

Кафедра «Экология»

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Учебный комплекс
для студентов всех специальностей

Учебное электронное издание

М и н с к 2 0 1 1

УДК 504.06+ 613.6 (076.5)

А в т о р ы :

Г.И. Морзак, И.В. Ролевич, Е.В. Зеленухо

Р е ц е н з е н т ы :

Я.Э. Кенигсберг, заведующий лабораторией «Радиационная безопасность» ГУ «Республиканский научно-практический центр гигиены» Минздрава РБ, доктор биологических наук, профессор
В.И. Глуховский, заведующий НИЛ «Экопром» БНТУ, кандидат технических наук

Учебный комплекс содержит современные сведения, необходимые студенту для выполнения практических и лабораторных работ по курсу «Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность». В учебном комплексе приведены основные методики по обнаружению и измерению ионизирующих излучений, даётся общее представление о радиации, радионуклидах, последствиях катастрофы на Чернобыльской АЭС. Большое внимание уделено решению практических задач, методам измерения доз излучения, радиоактивности почвы, строительных материалов, продуктов питания, даров леса, сведения о радиационной разведке и др. для использования их студентами. Представлены описания различных типов дозиметров и радиометров, порядок подготовки их к работе, её выполнения и оформления. Учебный комплекс предназначен для студентов всех специальностей, аспирантов, преподавателей.

Белорусский национальный технический университет
пр-т Независимости, 65, г. Минск, Республика Беларусь
Тел.(017)293-91-29

© Морзак Г.И., Ролевич И.В., Зеленухо Е.В. 2011
© БНТУ, 2011

ОГЛАВЛЕНИЕ

	ВВЕДЕНИЕ	6
	Памятка для студентов по подготовке, выполнению и оформлению практической и лабораторной работы	8
ГЛАВА 1	ФИЗИЧЕСКАЯ ПРИРОДА И ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ	9
1.1	Радиоактивные превращения атомных ядер	12
	Практическая работа 1. Расчетные задачи	12
1.2	Виды и характеристики ионизирующих излучений	23
1.2.1	Дозиметрические величины и их единицы измерения	23
1.2.1.1	Дозиметрия	23
	Лабораторная работа 1. Дозиметрия ионизирующих излучений. Бытовые дозиметры и радиометры	26
1.2.1.2	Дозиметрические величины	35
	Практическая работа 2. Расчетные задачи	39
	Практическая работа 3. Оценка доз внешнего и внутреннего радиационного облучения человека	48
1.2.2	Ядерное оружие и атомная энергетика, как источники радиационной опасности	52
	Практическая работа 4. Расчетные задачи	53
ГЛАВА 2	ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЖИВЫХ ОРГАНИЗМОВ	59

	Биологическое действие ионизирующих излучений	59
	Практическая работа 5. Расчетные задачи	60
ГЛАВА 3	КАТАСТРОФА НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС И ЕЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ДЛЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ	62
	Практическая работа 6. Расчетные задачи	63
	Практическая работа 7. Оценка радиационной обстановки при радиоактивном загрязнении местности после аварии на АЭС	67
	Лабораторная работа 2. Изменение удельной активности проб почвы	73
ГЛАВА 4	МЕРОПРИЯТИЯ ПО ЗАЩИТЕ НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	80
4.1	Мероприятия по радиационной безопасности	80
	Практическая работа 8. Расчетные задачи	81
4.2	Система радиационного мониторинга и контроля продуктов питания в Республике Беларусь	88
4.2.1	Контроль загрязненности продуктов питания	90
	Лабораторная работа 3. Определение удельной β -активности продуктов питания	90
	Лабораторная работа 4. Определение удельной β -активности пищевых продуктов, выросших в лесу	94
	Лабораторная работа 5. Определение активности изотопов цезия и калия в строительных материалах	100
	Лабораторная работа 6. Определение удельной активности радионуклидов в пробах	106

4.3	Способы защиты от ионизирующей радиации	112
	Практическая работа 9. Расчетные задачи	112
	Лабораторная работа 7. Методы защиты от ионизирующего излучения	118
	Приложение	125
	Глоссарий	161
	Литература	168

«...Ваши идеи не будут работать, пока вы не начнете работать.
Освальд Эвери.»

