровной, без наклона, ямок и кочек. Ближайшие деревья и кустарники произрастают на расстоянии более двух метров. Необходимо, чтобы все вышеописанные слои (горизонты) на срезе были хорошо различимы глазом. Проверить это можно, вынув кубик земли при помощи обычной лопаты. Данная процедура поиска каче-

ственно различаемых слоев необходима для уменьшения ошибки в измерении толщины слоя и последующих вычислений. Нужно отметить, что в лиственном лесу четкой различимой границы между слоями не существует. В лиственном лесу пробы берут, снимая слои одинаковой толщины, приблизительно 3 сантиметра. Аналогичная процедура взятия проб характерна и для пастбищ.

После визуального выбора места отбора пробы на поверхность почвы накладывают рамку, сторона которой может быть длиной 0,4÷1 м. На ограниченной площадке тщательно собирают произрастающие растения, разделяя их по видам. Далее при помощи ножа и лопатки типа шпателя снимают один за другим слои почвы. После каждого снятого слоя измеряют глубину залегания последующего. Делают это при помощи линейки с четырех сторон рамки. Далее полученные значения усредняют. Каждый слой размещают в отдельной таре и маркируют.

Взятые пробы почвы взвешивают в сыром виде. Затем их оставляют на просушку в специальном помещении с постоянной температурой и влажностью воздуха. Примерно через пять дней каждую пробу перемешивают. Это ускоряет высыхание почвы. Процесс сушки считают законченным, если масса пробы не изменяется. Полного высыхания почвы могут достичь приблизительно через 14 дней. Сухую почву просеивают через сито с ячейками диаметром 2 мм. Этим отделяют непосредственно почву от так называемого "скелета" (корней, веточек, остатков других частей растений). Процесс просеивания необходим также для достижения равномерного распределения радионуклидов в пробе.

Для измерений пробу почвы помещают сосуд Маринелли или в тару меньших размеров, если нет достаточного количества почвы, чтобы заполнить сосуд. Пробы взвешивают, значение массы указывают непосредственно на сосуде Маринелли и заносят в специальную таблицу. Сосуд помещают в радиометр и измеряют удельную активность пробы по методике, описанной для данного радиометра.

4. Описание экспериментальной установки

Радиометр РУГ-91 М1 ADANI предназначен для экспрессного определения по гамма-излучению удельной и объёмной активности радионуклидов Cs-137 в воде, почве, продуктах питания, продукции животноводства, растениеводства, сырье и материалах, а также определения по гамма-излучению удельной активности радионуклидов естественного происхождения K (калия-40), Ra (радия-226) и Th (тория-232) и суммарной эффективной удельной активности в строительных материалах.

В состав радиометра входят электронный блок и спектрометрический детектор со свинцовой защитой. В качестве датчика в радиометре используется сцинтилляционный детектор. В работе радиометра используется сложный математический алгоритм вычислений удельной активности и изотопного состава пробы по энергии гамма-квантов, поступающих от измеряемой пробы в детектор. При этом амплитуда импульса на выходе блока детектирования сравнивается с известными амплитудными спектрами изотопа Cs-137. Свинцовая защита ослабляет поток ионизирующего излучения от внешних источников. Расчёт удельной активности исследуемых образцов возможен лишь в том случае, когда известна масса пробы. Управляющая программа радиометра построена таким образом, что измерение пробы невозможно без предварительного внесения в память прибора масс тары и измеряемой пробы. Внешний вид гамма-радиометра РУГ-91 М1 ADANI представлен на рис.1. Общий вид панели управления прибором показан на рис. 2.

5. Особенности работы с гамма-радиометром

• Задание режимов работы гамма-радиометра выполняется только в строго определенной последовательности нажатия клавиш. При ее нарушении срабатывает система программных блокировок.

- Мигание индикаторов над клавишами подсказывает измеряющему последовательность включения режимов работы прибора. Попытки включения студентом недопустимых режимов игнорируются.
- Каждое нажатие клавиши, воспринятое прибором, подтверждается звуковым сигналом.
- Прекращение измерений возможно только посредством нажатия клавиши «Сброс» или выключением прибора из сети. Однако необходимо иметь в виду, что при этом накопленная информация стирается.
- В режиме измерения гамма-радиометр на нажатие клавиш не реагирует.

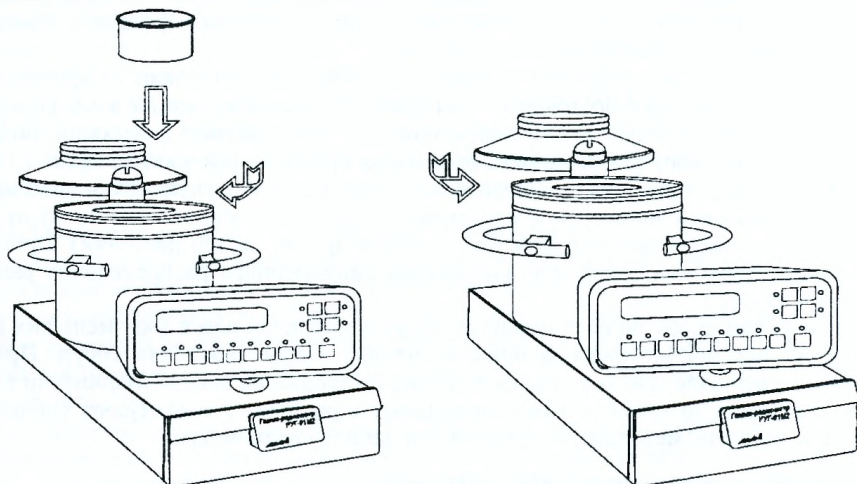


Рисунок 1 – Внешний вид гамма радиометра РУГ-91 М1 АДАНИ

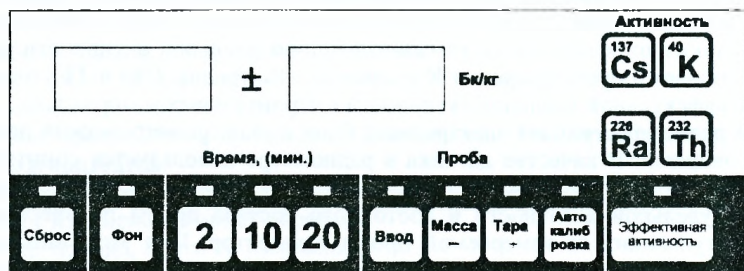


Рисунок 2 – Панель управления прибором

6. Включение прибора, подготовка к работе

6.1. Включите радиометр, подсоединив сетевой шнур к евророзетке.

6.2. Установите выключатель «СЕТЬ» на задней панели в верхнее положение.

Включение прибора сопровождается характерным звуковым сигналом.

6.3. Выдержите гамма-радиометр во включенном состоянии 30 минут.

6.4. Проверьте следующие режимы на передней панели прибора:

- В обоих цифровых индикаторных окнах высвечиваются нулевые показания.

- Световой индикатор кнопки «Фон» – горит постоянно, индикаторы кнопок «Время, мин.» – мигают.

7. Проведение измерений

Измерение фона

7.1. Установите пустой сосуд Маринелли внутрь прибора и закройте крышку. Способ установки сосуда показан на рис. 1.

7.2. Задайте время измерения фона. Нажмите 1 раз клавишу **10** под указателем «**Время, мин.**». При этом задаваемое время измерения в секундах индуцируется в правом окне.

7.3. Нажмите клавишу «**Фон**». После этого загорится соответствующий этой клавише индикатор и прозвучит короткий звуковой сигнал. Во время измерения фона на цифровом индикаторе выводятся:

- в левом окне – заданное время измерения фона в секундах;
- в правом окне начнется обратный отсчет текущего времени измерения.

По окончании измерения фона прозвучит длительный звуковой сигнал. В индикаторных окнах появится информация об интегральных характеристиках фона:

- в левом окне – время накопления фона в секундах;
- в правом окне – средняя интегральная скорость счета фона в имп/сек.

Записывать значение фона не обязательно, его запомнит прибор и будет использоваться при измерении удельной активности всех последующих проб.

7.4. Если требуется повторное измерение фона, необходимо, удерживая, нажать клавишу «**Фон**», в это время нажать и отпустить клавишу «**Сброс**». На передней панели будет гореть индикатор над клавишей «**Фон**», мигать индикаторы над тремя клавишами задания времени измерения «**Время, мин.**». В обоих окнах будут высвечиваться нули. Далее выполняется стандартная операция измерения фона (пункты 7.2÷7.3 параграфа 7).

Измерение удельной активности пробы

7.5. Возьмите пробу почвы. Поставьте её в блок свинцовой защиты. Блок закройте.

7.6. Нажмите кнопку «**Сброс**». Сигналом готовности прибора к введению массы служит мигание индикаторов над клавишами «**Автокалибровка**» и «**Ввод**».

7.7. Нажмите мигающую клавишу «**Ввод**». Прибор готов к введению массы пустого сосуда Маринелли. При этом мигает индикатор над клавишами «**Тара(+)**», «**Масса(-)**» и «**Ввод**».

7.8. При помощи клавиши «**Тара(+)**» введите в память прибора значение массы сосуда Маринелли (указана на крышке сосуда). По каждому нажатию клавиши «**Тара(+)**» показания в левом окне будут возрастать на 0,005 (кг), а при удержании клавиши в нажатом состоянии более 3 секунд будет происходить ускоренный набор показаний с шагом 0,01 кг. Аналогично производится уменьшение показаний с помощью клавиши «**Масса(-)**».

7.9. Когда показания в левом окне будут соответствовать требуемым значениям, нажмите клавишу «**Ввод**». При этом набранное значение массы тары занесётся в память прибора.

7.10. Проверьте готовность прибора к введению массы пробы:

• горит индикатор «**Масса(-)**», мигают индикаторы над клавишами «**Тара(+)**» и «**Ввод**».

7.11. Введите значение массы пробы в килограммах (указана на самой пробе) в память прибора с помощью клавиш «**Тара(+)**» и «**Масса(-)**» (аналогично п. 7.8 разд. 7).

7.12. Когда показания в левом окне будут соответствовать требуемым значениям, нажмите клавишу «**Ввод**». При этом набранное значение массы пробы занесётся в память прибора.

7.13. Проверьте готовность прибора к введению времени измерения пробы:

- горит индикатор над клавишей «Ввод»;
- мигают индикаторы над клавишами «Тара(+)» и «Ввод»;
- загорается индикатор над клавишами задания времени «Время, мин»;
- в индикаторных окнах высвечиваются нули.

7.14. Задайте время измерения пробы. Нажмите 1 раз клавишу «10» под указателем «Время, мин». При этом задаваемое время измерения в секундах индуцируется в правом окне.

7.15. Для начала измерений удельной активности нажмите клавишу «Ввод». При этом загорится соответствующий этой клавише индикатор. В левом окне будет высвечиваться заданное время измерения в секундах, а в правом окне начнется обратный счет текущего времени измерения.

7.16. По окончании измерений и расчётов звучит характерная мелодия. Горят индикаторы над клавишами «Ввод», «Эффективная активность», «Сброс» и по обе стороны блока клавиш «Активность».

7.17. Для определения активности Cs-137 в пробе нажмите клавишу Cs-137 на блоке «Активность», при этом загорится только один индикатор, соответствующий данному изотопу. В индикаторных окнах появляется следующая информация:

- в левом окне – удельная активность $A_{уд}$ в Бк/кг;
- в правом – значение погрешности измерений $\Delta A_{уд}$ в Бк/кг. Данные занесите в таблицу 1.

7.18. Извлеките из блока свинцовой защиты пробу. Для измерения удельной активности следующей пробы почвы повторите все действия 7.5÷7.17 раздела 7.

8. Задания для самостоятельной работы

Необходимый минимум

8.1. Руководствуясь описанием, проведите измерения фона (пункты 7.1÷7.4 раздел 7). Если фон уже измерен (об этом вы можете узнать у преподавателя), приступайте к следующим.

8.2. Последовательно выполняя пункты 7.5÷7.17 раздела 7, проведите измерения удельной активности всех проб грунта.

8.3. Результаты измерений занесите в таблицу 1.

8.4. Постройте диаграмму распределения радионуклидов Cs-137 по глубине почвы, на которой по вертикальной оси отложите глубину и толщину слоёв, а по горизонтали – удельную активность почвы в соответствующем слое с учетом погрешности.

8.5. По результатам измерений определите суммарную удельную активность всех почвенных горизонтов.

Таблица 1 – Результаты измерений почвенных горизонтов

№ пп	Наименование пробы (горизонта)	Толщина слоя, см	Масса пробы, кг	Удельная активность, $A_{уд}$, Бк/кг	Погрешность $\Delta A_{уд}$, Бк/кг
1					
2					
3					
4					
5					
6					

Примечание. Измеряется удельная активность Cs-137 в пробе. Если имеются другие радионуклиды, то их активность можно занести в дополнительные колонки.

Дополнительные задания

8.6. Последовательно выполняя пункты 7.5÷7.17 параграфа 7, проведите измерения удельной активности проб растений, выданных преподавателем.

8.7. Результаты измерений занесите в таблицу 2.

Таблица 2 – Результаты измерений загрязненности растений

№ пп	Наименование пробы (растения)	Масса пробы, кг	Удельная активность, $A_{уд}$, Бк/кг	Погрешность $\Delta A_{уд}$, Бк/кг
1				
2				

8.8. Определите значение стандартного коэффициента переноса (СКП) радионуклидов Cs-137 из почвы в растения, используя формулу

$$СКП = \frac{A_{уд \text{ растения}}}{A_{уд \text{ почвы}}} \quad (7.1)$$

Контрольные вопросы

1. Назначение гамма-радиометра РУГ-91 М1 ADANI и его устройство.
2. Опишите процесс миграции радионуклидов в лесных экосистемах.
3. Дайте краткую характеристику различным слоям (горизонтам) почвы.
4. Методика отбора проб для измерений.
5. Что определяет стандартный коэффициент переноса радионуклидов?

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №8

Комбинированные измерения ионизирующих излучений

1. **Цель работы:** измерение плотности потока бета-излучения с поверхности, расчет удельной активности радионуклидов цезия (Cs-137) и калия (K-40) в пробах.

2. **Приборы и принадлежности:** комбинированный прибор для измерения ионизирующих излучений РКСБ-104-01, выносной блок детектирования БДУС-001, кюветы с исследуемыми пробами.

3. Описание экспериментальной установки

ВНИМАНИЕ! При работе соблюдайте важные меры безопасности

- при работе со снятой крышкой-фильтром прибора РКСБ-104 соблюдайте осторожность и не повредите пленочные фильтры газоразрядных счетчиков, т.к. во включенном состоянии счетчики находятся под высоким напряжением (порядка 400 В);

- в ходе выполнения лабораторной работы избегайте падения верхней заслонки свинцового домика и прибора РКСБ-104.

Прибор РКСБ-104-01 (общий вид показан на рис. 1) представляет собой прибор РКСБ-104, дополненный комплектом блока детектирования БДУС-001. РКСБ-104 состоит из корпуса (1) и крышки (2), скрепленных между собой. К крышке крепятся крышка отсека питания (3) и крышка-фильтр (4). На лицевой панели имеются окно для индикатора и три тумблера – для включения прибора и выбора режима его

работы (S1, S2 и S3). Под крышку-фильтр (4) выведены движки кодового переключателя S4, с помощью которого можно выбрать вид измерения (мощности полевой эквивалентной дозы, плотности потока бета-излучения с поверхности, удельной активности радионуклида K-40 и Cs-137 в пробах), а также подключить внешний блок детектирования излучений.

В верхней части крышки (2) имеется окно (5), в которое выведен разъем для подключения внешнего блока детектирования.

Комплект блока детектирования состоит из свинцового домика (рисунок 2), внутри которого находится внешний блок детектирования БДУС-001, а также футляра с кюветами. Свинцовый домик представляет собой прямоугольный контейнер с толщиной стенок не менее 1 см. В передней части домика находится дверка (2), через которую производится установка блока де-

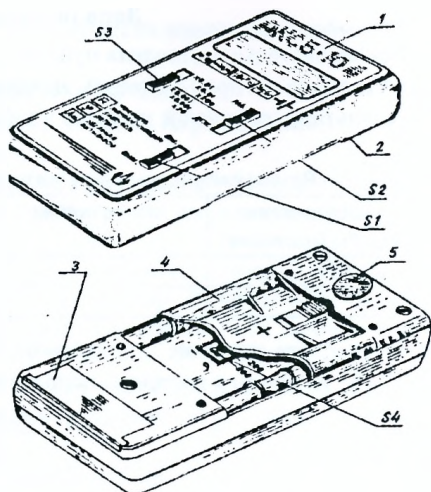


Рисунок 1 – Общий вид прибора РКСБ-104

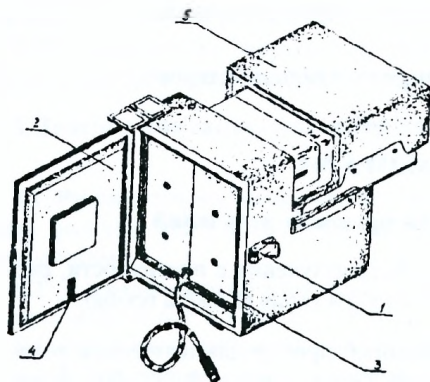


Рисунок 2 – Общий вид блока детектирования БДУС-001 в свинцовом домике

тектирования (3). В нижней части внутренней поверхности дверки имеется паз (4) для укладки кабеля. Верхняя заслонка домика (5) смещается в горизонтальном направлении и обеспечивает доступ к рабочему отсеку блока детектирования.

Под открывающейся крышкой свинцового домика между двумя рабочими поверхностями счетчиков имеется отсек. В отсеке, в направляющих пазах, размещенных в непосредственной близости от рабочих поверхностей счетчиков, установлены две съемные рамки с защитной пленкой толщиной 10 мкм. Рабочая кювета с исследуемыми пробами устанавливаются в центральные направляющие пазы.

4. Подготовка прибора к работе

4.1. При измерениях без внешнего блока детектирования переведите тумблер S1 в верхнее положение «ВКЛ». При измерениях с внешним блоком детектирования присоедините блок детектирования кабелем с соединительной вилкой к прибору РКСБ-1(04-01) через окно (5), в которое выведен разъем для подключения блока (см. рисунок 1).

4.2. При проведении измерений загрязненности поверхностей бета-излучающими радионуклидами движки кодового переключателя S4 под крышкой-фильтром должны находиться в положениях, показанных на рисунке 3.

4.3. При проведении измерений удельной активности радионуклида K-40 и Cs-137 без подключения внешнего блока детектирования движки кодового переключателя S4 под крышкой-фильтром должны находиться в положениях, показанных на рисунке 4.

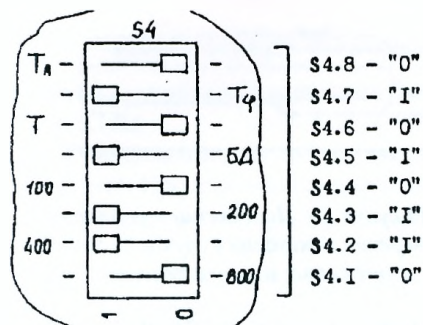


Рисунок 3 – Положения движков при проведении измерений плотности потока бета-частиц с поверхности

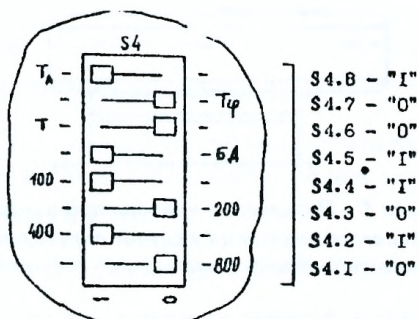


Рисунок 4 – Положение движков при измерении удельной активности без подключения внешнего блока детектирования

4.4. При проведении измерений удельной активности с подключенным внешним блоком детектирования **все движки** кодового переключателя S4 под крышкой-фильтром должны находиться **в крайнем правом положении**.

5. Проведение измерений

5.1. В качестве отсчета показания прибора принимается цифровая величина, являющаяся значащей частью 4-разрядного числа, устанавливающегося на табло после окончания измерения (в этот момент прибор выдает прерывистый звуковой сигнал).

Например:

- На табло индицируется число 0018; показание прибора – 18;
- На табло индицируется число 1850; показание прибора – 1850.

Длительность цикла измерения зависит от измеряемой величины и поддиапазона измерения.

5.2. Для получения результата измерения конкретной физической величины среднее арифметическое нескольких отсчетов показаний надо умножить на пересчетный коэффициент, указанный для каждой измеряемой величины (см. расчетные формулы ниже). Результаты получаются в единицах измерений, указанных на панели прибора РКСБ-104 под табло индикатора.

6. Задания для самостоятельной работы

6.1. Измерение загрязненностей поверхностей бета-излучающими радионуклидами

6.1.1. Переведите движки кодового переключателя S4 в требуемые положения (см. рисунок 3). Переведите тумблеры S2 и S3 в верхние положения. Согласуйте выбор исследуемой поверхности с преподавателем.

6.1.2. Измерьте фоновое показание прибора одним из двух способов (выбор способа измерения согласуйте с преподавателем).

1 способ: поднесите прибор к исследуемой поверхности, поместив между ними пластмассовую упаковку прибора (рисунок 5).

2 способ: удалите прибор от этой поверхности на расстояние 10-12 см. Включите прибор тумблером S1, установив его в положение «ВКЛ».

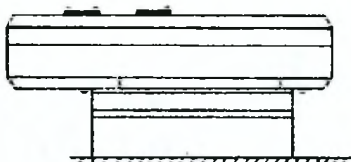


Рисунок 5 – Положение прибора при измерении фонового показания в случае определения плотности потока бета-частиц (1 способ)

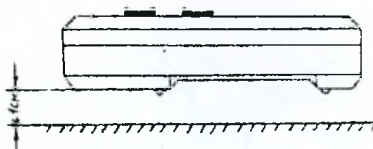


Рисунок 6 – Положение прибора при измерении показания в случае определения плотности потока бета-частиц

Снимите фоновое показание прибора N_i^ϕ , соответствующее внешнему радиационному фону гамма-излучения. Опыт повторите не менее 5 раз. Найдите среднее значение этой величины по формуле

$$\bar{N}_\phi = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n N_i^\phi,$$

где n – число измерений.

6.1.3. Снимите заднюю крышку-фильтр и поместите прибор над исследуемой поверхностью на расстоянии не более 1 см (см. рисунок 6). Снимите показания прибора со снятой крышкой $N_i^{ИЗМ}$, которое соответствует внешнему радиационному фону гамма-излучения и потоку бета-частиц с исследуемой поверхности.