«...Отношение людей к той или иной опасности определяется тем, насколько хорошо она им знакома.»

ВВЕДЕНИЕ

Радиационная безопасность – комплекс научно обоснованных мероприятий, обеспечивающих защиту человека и объектов окружающей среды от вредного воздействия ионизирующих излучений. Она является элементом экологической безопасности и состоянием защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. Важной задачей радиационной безопасности является разработка системы радиационного контроля, позволяющей осознанно выбрать средства и определить частоту измерения уровня радиации, а также установить величину активности радиоактивных веществ в продуктах питания и строительных материалах и т.д. В связи с этим, вопросы контроля радиоактивного загрязнения окружающей среды, продуктов питания, сельхозпродукции, строительных материалов и др., оценка и прогнозирование риска воздействия ионизирующего излучения на живые организмы и т.д. приобрели особую актуальность.

Современный уровень радиоэкологических знаний не позволяет подавляющему большинству населения объективно оценивать существующую ситуацию и вести себя адекватно, правильно ориентироваться в информационном потоке и критически относиться к многочисленным, не всегда обоснованным «рекомендациям». Поэтому чем больше люди, тем более выпускники вузов, овладеют знаниями о радиации, и о той пользе, которую она приносит, а также оценят опасность, которую влечёт небезопасное ее использование, тем лучше они будут выполнять свои функции.

И радиоактивность, и сопутствующие ей ионизирующие излучения существовали на Земле задолго до зарождения на ней жизни. И сейчас они являются одним из многих естественных факторов окружающей среды. Активно входят в нашу жизнь также ядерная наука и техника. Несмотря на множество плюсов, ядерные технологии имеют много минусов, основной из которых – аварии на радиационноопасных объектах, после которых может погибнуть даже все человечество. Самая крупная катастрофа современности – авария на Чернобыльской АЭС подорвала доверие к ядерной энергетике и обусловила принятие мер по повышению безопасности АЭС.

Поэтому необходимо чтобы на таких объектах работали только хорошо образованные в данной области специалисты. Знание ими свойств радиации и особенностей ее воздействия на живые организмы позволят свести к минимуму связанные с ее использованием риски и по достоинству оценить те блага, которые приносит человеку применение достижений ядерной физики в различных сферах.

Система непрерывного образования в области радиационной безопасности для решения задач Национальной стратегии устойчивого социально-экономического развития Республики Беларусь (НСУР–2020) предусматривает создание учебного комплекса по «Радиационной безопасности». Такой комплекс будет одним из вариантов нового поколения учебной литературы. Предназначен он для более эффективного изучения предмета «Радиационная безопасность» с использованием современных информационных технологий обучения. Учебный комплекс включает в себя пособие по радиационной безопасности (теоретический курс, часть 1) и руководство к практическим и лабораторным занятиям (часть 2). Учебный комплекс может использоваться, как в составе других дисциплин (например, «Защита населения и хозяйственных объектов от чрезвычайных ситуаций», «Безопасность жизнедеятельности» и др.), так и как самостоятельная дисциплина.

Учебный комплекс по радиационной безопасности является одним из элементов организации образовательной деятельности по очной, заочной и очно-заочной форм обучения и повышения качества усвоения учебного материала. Он является эффективным способом повышения радиоэкологических знаний специалистов. Объединяет теоретические знания о радиационной безопасности с лабораторными и практическими занятиями. Основной целью предлагаемого учебного комплекса является выработка у студентов практических навыков в решении задач по радиационной безопасности и мотивации к самостоятельной работе

Авторы рассчитывают и заранее благодарны за все критические отзывы и предложения, которые в дальнейшем помогут улучшить качество пособия.

ПАМЯТКА

для студентов по подготовке, выполнению и оформлению
практической и лабораторной работы

В лаборатории ознакомьтесь с правилами безопасности и распишитесь в специальном журнале о соблюдении их.

Студент допускается к выполнению работы с приборами лишь после ознакомления с методическими указаниями по выполнению лабораторной работы и особенностями работы с прибором. Лабораторная и практическая работа выполняется под руководством и наблюдением преподавателя или учебно-вспомогательного персонала. Перед включением прибора убедитесь в его исправности и безопасности включения. Аккуратно обращайтесь с исследуемыми пробами. Следите за порядком на лабораторном столе.