Опыт повторите не менее 5 раз. Найдите среднее значение этой величины по формуле

$$\bar{N}_{ИЗМ} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n N_i^{ИЗМ}.$$

6.1.4. Определите величину загрязненности поверхности бета-излучающими радионуклидами, которая характеризуется величиной плотности потока бета излучения с поверхности (ϕ , $1/(с\cdot см^2)$), по формуле

$$\phi = K_1 (\bar{N}_{ИЗМ} - \bar{N}_\phi),$$

где K_1 – пересчетный коэффициент, равный 0,01.

6.1.5. *Дополнительное задание (по указанию преподавателя).*

Если расчет показал, что величина $\phi \leq 10$ $1/(с\cdot см^2)$, то для получения более точного результата измерений необходимо повторить измерения при нижнем положении тумблера S3. Положения остальных органов управления прибора не изменяются. В этом случае разность показаний $(\bar{N}_{ИЗМ} - \bar{N}_\phi)$ следует умножить на коэффициент $K_1 = 0,001$.

6.2. Измерение удельной активности радионуклида К-40 и Cs-137 без подключения внешнего блока детектирования.

6.2.1. Переведите движки кодового переключателя в требуемые положения (см. рис. 4). Поместите заднюю крышку-фильтр на ее место. Установите прибор на его упаковку, как это показано на рис. 7. Тумблеры S3 и S2 необходимо поставить в верхнее положение.

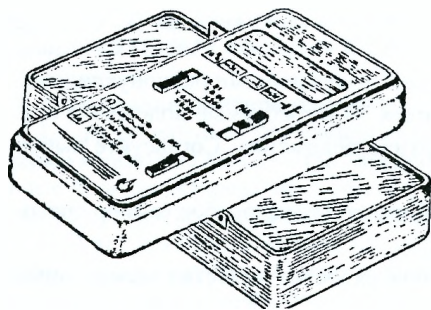


Рисунок 7 – Положение прибора при определении фонового показания в случае измерения удельной активности

6.2.2. Снимите фоновое показание прибора N_i^ϕ . Опыт повторите не менее 5 раз. Найдите среднее арифметическое фоновых показаний прибора (\bar{N}_ϕ) (см. формулу в пункте 6.1.2).

6.2.3. Заполните упаковку до метки-буртика исследуемой пробой (в полиэтиленовом пакете). Проведя необходимое количество измерений, найдите среднее значение показаний прибора ($\bar{N}_{ИЗМ}$) (см. формулу в пункте 6.1.3).

6.2.4. Рассчитайте величину удельной активности радионуклидов К-40 и Cs-137 в пробах по формуле

$$A_m = K_2 \frac{150}{m_{пробы}} (\bar{N}_{ИЗМ} - \bar{N}_\phi), \text{ (Бк/кг)},$$

где K_2 – пересчетный коэффициент, равный 20, $m_{пробы}$ – масса пробы в граммах.

6.2.5. Переведите полученное значение удельной активности радионуклидов К-40 и Cs-137 из Бк/кг в Ки/кг (кюри на килограмм), используя следующее соотношение $1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$.

6.2.6. При получении результата меньше $2,0 \cdot 10^3 \text{ Бк/кг}$ ($5,4 \cdot 10^{-8} \text{ Ки/кг}$), а также во всех случаях, когда имеется возможность использовать комплект внешнего блока детектирования, измерения следует проводить с этим блоком.

6.3. Измерение удельной активности радионуклида К-40 и Cs-137 с подключенным внешним блоком детектирования.

6.3.1. Подготовьте прибор к работе с внешним блоком детектирования БДУС-001. Переведите движки кодового переключателя S4 в крайнее правое положение.

6.3.2. Установите пустую кювету в отсек блока детектирования, для чего:

- сместите верхнюю заслонку свинцового домика;
- поворотом против часовой стрелки откройте крышку блока детектирования;
- опустите в направляющие отсека блока детектирования кювету;
- сместите до упора в обратном направлении верхнюю заслонку защитного свинцового домика.

6.3.3. Включите прибор, снимите фоновое показание прибора N_i^ϕ , соответствующее внешнему радиационному фону гамма-излучения. Опыт повторите не менее 5 раз. Найдите среднее значение фоновых показаний \bar{N}_ϕ (см. формулу в пункте 6.1.2).

6.3.4. Извлеките пустую кювету из блока детектирования. Затем установите туда кювету с исследуемой пробой. Произведите необходимое количество циклов измерений и найдите среднее арифметическое значение показаний прибора ($\bar{N}_{ИЗМ}$) (см. формулу в пункте 6.1.3).

6.3.5. Рассчитайте удельную активность радионуклида К-40 и Cs-137 по формуле:

$$A_m = K_3 \frac{70}{m_{пробы}} (\bar{N}_{ИЗМ} - \bar{N}_\phi), \text{ (Бк/кг)}$$

где $K_3 = 40 \text{ Бк/кг}$ – пересчетный коэффициент при верхнем положении тумблера S3, $K_3 = 4 \text{ Бк/кг}$ – при измерениях в нижнем положении тумблера S3, $m_{пробы}$ – масса пробы в граммах.

6.3.6. Переведите полученное значение удельной активности радионуклидов К-40 и Cs-137 из Бк/кг в Ки/кг (кюри на килограмм), используя следующее соотношение $1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$.

6.3.7. В случае, когда удельная активность определена только по Cs-137 или Sr-90 необходимо сделать вывод о соответствии полученных значений удельной активности проб Республиканским допустимым уровням содержания радионуклидов Cs-137 и Sr-90 в пищевых продуктах и питьевой воде (см. Приложение).

Контрольные вопросы

1. Какие источники радиации называются естественными?
2. Какие источники радиации называются искусственными?
3. Дайте определение понятиям «активность», «удельная активность», «поверхностная активность».
4. Дайте определение понятию «внутреннее облучение».
5. Чем опасно внутреннее облучение организма человека?
6. Назовите некоторые области применения ионизирующих излучений.
7. Поясните существование сплошного энергетического спектра у β -частиц. Что такое верхняя граница энергии β -спектра?
8. Почему при определении плотности потока бета-частиц с поверхности измерения проводятся дважды: со снятой задней крышкой-фильтром РКСБ-104 и при ее наличии?
9. Напишите возможные схемы превращений изотопа ${}_{19}^{40}\text{K}$ в другие изотопы. Напишите три вида β -распадов для ядра ${}_{29}^{64}\text{Cu}$.

ПРИЛОЖЕНИЕ

Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов Cs-137 и Sr-90 в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99)

(утверждены постановлением главного государственного санитарного врача Республики Беларусь № 16 от 26.04.1999 г. и внесены в Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь 30 апреля 1999 г., регистрационный № 309)

Наименование продукции	Бк/кг, Бк/л
<i>Cs-137</i>	
Вода питьевая	10
Молоко и цельномолочная продукция	100
Молоко сгущенное и концентрированное	200
Творог и творожные изделия	50
Сыры сычужные и плавленые	50
Масло коровье	100
Мясо и мясные продукты, в том числе:	
говядина, баранина и продукты из них	500
свицина, птица и продукты из них	180
Картофель	80
Хлеб и хлебобулочные изделия	40
Мука, крупы, сахар	60
Жиры растительные	40
Жиры животные и маргарин	100
Овощи и корнеплоды	100

Фрукты	40
Садовые ягоды	70
Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод садовых	74
Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	185
Грибы свежие	70
Грибы сушеные	2500
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	37
Прочие продукты питания *	370
<i>Sr-90</i>	
Вода питьевая	0,37
Молоко и цельномолочная продукция	3,7
Хлеб и хлебобулочные изделия	3,7
Картофель	3,7
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде **	1,85

* Для продуктов питания, потребление которых составляет менее 5 кг/год на человека (специи, чай, мед и др.), устанавливаются уровни в 10 раз более высокие, чем величины для пищевых продуктов.

** К специализированным продуктам детского питания относятся продукты промышленного производства, вырабатываемые по нормативной документации на продукты детского питания и имеющие специальную маркировку, а также продукция детских молочных кухонь.

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №9

Определение активности грунта, содержащего калийные удобрения

1. Цель работы: изучение основных принципов работы гамма-бета-спектрометра МКС-АТ1315, исследование зависимости удельной активности проб грунта от концентрации содержащихся в них калийных удобрений.

2. Приборы и принадлежности: гамма-бета-спектрометр МКС-АТ1315, пробы грунта с различной концентрацией калийных удобрений.

3. Описание экспериментальной установки

В тексте настоящего указания к выполнению лабораторной работы приняты следующие сокращения:

- БДГ – блок детектирования гамма-излучения, размещенный в блоке защиты;
- БДБ – блок детектирования бета-излучения, размещенный в крышке блока защиты;
- БЗ – блок защиты;
- ЗУ – запоминающее устройство;
- ПО – программное обеспечение;
- ПК – персональный компьютер.

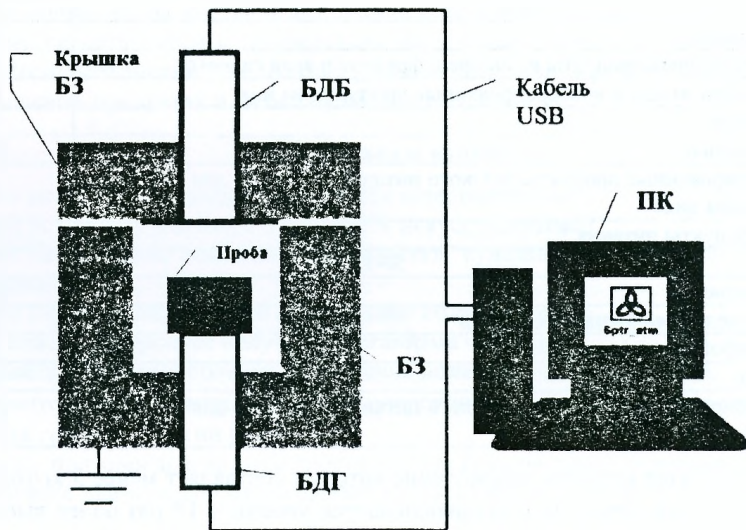


Рисунок 1 – Структурная схема спектрометра

Гамма-бета-спектрометр МКС-АТ1315 (далее – спектрометр) представляет собой стационарную конструкцию, оборудованную по блочно-модульному принципу (см. рисунок 1). Спектрометр является комбинированным двухдетекторным спектрометрическим и радиометрическим средством измерения смешанного гамма-бета-излучения. В качестве анализатора гамма-излучения используется сцинтилляционный блок детектирования гамма-излучения с кристаллом $NaI(Tl)$ диаметром 63 мм и высотой 63 мм. В качестве анализатора бета-излучения используется сцинтилляционный блок детектирования бета-излучения с пластмассовым сцинтиллятором диаметром 128 мм и высотой 9 мм. В состав спектрометра входит персональный компьютер с соответствующим программным обеспечением.

Спектрометр предназначен для качественного и количественного гамма-бета-спектрометрического и радиометрического анализа проб объектов окружающей среды, имеющих различную консистенцию. С его помощью можно проверить на содержание гамма-бета-излучающих радионуклидов продукты питания, питьевую воду, сельскохозяйственную продукцию, сырье и т.д. В качестве штатных измерительных кювет используются сосуд Маринелли емкостью 1,0 л, плоский сосуд емкостью 0,5 л и плоский сосуд типа «Дента» емкостью 0,1 л.

Принцип действия спектрометра основан на накоплении и обработке амплитудных спектров импульсов, поступающих от блоков детектирования бета- и гамма-излучения. Амплитуда импульсов, пропорциональная энергии излучения, преобразуется в цифровой код, который хранится в запоминающем устройстве блоков детектирования. Накопленная информация в виде спектров гамма- и бета-излучения пробы из запоминающего устройства в реальном масштабе времени считывается персональным компьютером и после обработки средствами программного обеспечения выводится на монитор.

Спектрометр обеспечивает регистрацию гамма-излучения в диапазоне энергий от 50 до 3000 кэВ и бета-излучения в диапазоне граничных энергий от 150 до 3500 кэВ.

Установленное на персональном компьютере программное обеспечение позволяет:

- управлять работой спектрометра и обрабатывать спектры;
- осуществлять управление режимами работы спектрометра и обеспечивать визуализацию накопления и обработку спектрометрической информации;
- идентифицировать радионуклиды и рассчитывать активности в автоматическом и ручном режиме.

4. Подготовка прибора к работе

4.1. Если прибор не был включен заранее, выполните следующие шаги:

- включите блок бесперебойного питания, находящийся на внешней стенке рабочего стола;
- включите устройство «FSP», находящееся на системном блоке персонального компьютера (при этом прозвучит звуковой сигнал);
- включите системный блок персонального компьютера;
- введите пароль на мониторе компьютера (по указанию преподавателя).

Если вышеперечисленные процедуры были выполнены заранее, то спектрометр готов к проведению измерений.

4.2. Запустите программу «SPTR-ATM», предназначенную для спектрометрических и радиометрических измерений с помощью спектрометра (в том случае, если программа не была запущена заранее). Для запуска программы подведите курсор мыши на экране компьютера к значку  дважды нажмите на левую клавишу мыши. Через некоторое время на экране монитора появляется следующее информационное изображение (см. рис. 2).

4.3. Фон для спектрометра измеряется по специальной методике и хранится в запоминающем устройстве. Поэтому в данном случае измерение фона не требуется.

4.4. Выпишите массы всех выданных проб грунта.

5. Проведение измерений

Измерение удельной активности пробы

5.1. Откройте крышку блока защиты путем поворота ее по часовой стрелке. Поместите на цилиндрическую платформу в блок защиты сосуд с одной из подготовленных проб. **Внимание!** Во избежание повреждения детекторов и загрязнения блока защиты соблюдайте осторожность при помещении в него проб и не допускайте просыпания содержимого пробы! Закройте крышку БЗ.

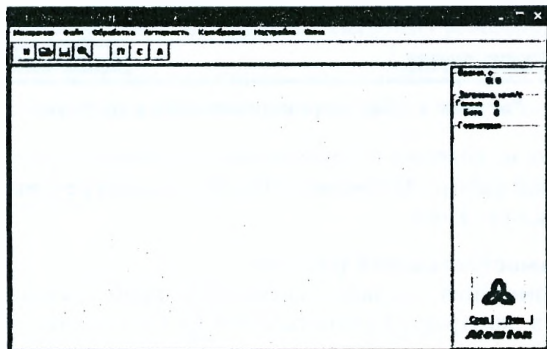


Рисунок 2 – Панель инструментов для управления работой спектрометра

5.2. Для получения спектра излучения от проб грунта нажмите крайнюю левую кнопку набора спектра «Н» на панели инструментов (рисунок 2). Появится окно:

Рисунок 3 – Установка параметров набора

Символом «•» отметьте позицию, соответствующую выбранной геометрии. В нашем случае – это Сосуд 0.1 л. Для задания массы пробы и времени измерения (600 с или другое по согласованию с преподавателем) установите курсор мыши в соответствующие поля и введите их значения с помощью клавиатуры.

Для запуска процесса измерения нажмите с помощью мыши кнопку «НАБОР» в левом нижнем углу данного окна (см. рисунок 3).

5.3. После окончания измерения прозвучит характерный звуковой сигнал. Для обработки спектра, отображенного в активном окне, запустите функцию обработки спектра путем нажатия крайней правой кнопки «А» на панели инструментов (см. рисунок 2). Через некоторое время результат вычисления удельных активностей радионуклидов в пробах грунта отобразится в таблице, представленной в окне:

Нуклид	Активность, Бк/кг	Абс.ст погр., Бк/кг	Отн.ст. погр. %	Гран. погр. (P=0.95), Бк/кг	Результ анализа, Бк/кг
CS-137	31.82	8.58	10.49	18.86	< 100.68
SR-90	0	24.64	-	24.64	< 24.64
K-40	258.33	23.02	8.91	57.70	< 316.03

Рисунок 4 – Таблица результатов измерений

Полученные данные из колонки «Результат анализа, Бк/кг» (рисунок 4) перенесите в отчет по лабораторной работе. **Внимание! Вас будет интересовать только «Результат анализа» по нуклиду К-40.**

6. Задания для самостоятельной работы

6.1. Проведите измерения удельной активности проб грунта, используя порядок работы, описанный в параграфе 5 (пункты 5.1-5.3). Результаты измерений занесите в таблицу 1.

Таблица 1 – результаты измерений

№ пробы	Масса пробы $m_{пр}$ (кг)	Содержание удобрений Р (%)	$A_{уд}$ (Бк/кг)	$\Delta A_{уд}$ (Бк/кг)
1	0,175	0		
2	0,180	неизвестное		
3	0,140	50		
4	0,155	22		
5	0,165	17		

6.2. Постройте график, на котором по вертикальной оси отложите в выбранном масштабе значения измеренных величин удельной активности $A_{уд}$, а по горизонтальной – соответствующее процентное содержание удобрения в пробе P_i , где i – порядковый номер пробы грунта. Укажите на графике погрешности измерений, отложив $\Delta A_{уд_i}$ в виде отрезка в обе стороны от соответствующих значений $A_{уд_i}$ (см. рис. 5).

6.3. Используя метод наименьших квадратов, рассчитайте коэффициенты линейной зависимости $A_{уд} = a \cdot P + b$ и проведите оптимальную прямую, соответствующую экспериментальным данным. **Внимание!** При расчете коэффициентов не нужно использовать данные измерений пробы № 2. Далее индекс i будет обозначать порядковый номер величин, рассматриваемых в методе наименьших квадратов.

Суть метода наименьших квадратов

Анализируя точки, нанесенные на график, можно предположить, что зависимость $A_{уд}$ от Р должна быть линейной, т.е. должно выполняться равенство $A_{уд} = a \cdot P + b$, которое представляет собой уравнение прямой.

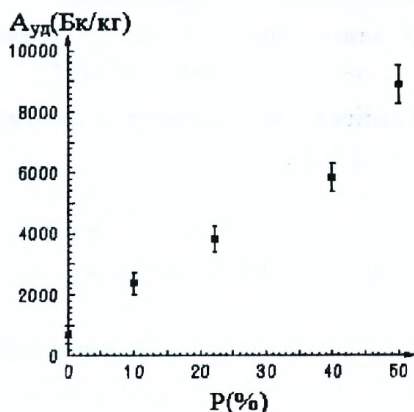


Рисунок 5 – Зависимость удельной активности пробы грунта от процентного содержания калийных удобрений

Согласно методу наименьших квадратов, наилучшей прямой соответствует минимум этой суммы. Условия минимума выражаются двумя равенствами:

$$\frac{\partial S}{\partial a} = 0; \quad \frac{\partial S}{\partial b} = 0, \quad (9.1)$$

что дает систему уравнений:

$$\begin{cases} \sum_{i=1}^4 P_i \cdot (a \cdot P_i + b - A_{уд_i}) = 0; \\ \sum_{i=1}^4 (a \cdot P_i + b - A_{уд_i}) = 0. \end{cases} \quad (9.2)$$

и после преобразования приводит к следующей системе из двух уравнений для определения неизвестных a и b :

$$\begin{cases} a \cdot X + b \cdot Y = Z_1 \\ a \cdot Y + b \cdot 4 = Z_2 \end{cases}, \quad (9.3)$$

где $X = \sum_{i=1}^4 P_i^2$; $Y = \sum_{i=1}^4 P_i$; $Z_1 = \sum_{i=1}^4 P_i \cdot A_{yo_i}$; $Z_2 = \sum_{i=1}^4 A_{yo_i}$.

Решая систему, находим:

$$a = \frac{4 \cdot Z_1 - Y \cdot Z_2}{4 \cdot X - Y^2}, \quad b = \frac{X \cdot Z_2 - Y \cdot Z_1}{4 \cdot X - Y^2}. \quad (9.4)$$

6.4. Используя уравнение $A_{yo} = a \cdot P + b$, рассчитайте процентное содержание удобрения в пробе №2. Определите эту же величину графически. Сравните результаты.

6.5. Используя уравнение $A_{yo} = a \cdot P + b$, рассчитайте, какой будет удельная активность пробы, содержащей 100% калийного удобрения.

6.6. Для всех измеренных проб грунта рассчитайте активность изотопа ${}^{40}_{19}K$ и массу данного радионуклида.

Активность радионуклида определяется по формуле

$$A = A_{yo} \cdot m_{пр}, \quad (9.5)$$

где A_{yo} – удельная активность пробы; $m_{пр}$ – масса пробы.

Массу радионуклида ${}^{40}_{19}K$ можно определить, используя следующие соотношения

$$M = N \cdot m_{ат}, \quad (9.6)$$

где N – количество атомов изотопа ${}^{40}_{19}K$; $m_{ат}$ – масса одного атома.

Масса атома определяется из формулы

$$m_{ат} = \frac{A_m}{N_A}, \quad (9.8)$$

где A_m – атомная масса ${}^{40}_{19}K$ ($A_m = 40 \cdot 10^{-3}$ кг/моль); N_A – постоянная Авогадро $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$ моль $^{-1}$.

Количество атомов изотопа ${}^{40}_{19}K$ находится из соотношения

$$N = \frac{A}{\lambda}, \quad (9.8)$$

а постоянная распада λ находится по формуле

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}, \quad (9.9)$$

где $T_{1/2} = 1,25 \cdot 10^9$ лет – период полураспада для ${}^{40}_{19}K$.

Таким образом, при взаимной связи всех вышеописанных величин из соотношений (9.5)–(9.9) получим выражение:

$$M = \frac{A_m \cdot A_{yo} \cdot m_{пр} \cdot T_{1/2}}{N_A \cdot \ln 2}. \quad (9.10)$$

Масса радионуклида будет получена в килограммах, если все значения подставить в системе СИ.

6.7. Определите, какая масса изотопа ${}^{40}_{19}\text{K}$ потребуется для создания активности 1 Ки, используя соотношение:

$$M^* = 8,65 \cdot 10^{-11} \cdot T_{1/2} \cdot A_m. \quad (9.11)$$

Контрольные вопросы

1. Принцип действия гамма-бета-спектрометра МКС-АТ1315 и его основные элементы.
2. Что такое детектор? Какие виды детекторов вы знаете?
3. Опишите принцип работы сцинтилляционных детекторов. Каковы преимущества и недостатки разных видов сцинтилляторов?
4. Какое взаимодействие радиоактивного излучения с веществом называют упругим? Чем характеризуется неупругое взаимодействие?
5. Дайте определение терминам «ионизация» и «удельная ионизация». Какие факторы оказывают влияние на величину удельной ионизации?
6. Какая величина называется линейным переносом энергии? Какая величина называется длиной пробега?
7. Опишите процесс взаимодействия α -излучения с веществом?
8. Опишите процесс взаимодействия β -излучения с веществом?
9. Опишите процесс взаимодействия γ -излучения с веществом?
10. Опишите метод наименьших квадратов и цель его использования в данной работе.