Перед выполнением лабораторной и практической работы в отчет о выполнении работы записать название работы, цель, решаемые задачи, формулы расчета и таблицы для заполнения. Записывают не только конечные результаты, но также и все промежуточные расчеты.

После выполнения работы итог оформляется в виде таблиц, содержащих полученные данные и результаты вычислений. Каждая таблица должна иметь название. Графики экспериментальной работы вклеивают в рабочий журнал. В конце каждой лабораторной работы необходимо привести краткие выводы.

После окончания работы выключите прибор, приведите в порядок рабочее место. Доложите преподавателю об окончании работы с прибором и замеченных неисправностях.

Оформление работы и все расчёты в лабораторных и практических работах производят на рабочем месте вдали от радиоактивных проб и приборов. В конце занятия учащийся сдает преподавателю выполненную работу.

ГЛАВА 1. ФИЗИЧЕСКАЯ ПРИРОДА И ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ

Теория. *Атомные ядра* (нуклиды) состоят из протонов и нейтронов (рис. 1.1). Эти частицы объединяет общее название – нуклоны. Число протонов в ядре определяет атомный номер химического элемента в таблице Менделеева (рис. 1П) и обозначается буквой Z . Общее число нуклонов в ядре определяет массовое число, которое записывают буквой A . Нуклид обозначают символом его химического элемента X и сверху и снизу слева указывают A и Z : , Например, и .

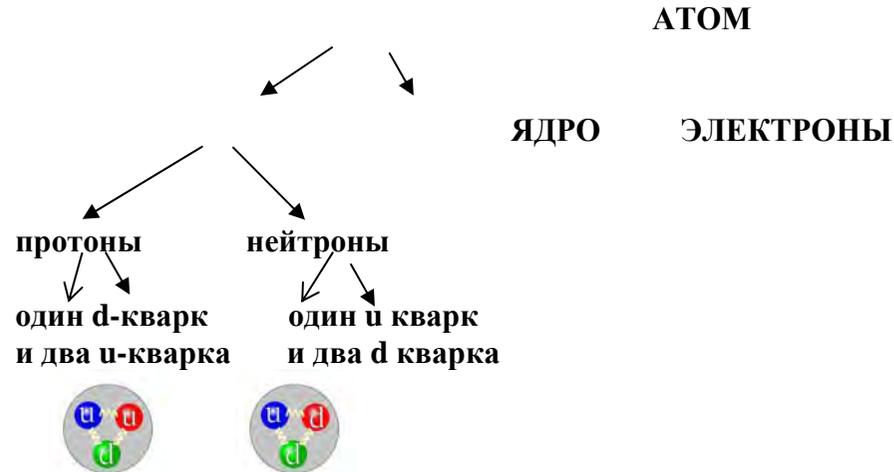
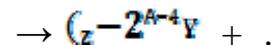


Рис 1.1. Строение атома

Радиоактивность – процесс самопроизвольного превращения одних атомных ядер в другие, сопровождающийся испусканием одной или нескольких частиц. Атомы, подверженные таким превращениям, называют радиоактивными или радионуклидами. Основные виды радиоактивного распада: альфа (α)-, бета (β^1)-распады ядер и др.

Альфа-распад (α -распад) заключается в самопроизвольном испускании ядром атома α -частицы (ядра атома гелия).
Схема α -распада:



Более 120 α -радиоактивных ядер испускают α -частицу.

¹ Обозначаются буквами греческого алфавита (табл. 1П).

Бета-распадом (β -распад) называют процесс самопроизвольного превращения радиоактивного ядра в изобарное ядро с испусканием электрона или позитрона. Известны три вида β -распада: электронный (β^- -распад) распад, сопровождающийся переходом нейтрона в протон; позитронный (β^+ -распад) распад, сопровождающийся превращением протона в нейтрон и электронный захват (захват электрона ядром, например, k -захват). Схемы β -распадов:

$$\beta^- : \rightarrow +e^- + \bar{\nu}_e$$

$$\beta^+ : \rightarrow +e^+ + \nu_e$$

$$k\text{-захват: } e^- + \rightarrow + \nu_e$$

Здесь e^- , e^+ – символы электрона и позитрона, $\bar{\nu}_e$, ν_e – символы нейтрино и антинейтрино.