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №10

Исследование естественной радиоактивности строительных материалов

1. Цель работы: исследование эффективной удельной активности природных радионуклидов в строительных материалах, установление класса строительного материала в зависимости от измеренных значений активности.

2. Приборы и принадлежности: автоматизированный гамма-радиометр удельной активности радионуклидов РУГ-91 М1 ADANI или гамма-бета-спектрометр МКС-АТ1315, набор проб строительных материалов.

3. Теоретические сведения

Согласно ГОСТ 30108-94 «Материалы и изделия строительные. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов», принятому МНТКС 17.06.2000 г., эффективная активность с учетом биологического действия радионуклидов на организм человека определяется по формуле

$$A_{\text{эфф}} = A_{\text{Ra}} + 1,3A_{\text{Th}} + 0,09A_{\text{K}},$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельная активность радия ${}^{226}\text{Ra}$ и тория ${}^{232}\text{Th}$, находящихся в равновесии с остальными радионуклидами уранового и ториевого рядов, A_{K} – удельная активность калия ${}^{40}\text{K}$.

Деление на классы следующее:

I класс ($A_{\text{эфф}} \leq 370 \text{ Бк/м}^3$) – для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях;

II класс ($A_{эфф} \leq 740 \text{ Бк/м}^3$) – для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений;

III класс ($A_{эфф} \leq 1350 \text{ Бк/м}^3$) – для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов;

IV класс ($1350 < A_{эфф} < 4000 \text{ Бк/м}^3$) – для материалов, вопрос об использовании которых решается в каждом случае отдельно по согласованию с республиканским органом санитарно-эпидемиологической службы Министерства здравоохранения Республики Беларусь. При $A_{эфф} > 4000 \text{ Бк/кг}$ материалы не должны использоваться в строительстве.

Наибольший вклад в дозу облучения человека вносят три радионуклида: ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K , по которым определяются эффективная удельная активность строительных материалов, нормируемая в Республике Беларусь гигиеническими нормативами ГН 2.6.1.8-127-2000 «Нормы радиационной безопасности».

4. Описание экспериментальной установки

В зависимости от выбранной лабораторной установки изучите пункты 4 и 5 лабораторной работы № 7 или пункт 3 лабораторной работы № 9.

5. Подготовка прибора к работе

В зависимости от выбранной установки изучите пункт 6 лабораторной работы № 7 или пункт 4 лабораторной работы № 9.

6. Проведение измерений

В зависимости от выбранной установки изучите пункты 7.1–7.15 лабораторной работы № 7 или пункты 5.1–5.2 лабораторной работы № 9.

7. Задания для самостоятельной работы

7.1. Проведите измерения удельной активности проб строительных материалов, используя указания в пункте 6.

7.2. Завершите измерения по ниже описанной методике в зависимости от выбранной установки.

При работе на РУГ-91 M1 ADANI

По окончании измерений звучит характерная мелодия. Горят индикаторы над клавишами «Ввод», «Эффективная активность», «Сброс» и по обе стороны блока клавиш «Активность».

Для определения активности ^{226}Ra , тория ^{232}Th и калия ^{40}K в пробе нажмите соответствующую клавишу на блоке «Активность», при этом загорится только один индикатор, соответствующий данному изотопу. В индикаторных окнах появляется следующая информация:

- в левом окне – удельная активность $A_{уд}$ в Бк/кг;
- в правом – значение погрешности измерений $\Delta A_{уд}$ в Бк/кг.

Данные занесите в таблицу 1. Для определения эффективной активности радионуклидов в пробе нажмите клавишу «Эффективная активность» и занесите результаты в таблицу 1.

Таблица 1 – Результаты измерений активности стройматериалов

Наименование материала	$A_{Ra} \pm \Delta A_{Ra}$, Бк/кг	$A_{Th} \pm \Delta A_{Th}$, Бк/кг	$A_K \pm \Delta A_K$, Бк/кг	$A_{эфф} \pm \Delta A_{эфф}$, Бк/кг

При работе на МКС-АТ1315

После окончания измерения прозвучит характерный звуковой сигнал. Для обработки спектра, отображенного в активном окне, запустите функцию обработки спектра путем нажатия кнопки «С» на панели инструментов. Данная кнопка на рисунке 1 отмечена стрелкой. Подведите курсор к «С» и, нажав левую клавишу мыши, запустите процедуру обработки.

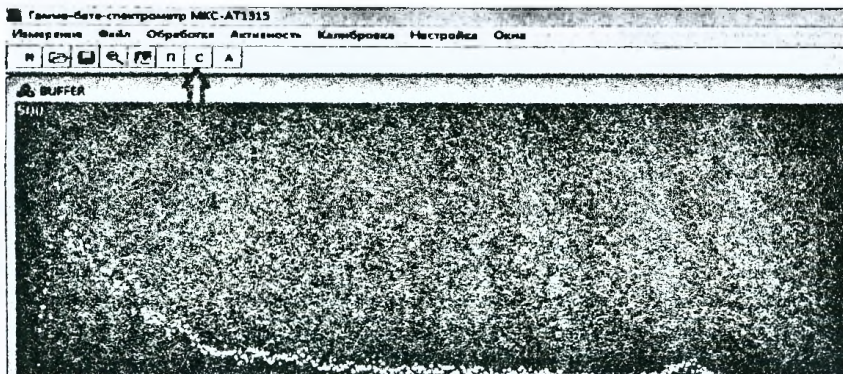


Рисунок 1 – Панель инструментов для управления работой спектрометра

На экране появится окно «Обработка Спектра» (рисунок 2).

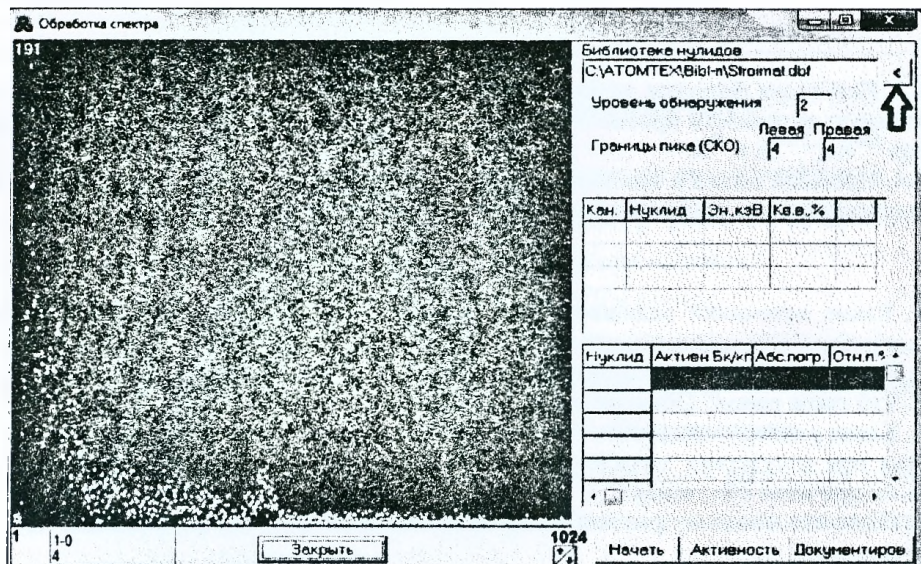


Рисунок 2 – Вид окна «Обработка спектра»

В поле «Уровень обнаружения» поставьте цифру «2». Затем выберите из «Библиотеки нуклидов» требуемую для обнаружения радионуклидов в строительных материалах библиотеку «Stroimat.dbf». Для этого нажмите кнопку, обозначенную стрелкой на рисунке 2.

На экране появится список всех библиотек радионуклидов (рисунок 3). Выделите файл «Stroimat.dbf» и нажмите кнопку «Открыть».

<input type="checkbox"/> seva.dbf	03.04.2001 18:23	Файл "DBF"	1 КБ
<input type="checkbox"/> Ss.dbf	14.09.1999 17:40	Файл "DBF"	1 КБ
<input checked="" type="checkbox"/> Strowmat.dbf	05.10.1999 16:44	Файл "DBF"	2 КБ
<input type="checkbox"/> Tc99m.dbf	22.06.2009 10:18	Файл "DBF"	3 КБ
<input type="checkbox"/> Zn.dbf	30.10.2008 13:50	Файл "DBF"	1 КБ

Имя файла:

Тип файлов:

Рисунок 3 – Библиотека радионуклидов

Нажмите кнопку «Начать» в нижней части окна «Обработка спектра». Программное обеспечение выявит пики в полученном спектре. На экране они будут обозначены красными и желтыми вертикальными линиями. Для получения результатов измерений нажмите кнопку «Активность» в том же окне (см. рисунок 2). При этом в таблице, находящейся в правом нижнем углу окна «Обработка спектра», появятся значения удельной активности идентифицированных радионуклидов, а также значения абсолютной и относительной погрешности.

Полученные результаты измерений занесите в таблицу 2.

Таблица 2 – Результаты измерений активности стройматериалов

Наименование материала	Нуклид	Активность, Бк/кг	Абс. погр., Бк/кг	Отн. погр., %

7.3. Используя формулу, приведенную в теоретических сведениях, рассчитайте эффективную активность пробы. В расчетах используйте данные активности радионуклидов ^{226}Ra , ^{232}Th и ^{40}K .

7.4. Сделайте вывод о принадлежности исследованного строительного материала к соответствующему классу и о возможности его использования в строительстве.

Контрольные вопросы

1. Какие источники радиации называются естественными? Как изменяется доза космического излучения с высотой над уровнем моря?

2. Какие источники радиации называются искусственными?

3. Что такое радон? Объясните происхождение этого элемента.

4. Какие радионуклиды вносят основной вклад в поглощенную дозу облучения человека при отсутствии загрязнений радионуклидами техногенного происхождения? Каковы причины облучения?

5. Опишите методику расчета мощности эквивалентной дозы внутреннего облучения человека.

6. Какие виды воздействия ионизирующих излучений на человека регламентируются нормами радиационной безопасности?

7. Каковы основные принципы радиационной безопасности в Республике Беларусь?

8. Перечислите основные контролируемые параметры согласно НРБ-2000.

9. Какие пределы объемной активности и мощности эффективной дозы установлены согласно НРБ-2000 для эксплуатируемых и при проектировании новых зданий?

10. Опишите методику определения эффективной удельной активности природных радионуклидов в строительных материалах и разделения их на классы.

ЗАДАЧИ ДЛЯ САМОСТОЯТЕЛЬНОГО РЕШЕНИЯ И КОНТРОЛЯ

I. СОСТАВ АТОМНОГО ЯДРА. ЭНЕРГИЯ СВЯЗИ НУКЛОНОВ В ЯДРЕ

1.1. Найти число протонов и нейтронов, входящих в состав ядер трех изотопов магния: а) ${}_{12}^{24}\text{Mg}$; б) ${}_{12}^{25}\text{Mg}$; в) ${}_{12}^{26}\text{Mg}$.

1.2. У какого химического элемента радиус ядра примерно вдвое больше, чем у изотопа углерода?

1.3. Известно, что плотность ядерного вещества составляет $\rho \approx 10^{17} \text{ кг/м}^3$. Оценить радиус шара R, который при такой плотности обладал бы массой, равной массе Земли.

1.4. Найти энергию связи $E_{\text{св}}$ ядра следующих изотопов:

а) лития ${}_{3}^7\text{Li}$; б) гелия ${}_{2}^4\text{He}$; в) алюминия ${}_{13}^{27}\text{Al}$; г) дейтерия ${}_{1}^2\text{H}$.

1.5. Найти энергию связи ядер: а) ${}_{1}^3\text{H}$; б) ${}_{2}^3\text{He}$. Какое из этих ядер более устойчиво?

1.6. Найти энергию связи, приходящуюся на один нуклон в ядре атома кислорода ${}_{8}^{16}\text{O}$.

1.7. Найти удельную энергию связи $\epsilon_{\text{св}}$ в ядрах:

а) ${}_{3}^7\text{Li}$; б) ${}_{7}^{14}\text{N}$; в) ${}_{13}^{27}\text{Al}$; г) ${}_{20}^{40}\text{Ca}$; д) ${}_{29}^{63}\text{Cu}$; е) ${}_{48}^{112}\text{Cd}$; ж) ${}_{80}^{200}\text{Hg}$; з) ${}_{92}^{238}\text{U}$.

Построить зависимость $\epsilon_{\text{св}} = f(A)$, где A – массовое число.

1.8. Определить энергию связи, приходящуюся на один нуклон (в МэВ), для ядер:

а) ${}_{5}^{11}\text{B}$, б) ${}_{10}^{20}\text{Ne}$, в) ${}_{14}^{28}\text{Si}$, г) ${}_{26}^{56}\text{Fe}$, д) ${}_{30}^{68}\text{Zn}$, е) ${}_{56}^{137}\text{Ba}$, ж) ${}_{82}^{207}\text{Pb}$, з) ${}_{92}^{235}\text{U}$.

Построить график зависимости $\epsilon_{\text{св}}$ от массового числа A.

II. РАДИОАКТИВНЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ ЯДЕР

2.1. После поглощения нейтрона ядро ${}_{92}^{235}\text{U}$ разделилось на два радионуклида: ${}_{40}^{97}\text{Zr}$ и ${}_{52}^{137}\text{Te}$. Ядро теллура претерпело четыре последовательных β^- -распада и превратилось в стабильный изотоп. Какому химическому элементу он принадлежит?

2.2. Изотопы какого элемента образуются из ядра ${}_{19}^{40}\text{K}$ в случае:

а) β^- -распада; б) К-захвата? Сколько протонов и нейтронов они содержат?

2.3. При бомбардировке изотопа азота ${}_{7}^{14}\text{N}$ нейтронами получается изотоп углерода ${}_{6}^{14}\text{C}$, который оказывается β^- -радиоактивным. Написать оба превращения.

2.4. При бомбардировке изотопа алюминия ${}_{13}^{27}\text{Al}$ α -частицами получается радиоактивный изотоп фосфора ${}_{15}^{30}\text{P}$, который затем распадается с выделением позитрона. Написать уравнения обеих реакций.

2.5. При бомбардировке изотопа ${}_{11}^{23}\text{Na}$ дейтронами (ядрами дейтерия ${}_{1}^2\text{H}$) образуется β^- -радиоактивный изотоп ${}_{11}^{24}\text{Na}$. Написать данное превращение.

2.6. При делении ядра урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ под действием медленного нейтрона образовались осколки с массовыми числами $A_1 = 90$ и $A_2 = 143$. Определить число нейтронов, вылетевших из ядра в данном акте деления.

2.7. При бомбардировке ${}^7_3\text{Li}$ протонами образуется радиоактивный изотоп бериллия ${}^7_4\text{Be}$. Написать оба превращения.

2.8. Источником нейтронов является трубка, содержащая порошок бериллия ${}^7_4\text{Be}$ и газообразный радон. При реакции α -частиц, испускаемых ядром ${}^{220}_{86}\text{Rn}$, с бериллием возникают нейтроны. Написать реакции получения α -частиц и нейтронов.

2.9. При бомбардировке изотопа лития ${}^7_3\text{Li}$ дейтронами образуются две α -частицы. Напишите схему превращения.

2.10. Напишите реакцию разложения дейтрона гамма-лучами.

III. ЗАКОН РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

3.1. Активность источника ${}^{60}_{27}\text{Co}$ равна 1 мКи. Определить массу кобальта в источнике через год.

3.2. Какая доля атомов радионуклида распадется, а какая останется за: а) 5 периодов полураспада; б) 2,5 периода полураспада?

3.3. Счетчик β -частиц установлен вблизи препарата, содержащего радиоактивный ${}^{23}_{15}\text{Na}$. При первом измерении счетчик зарегистрировал 170 импульсов за 1 мин, а через сутки – 56 импульсов за 1 мин. Найти период полураспада $T_{1/2}$ изотопа ${}^{23}_{15}\text{Na}$.

3.4. Препарат радиоактивного изотопа ${}^{32}_{15}\text{P}$ излучает 10^4 β -частиц в секунду. Найти массу препарата и вычислить его активность через месяц.

3.5. Период полураспада некоторого изотопа – 32 дня. Найти активность препарата данного изотопа через: а) 1 день; б) 100 дней после его изготовления, если начальная активность $A_0 = 100$ мКи.

3.6. Какая часть первоначального количества выпавших в результате аварии на ЧАЭС радионуклидов ${}^{137}_{55}\text{Cs}$, ${}^{90}_{38}\text{Sr}$, ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ распалось за прошедшее после аварии время? Период полураспада ${}^{137}\text{Cs}$ – 30 лет, ${}^{90}\text{Sr}$ – 29 лет, ${}^{239}\text{Pu}$ – 24390 лет.

3.7. На сколько процентов уменьшится активность изотопа серебра ${}^{110}_{47}\text{Ag}$ за время $t = 30$ суток?

3.8. Вычислить постоянную распада, среднее время жизни и период полураспада радионуклида, если его активность уменьшается в 1,4 раза за 200 суток.

3.9. Определить возраст древних деревянных предметов, у которых удельная активность ${}^{14}_6\text{C}$ составляет 0,7 от его удельной активности в свежесрубленных деревьях.

3.10. Свежеприготовленный препарат содержит 9,0 мкг радиоактивного изотопа ${}^{24}_{11}\text{Na}$. Какую активность он будет иметь через 2 суток?

3.11. Определить возраст урановой руды, если в ней на 1 кг ${}^{238}_{92}\text{U}$ приходится 0,26 кг свинца ${}^{206}_{82}\text{Pb}$, являющегося конечным продуктом распада урана.

3.12. Определить массу свежеприготовленного препарата радиоактивного изотопа ${}^{82}_{35}\text{Br}$, если через сутки его активность равна $22,2 \cdot 10^9$ Бк.

3.13. Сколько времени должен прожить в "чистой" зоне житель, пострадавший в результате аварии на ЧАЭС, чтобы активность изотопа $^{137}_{55}\text{Cs}$, попавшего в его организм, уменьшилась в 30 раз?

3.14. Какое количество радиоактивного хлора $^{38}_{17}\text{Cl}$ достаточно добавить в 1 м^3 воздуха, чтобы при объемной активности $2 \cdot 10^{-10} \text{ Ки/м}^3$ его содержание достигло предельно допустимой величины 10^{-9} Ки/м^3 ?

3.15. При археологических раскопках были обнаружены древние деревянные предметы, у которых активность $^{14}_6\text{C}$ оказалась равной 10 распадам в минуту на 1 г содержащегося в них углерода. В живом дереве происходит в среднем 14,5 распадов в минуту на 1 г углерода. Найти их возраст.

3.16. Найти период полураспада $T_{1/2}$ радиоактивного изотопа, если его активность за время $t = 10$ суток уменьшилась на 24% по сравнению с первоначальной.

3.17. Из каждых пяти тысяч атомов радиоактивного изотопа каждую секунду распадается 200 атомов. Определить период полураспада $T_{1/2}$.

3.18. Определить, какая доля радиоактивного изотопа: а) $^{225}_{89}\text{Ac}$; б) $^{32}_{15}\text{P}$; в) $^{59}_{26}\text{Fe}$ распадается в течение времени $t = 6$ суток?

3.19. Найти среднюю продолжительность жизни τ атома радиоактивного изотопа кобальта $^{60}_{27}\text{Co}$.

3.20. Определить массу изотопа $^{131}_{53}\text{I}$, имеющего активность $A = 37 \text{ ГБк}$.

3.21. Радиоактивный образец испускает излучение мощностью 10 мкВт. По истечении 5 часов мощность излучения стала равной 1 мкВт. Найти период полураспада изотопа, из которого приготовлен данный образец.

3.22. Закрытый источник $^{198}_{79}\text{Au}$ в виде шарика, используемый для внутритканевой терапии злокачественных опухолей, имеет начальную активность 200 МБк. Определить массу радиоактивного золота в лечебном препарате на момент его изготовления. Во сколько раз снизится его активность после пятидневного хранения?

3.23. При взрыве термоядерной бомбы на 1 мегатонну (по тротиловому эквиваленту) образуется около 3,9 ПБк $^{90}_{38}\text{Sr}$ и 5,9 ПБк $^{137}_{55}\text{Cs}$. ($P = 10^{15}$). В 1954 г. на атолле Бикини США взорвали термоядерную бомбу взрывной мощностью 15 мегатонн. Определить массу и активность $^{90}_{38}\text{Sr}$ и $^{137}_{55}\text{Cs}$, рассеянных в природной среде: а) непосредственно после взрыва; б) через 10 лет после взрыва; в) в настоящее время. Через сколько лет активность изотопов $^{137}_{55}\text{Cs}$ и $^{90}_{38}\text{Sr}$, образовавшихся при взрыве, уменьшится: а) в 100 раз; б) в 1000 раз?

3.24. Датчик γ -излучения, помещенный в воду, зарегистрировал 1500 импульсов в минуту. Найти удельную активность воды массой 3 кг, если эффективность регистрации счетчика 30%.

3.25. Сухие грибы имеют удельную активность по $^{137}_{55}\text{Cs}$ 68500 Бк/кг. По истечении какого времени удельная активность этих грибов снизится до нормы, предусмотренной временными допустимыми уровнями (ВДУ-92): 3700 Бк/кг.

IV. ЗАКОНЫ ОСЛАБЛЕНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

4.1. Радиоактивный $^{239}_{94}\text{Pu}$ испускает α -частицы с энергией 5,15 МэВ. На каком расстоянии от точечного изотропного источника, содержащего только плутоний, все испускаемые им α -частицы полностью поглощаются в воздухе, находящимся при нормальных условиях?

4.2. Какую толщину должен иметь защитный экран из свинца, снижающий в геометрии узкого пучка мощность дозы рентгеновского излучения с энергией 0,05 МэВ в точке детектирования на 75%? Коэффициент ослабления свинца для данной энергии излучения равен 82 см^{-1} .

4.3. Интенсивность пучка моноэнергетических γ -лучей после прохождения через слой свинца толщиной 4 см уменьшилась в 16 раз. Определить толщину слоя половинного ослабления.

4.4. Интенсивность пучка моноэнергетических γ -лучей после прохождения через слой некоторого материала толщиной 4 см уменьшилась в 8 раз. Определить толщину слоя половинного ослабления.

4.5. Найти линейный коэффициент ослабления вещества, если его слой толщиной 5 см ослабляет поток γ -излучения в 2 раза.

4.6. Найти количество слоев половинного ослабления, уменьшающего поток излучения в 128 раз.

4.7. Определить для свинца толщину слоя половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ для γ -излучения с энергией 2,2 МэВ, если линейный коэффициент ослабления в этом случае $\mu = 0,5 \text{ см}^{-1}$.

V. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

5.1. Сколько пар однозарядных ионов создается в 1 м^3 сухого воздуха под действием рентгеновского излучения при нормальных условиях, если экспозиционная доза составляет 5 Р?

5.2. Гамма-излучение поглощается сухим воздухом. Какая энергия поглощается: а) кубическим метром; б) килограммом воздуха, если экспозиционная доза гамма-излучения составляет 1 Р? Для создания одной пары ионов в воздухе необходима энергия 33,85 эВ. Плотность воздуха при нормальных условиях $1,29 \text{ кг/м}^3$.

5.3. Рассчитать в зивертах эквивалентную дозу гамма-излучения в теле человека в результате его тотального облучения при экспозиционной дозе $1,26 \cdot 10^4 \text{ Кл/кг}$.

5.4. Оценить поглощенную дозу γ -излучения в теле человека за месяц в результате его облучения при мощности экспозиционной дозы 20 мкР/ч .

5.5. В Гималаях космические лучи создают 80 пар ионов в 1 см^3 воздуха за 1 секунду. Найти поглощенную дозу, если плотность воздуха равна $1,293 \text{ кг/м}^3$, а на образование одной пары ионов затрачивается энергия 33,85 эВ.

5.6. Собака массой 10 кг подверглась облучению 10^{11} α -частиц с энергией каждой в 2,4 МэВ. Найти поглощенную дозу в радах и эквивалентную дозу в Зивертах, полученные собакой.

5.7. Требуется ли созданий защиты, если на рабочем месте персонала от источников ионизирующих излучений мощность эквивалентной дозы составляет 2,3 нЗв/с? Доза облучения распределяется по году равномерно, рабочее время за год – 1700 часов, а предельно допустимая доза для персонала – 20 мЗв/год.

5.8. В воздухе за счет космического излучения образуются приблизительно 2 пары ионов в 1 см³ за 1 секунду. Определить эквивалентную дозу гамма-излучения в воздухе за год, если на образование одной пары ионов идет энергия 33,85 эВ.

5.9. На γ -радиометре с эффективностью регистрации 20% (регистрируется каждый пятый квант) от 200 мл молока в течение 100 с измерено 300 импульсов. Чему равна активность этого молока, вычисленная в системе Си и во внесистемных единицах? Можно ли пить это молоко, руководствуясь нормами радиационной безопасности?

5.10. В таблице приведены средние эквивалентные дозы облучения органов и тканей при рентгенологическом обследовании грудной клетки. Определить эффективную дозу, полученную пациентом при таком обследовании.

Наименование органа или ткани	Эквивалентная доза, мкЗв
Лёгкие	180
Молочная железа	30
Щитовидная железа	50
Красный костный мозг	110
Гонады	10
Поверхность костной ткани	23
Все другие органы	20

5.11. При облучении участка тела человека смешанным потоком α и β -частиц поглощённая доза за счёт β -излучения составила 2 рада, за счёт α -излучения – 0,5 рада. Какой поглощённой дозе рентгеновского излучения соответствует по биологическому действию такое облучение?

5.12. В организм человека одноразово поступило $3 \cdot 10^{-13}$ кг радионуклидов $^{131}_{53}\text{J}$. Определите эквивалентную дозу, полученную щитовидной железой человека за 10 дней. Массу щитовидной железы считать равной 20 г. Период полураспада йода 8,04 суток. Считать, что щитовидная железа поглотила 25% от поступившего в организм количества йода, а при распаде одного ядра $^{131}_{53}\text{J}$ ею поглощается энергия 0,19 МэВ.

5.13. При внутритканевой лучевой терапии в центр злокачественной опухоли массой 5 г ввели шарик с радиоактивным $^{198}_{79}\text{Au}$, активность которого равна 150 МБк. Рассчитать поглощенную дозу в опухоли, если радиоактивный препарат находился в ней 5 минут. Энергия одного распада 0,5 МэВ.

5.14. Датчик γ -излучения, помещенный в воду, зарегистрировал 500 импульсов в минуту. Найти удельную активность воды массой 2 кг, если эффективность регистрации счетчика 40%.

5.15. Сколько пар ионов образуется ежесекундно в 2 кг облучаемого воздуха при мощности экспозиционной дозы: а) 1 Р/ч; б) 25 мкР/ч; в) 10 Кл/(кг·с)?

5.16. Определить годовую поглощенную и эквивалентную дозы внешнего фонового гамма-излучения жителей г. Брагин Гомельской области в 1990 году, считая, что они в среднем проводили 5 часов в день на открытом воздухе. Средняя мощность экспозиционной дозы в этом населенном пункте на расстоянии 1 м от поверхности земли примерно была равна 270 мкР/ч, внутри зданий – 30 мкР/ч.

5.17. В 1996 г. активность радионуклида $^{137}_{55}\text{Cs}$ в теле большинства взрослых жителей г. Гомеля составляла 40-60 нКи. Исходя из этих данных, определить годовую эквивалентную дозу, получаемую человеком за счет внутреннего облучения радионуклидами $^{137}_{55}\text{Cs}$. Считать массу человека равной 70 кг. Энергия γ -излучения – $1,06 \cdot 10^{-13}$ Дж, β -частиц – $1,28 \cdot 10^{-13}$ Дж при распаде одного ядра $^{137}_{55}\text{Cs}$.

5.18. Мощность поглощенной дозы рентгеновского излучения, действующего на телевизор, находящегося на расстоянии 250 см от экрана цветного телевизора, равна $2,5 \cdot 10^{-3}$ мкГр/ч. Рассчитать годовую эквивалентную дозу, полученную телевизором при 3-часовой ежедневной продолжительности просмотра телепередач.

5.19. Определить эффективную дозу, получаемую легкими человека за $t = 20$ мин, если они облучаются α -частицами с энергией 5,5 МэВ в результате распада радиоизотопа радона $^{222}_{86}\text{Rn}$. Объемная активность радона в помещении 100 Бк/м³, средний объем легких – 3 дм³.

VI. ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ВЫХОД ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

6.1. Какую массу m воды можно нагреть от 0°C до кипения за счет теплоты, выделившейся при распаде 1 г лития в ходе реакции $^7_3\text{Li} (\rho, \alpha)$? Теплоемкость воды 4200 Дж/(кг·°C).

6.2. Какая энергия Q выделится при реакции $^{27}_{13}\text{Al} + ^4_2\text{He} = ^{30}_{14}\text{Si} + ^1_1\text{H}$, если подвергаются превращению все ядра находящиеся в 1 г алюминия?

6.3. Масса $m = 1$ г урана $^{235}_{92}\text{U}$ в равновесии с продуктами его распада выделяет мощность $P = 1,07 \cdot 10^7$ Вт. Найти молярную теплоту, выделяемую одним молем урана за среднее время жизни t его ядра.

6.4. В одном акте деления ядра урана $^{235}_{92}\text{U}$ освобождается энергия 200 МэВ. Определить: а) энергию, выделяющуюся при распаде всех ядер этого изотопа, содержащихся в $m = 1$ кг; б) массу каменного угля с удельной теплотой сгорания $q = 29,3$ МДж/кг, эквивалентную в тепловом отношении распаду 1 кг урана $^{235}_{92}\text{U}$.

6.5. Мощность P двигателя атомного судна составляет 15 МВт, его КПД равен 30%. Определить месячный расход ядерного горючего при работе этого двигателя (в одном акте деления ядра $^{235}_{92}\text{U}$ выделяется энергия $E_1 = 3,2 \cdot 10^{-11}$ Дж).

6.6. Считая, что в одном акте деления ядра урана $^{235}_{92}\text{U}$ высвобождается энергия 200 МэВ, определить массу m этого изотопа, подвергнутого делению при взрыве атомной бомбы с тротильным эквивалентом $3 \cdot 10^7$ кг, если тепловой эквивалент тротила $q = 4,19$ МДж/кг.

6.7. Ядерная реакция $^{14}\text{N}(\alpha, p)^{17}\text{O}$ вызвана α -частицей, обладающей кинетической энергией $T_\alpha = 4,2$ МэВ. Определить тепловой эффект этой реакции, если протон, вылетевший под углом $\Theta = 60^\circ$ к направлению движения α -частицы, получил кинетическую энергию $T_p = 2$ МэВ.

6.8. Изотоп $^{240}_{96}\text{Cm}$ испускает α -частицы с энергией 6,25 МэВ. Найти теплоту, выделяющуюся при полном распаде 2 мг изотопа.

6.9. Определить наибольшую энергию β -частиц, возникающих при превращении нейтрона в протон.

6.10. Реакция образования радиоактивного изотопа углерода ^{11}C имеет вид $^{10}\text{B}(D, n)^{11}\text{C}$, где D – дейтрон. Какая энергия Q выделится при этой реакции?

6.11. Найти электрическую мощность атомной электростанции, расходующей 3,4 г $^{235}_{92}\text{U}$ в сутки, если КПД равен 32%. При делении одного ядра $^{235}_{92}\text{U}$ выделяется энергия $E_1 = 3,2 \cdot 10^{-11}$ Дж.

6.12. Найти энергию, выделяющуюся при ядерной реакции синтеза гелия из протонов и нейтронов, если получено 4 г гелия.

6.13. Определить мощность взрыва 30 кг $^{235}_{92}\text{U}$, если поделилось 0,2% содержащихся в нем ядер, а цепная реакция длилась 1 мкс. Энергия деления одного ядра равна 200 МэВ.

6.14. Мировые геологические запасы урана, пригодные для промышленной разработки, оцениваются в настоящее время в $25 \cdot 10^6$ тонн. Какое количество электроэнергии может быть выработано на этих запасах при однократном использовании природного урана? Содержание делящихся изотопов в природном уране принять равным 0,7%. Количество энергии, выделяющейся при делении всех ядер в 1 г урана, равно $8,2 \cdot 10^{11}$ Дж, физические потери в реакторе – 15%, КПД электростанции – 30%.

6.15. Определите энергетический выход ΔE ядерных реакций:

а) $^7_3\text{Li} + ^2_1\text{H} \rightarrow ^8_4\text{Be} + ^1_0\text{n}$, если энергия связи ядра изотопа бериллия равна 56,4 МэВ; изотопа лития – 39,2 МэВ; дейтерия – 2,2 МэВ;

б) $^2_1\text{H} + ^2_1\text{H} \rightarrow ^3_2\text{He} + ^1_0\text{n}$, если энергия связи ядра изотопа гелия равна 7,7 МэВ; ядра атома дейтерия – 2,2 МэВ.

6.16. Найти энергию, выделяющуюся при реакциях:

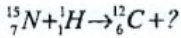
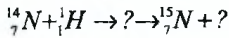
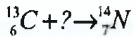
а) $^7_3\text{Li} + ^1_1\text{H} \rightarrow ^4_2\text{He} + ^4_2\text{He}$; б) $^2_1\text{H} + ^3_2\text{He} \rightarrow 2 \cdot ^1_1\text{H} + ^3_1\text{H}$;

в) $^2_1\text{H} + ^3_2\text{He} \rightarrow ^1_1\text{H} + ^4_2\text{He}$; г) $^9_4\text{Be} + ^2_1\text{H} \rightarrow ^{10}_5\text{B} + ^1_0\text{n}$.

6.17. В термоядерной реакции $^2_1\text{H} + ^3_2\text{He} \rightarrow ^1_1\text{p} + ^4_2\text{He}$ в каждом акте выделяется энергия $E = 18,4$ МэВ. Какая энергия выделяется в реакции $^3_2\text{He} + ^3_2\text{He} \rightarrow 2 \cdot ^1_1\text{p} + ^4_2\text{He}$, если дефект массы ядра ^3_2He на 0,006 а.е.м. больше, чем у ядра ^2_1H ? Одной атомной единице массы соответствует энергия $E = 931,5$ МэВ.

VII. ЗАКОНЫ СОХРАНЕНИЯ

7.1. Источником энергии солнечного излучения является энергия образования гелия из водорода по следующей циклической реакции: ${}^{12}_6\text{C} + {}^1_1\text{H} \rightarrow {}^{13}_7\text{N} \rightarrow {}^{13}_6\text{C} + ?$



Найти недостающие изотопы (частицы) в превращениях.

7.2. Определить скорости продуктов реакции ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^7\text{Li}$, протекающей в результате взаимодействия тепловых нейтронов с покоящимися ядрами бора.

7.3. При делении ядра урана ${}^{235}_{92}\text{U}$ под действием замедленного нейтрона образовались осколки с массовыми числами $A_1 = 90$ и $A_2 = 143$. Определить число нейтронов, вылетевших из ядра в данном акте деления. Определить энергию и скорость каждого из осколков, если они разлетаются в противоположные стороны и их суммарная кинетическая энергия $T = 160$ МэВ, кинетической энергией вылетевших нейтронов пренебречь.

7.4. При бомбардировке ядер ${}^7_3\text{Li}$ протонами образуется радиоактивный изотоп бериллия ${}^7_4\text{Be}$ с периодом полураспада $T_{1/2} = 4,67 \cdot 10^6$ с. Найти выход реакции k_1 (отношение числа произошедших актов ядерного превращения к числу бомбардирующих частиц), если известно, что бомбардирующие протоны с общим зарядом $q = 1$ мкКл вызывают активность полученного препарата $A = 6,51 \cdot 10^6$ Бк.

7.5. При бомбардировке изотопа лития ${}^6_3\text{Li}$ дейтроном образуется две α -частицы, разлетающиеся симметрично под углом φ к направлению скорости дейтрона. Какую кинетическую энергию W_2 имеют образующиеся α -частицы, если энергия дейтрона $W_1 = 0,2$ МэВ? Найти угол φ .

7.6. Ядро свободного покоящегося атома радия ${}^{226}_{88}\text{Ra}$ претерпевает альфа-распад. Энергия связи ядра ${}^{226}_{88}\text{Ra}$ равна 1731,6 МэВ, ядра ${}^{222}_{86}\text{Rn}$ — 1708,2 МэВ, альфа-частицы — 28,3 МэВ. Полагая, что дочернее ядро радона ${}^{222}_{86}\text{Rn}$ образуется в невозбужденном состоянии, определить: а) скорость образовавшейся альфа-частицы; б) скорость дочернего ядра.

7.7. При бомбардировке изотопа лития ${}^6_3\text{Li}$ дейтронами образуется две α -частицы. При этом выделяется энергия $Q = 22,3$ МэВ. Зная массы дейтрона ${}^2_1\text{D}$ и α -частицы, найти массу m изотопа лития ${}^6_3\text{Li}$.

7.8. Протон с энергией $E = 0,1$ МэВ рассеивается на ядре атома гелия под углом 90° . Определить кинетические энергии ядра и протона после рассеяния.

Периоды полураспада некоторых изотопов

Z	Название	Обозначение	T _{1/2}
1	Водород	${}^3_1\text{H}$	12,3 года
2	Гелий	${}^6_2\text{He}$	0,81 с
6	Углерод	${}^{14}_6\text{C}$	5730 лет
7	Азот	${}^{13}_7\text{N}$	9,96 мин
8	Кислород	${}^{15}_8\text{O}$	2,03 мин
11	Натрий	${}^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 лет
		${}^{24}_{11}\text{Na}$	14,96 ч
12	Магний	${}^{27}_{12}\text{Mg}$	10 мин
15	Фосфор	${}^{32}_{15}\text{P}$	14,3 сут
17	Хлор	${}^{38}_{17}\text{Cl}$	37,18 мин
19	Калий	${}^{40}_{19}\text{K}$	$1,28 \cdot 10^9$ лет
20	Кальций	${}^{45}_{20}\text{Ca}$	164 сут
26	Железо	${}^{59}_{26}\text{Fe}$	45,1 сут
27	Кобальт	${}^{60}_{27}\text{Co}$	5,27 года
35	Бром	${}^{82}_{35}\text{Br}$	35,34 ч
38	Стронций	${}^{90}_{38}\text{Sr}$	29 лет
47	Серебро	${}^{110}_{47}\text{Ag}$	249,9 сут
49	Индий	${}^{115}_{49}\text{In}$	$4 \cdot 10^{14}$ лет
53	Йод	${}^{131}_{53}\text{I}$	8,02 сут
55	Цезий	${}^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 года
		${}^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 лет
58	Церий	${}^{141}_{58}\text{Ce}$	32,5 сут
		${}^{144}_{58}\text{Ce}$	284 сут
79	Золото	${}^{198}_{79}\text{Au}$	2,69 сут
84	Полоний	${}^{210}_{84}\text{Po}$	138,38 сут
		${}^{214}_{84}\text{Po}$	$14,2 \cdot 10^{-9}$ с
86	Радон	${}^{220}_{86}\text{Rn}$	55,6 с
		${}^{222}_{86}\text{Rn}$	3,8 сут
88	Радий	${}^{226}_{88}\text{Ra}$	1590 лет
89	Актиний	${}^{225}_{89}\text{Ac}$	10 сут
92	Уран	${}^{235}_{92}\text{U}$	$7 \cdot 10^8$ лет
		${}^{238}_{92}\text{U}$	$4,5 \cdot 10^9$ лет

Таблица атомных масс некоторых элементов

Z	Наименование	Символ	Масса атома в а.е.м
1	Водород	${}^1_1\text{H}$	1,00783
		${}^2_1\text{H}$	2,01410
		${}^3_1\text{H}$	3,01605
2	Гелий	${}^3_2\text{He}$	3,01603
		${}^4_2\text{He}$	4,00260
3	Литий	${}^6_3\text{Li}$	6,01513
		${}^7_3\text{Li}$	7,01601
4	Бериллий	${}^7_4\text{Be}$	7,01693
		${}^8_4\text{Be}$	8,00531
		${}^9_4\text{Be}$	9,01219
5	Бор	${}^{10}_5\text{B}$	10,01294
		${}^{11}_5\text{B}$	11,00930
6	Углерод	${}^{12}_6\text{C}$	12,00000
		${}^{13}_6\text{C}$	13,00335
		${}^{14}_6\text{C}$	14,00324
7	Азот	${}^{13}_7\text{N}$	13,00574
		${}^{14}_7\text{N}$	14,00307
8	Кислород	${}^{16}_8\text{O}$	15,99491
		${}^{17}_8\text{O}$	16,99913
10	Неон	${}^{20}_{10}\text{Ne}$	19,99244
12	Магний	${}^{23}_{12}\text{Mg}$	22,99413
		${}^{24}_{12}\text{Mg}$	23,98504
13	Алюминий	${}^{27}_{13}\text{Al}$	26,98154
14	Кремний	${}^{28}_{14}\text{Si}$	27,97690
		${}^{30}_{14}\text{Si}$	29,97377
20	Кальций	${}^{40}_{20}\text{Ca}$	39,96257
26	Железо	${}^{56}_{26}\text{Fe}$	55,93490
27	Кобальт	${}^{56}_{27}\text{Co}$	55,93984
29	Медь	${}^{63}_{29}\text{Cu}$	62,92960
30	Цинк	${}^{68}_{30}\text{Zn}$	67,92480

ЛИТЕРАТУРА

1. Дорожко, С.В. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность: в 3 частях / С.В. Дорожко, В.П. Бубнов, В.Т. Пустовит. – Мн.: Дикта, 2006. – Часть 3: Радиационная безопасность.
2. Асаенок, И.С. Радиационная безопасность: учеб. пособие / И.С. Асаенок, А.И. Навоша. – Мн.: Бестпринт, 2004.
3. Аверьянова, А.В. Что нужно знать о радиации / А.В. Аверьянова, В.П. Луговский, И.М. Русак. – Мн.: Вышэйшая школа, 1992.
4. Ветрова, В.Т. Курс радиационной безопасности: учеб. пособие для сельскохозяйственных вузов / В.Т. Ветрова [и др.]. – Мн.: Ураджай, 1995.
5. Тушин, Н.Н. Факты для жизни. Белорусское специальное издание для районов, пострадавших от последствий аварии на Чернобыльской АЭС / Н.Н. Тушин, Э.К. Капитонова. – Мн.: ЮНИСЕФ, 2008.
6. Тушин, Н.Н. Основы радиозоологии и безопасной жизнедеятельности: пособие для учителей / Под общ. ред. Т.Н. Ковалевой, Г.А. Соколик, С.В. Овсянниковой. – Минск: Тонпик, 2008.
7. Голубев, Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
8. Иванов, В. И. Курс дозиметрии. – М.: Атомиздат, 1988.
9. Иванов, В.И. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений / В.И. Иванов, В.П. Машкович. – М.: Атомиздат, 1973.
10. Ибрагимов, М.Х. Атомная энергетика. Физические основы: учеб. пособие для вузов. – М.: Высш. шк., 1987.
11. Кашеев, В.П. Ядерные энергетические установки. – М.: Высш. шк., 1989.
12. Козлов, В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
13. Люцко, А.М. Фон Чернобыля. – Мн.: БелСЭ, 1990.
14. Люцко, А.М. Выжить после Чернобыля / А.М. Люцко, И.В. Ролевич, В.Н. Тернов. – Мн.: Высш. шк., 1990.
15. Матвеев, Л.В. Почти все о ядерном реакторе / Л.В. Матвеев, А.П. Рудик. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
16. Нормы радиационной безопасности (НРБ – 2000): ГН 2.6.1.8-127-2000. – Мн.: УП «ДИЭКОС», 2002.
17. Савастенко, В.А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности. – Мн.: Дизайн ПРО, 1998.
18. Сивинцев, Ю.В. Насколько опасно облучение. – М.: Издат, 1991.
19. Сивухин, Д.В. Общий курс физики. Том V. Атомная и ядерная физика. – М.: Наука, 1989. – Часть 2: Ядерная физика.
20. Усманов, С.М. Радиация: Справочные материалы. – М.: Гуманит. изд. центр ВЛАДОС, 2001.
21. Широков, Ю.М. Ядерная физика / Ю.М. Широков, Н.П. Юдин. – М.: Наука, 1972.

УЧЕБНОЕ ИЗДАНИЕ

**Константин Иванович Русаков
Юрий Петрович Ракович
Татьяна Леонидовна Кушпер
Зоя Витальевна Русакова
Александр Иванович Пинчук**

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Конспект лекций и лабораторный практикум

*Рекомендовано Советом Брестского государственного
технического университета в качестве пособия для студентов
технических и экономических специальностей*

Ответственный за выпуск: Русаков К.И.

Редактор: Боровикова Е.А.

Компьютерная верстка: Карман Е.Л., Боровикова Е.А.

Корректор: Пикитчик Е.В.

ISBN 978-985-493-246-0



9 789854 932460

Лицензия № 02330/0549435 от 8.04.2009г.

Подписано к печати 20.12.2012 г. Формат 60×84¹/₁₆.

Гарнитура Times New Roman. Усл.-печ. л. 8,4.

Уч.-изд. л. 9,0. Заказ № 1383. Тираж 100 экз.

Отпечатано на ризографе учреждения
образования «Брестский государственный
технический университет».

224017, г. Брест, ул. Московская, 267.