Известно около 900 β -радиоактивных изотопов.

Правило смещения – превращение одного химического элемента в другой и смещение вправо или влево от материнского радиоактивного химического элемента в периодической таблице Менделеева в результате радиоактивного распада. Например, если неустойчивое ядро материнского радионуклида испускает электрон, то заряд дочернего ядра увеличивается на единицу, а массовое число не изменяется. Дочерний химический элемент перемещается на одну клетку вправо в периодической таблице Менделеева. При испускании материнским радионуклидом α -частицы заряд ядра и массовое число дочернего элемента уменьшаются на 2 и 4 единицы, соответственно. В таблице Менделеева он перемещается влево на две клетки от исходного элемента.

Различают первичное (рождённое в источнике) и вторичное (образованное в результате взаимодействия излучения другого типа с веществом) ионизирующее излучение.

Гамма-излучение (γ -излучение) – самое коротковолновое электромагнитное излучение (длина волны 10^{-11} – 10^{-13} м). Имеет внутриядерное происхождение. Испускается при переходах «дочернего» ядра из более возбужденного энергетического состояния в менее возбужденное или основное состояние. Возникает при α - и β -распаде радиоактивных ядер, распаде элементарных частиц (например, покоящегося π^0 -мезона: $\pi \rightarrow \gamma + \gamma$), аннигиляции электронно-позитронных пар ($e^+ + e^- \rightarrow 2\gamma$) и взаимодействии быстрых заряженных частиц с веществом и др.

Все виды излучения обладают *проникающей и ионизирующей способностью*. Длина пробега и проникающая способность ионизирующего излучения зависит от типа частиц и их энергии и колеблется от долей миллиметра (α -излучение, осколки деления) до многих километров (мюоны космических лучей).

Проникающая способность – способность их проникать как через прозрачные, так и через непрозрачные тела. Проникающая в вещество, γ -излучение ослабевает в соответствии с законом ослабления радиоактивного излучения:

$$I_d = I_0 \exp(-\mu d),$$

где I_0 – начальная интенсивность излучения; I_d – интенсивность излучения после прохождения через вещество толщиной d ; μ – линейный коэффициент ослабления интенсивности, определяемый свойствами вещества, видом и энергией излучения.

Проникающая способность у α -излучения слабая (в воздухе – до 10 см.). Большая она у β -излучения (в воздухе – 20 м), и очень высокая (от сотен метров до нескольких километров) – у γ - и нейтронного излучения.

Ионизирующая способность – способность излучений ионизировать вещество при прохождении через него.

$$M + E_q = M^+ + e^-,$$

где M – атом или молекула, E_q – энергия кванта или частицы, M^+ – положительно заряженный ион, e^- – электрон.

Выделяют непосредственно потоки заряженных частиц и косвенно ионизирующее излучение (потоки нейтральных элементарных частиц – фотонов и нейтронов).

α -излучение обладает высокой ионизирующей способностью (образование в воздухе 30 тыс. пар ионов на 1 см пробега). Значительно меньшая она у β -излучения (40–150 пар ионов на 1 см пробега), и низкая – у γ - и нейтронное излучение (несколько пар ионов на 1 см пути).

В результате ионизации воздуха образуются вторичные и третичные электроны – дельта-лучи и эpsilon-лучи.

Активность – мера радиоактивности. Определяет количество атомных ядер, распадающихся за одну секунду, или число актов распада в секунду (скорость радиоактивного распада). Измеряется в Беккерелях (Бк²) – системная единица, либо Кюри (Ки) – внесистемная единица. Для характеристики уровня загрязнения радионуклидами объектов используются следующие величины:

- 1) Удельная активность (A_m) – активность 1 кг твердых или сыпучих образцов: $A_m = \frac{A}{m}$ (Бк/кг)
- 2) Объемная активность (A_v) – активность 1 л или 1 м³ жидких или газообразных образцов: $A_v = \frac{A}{V}$ Бк/м³, Бк/см³ и т.п.
- 3) Поверхностная активность (A_s) – активность единицы площади поверхности: $A_s = \frac{A}{S}$ (Бк/м², ПБк/м²³).
- 4) Молярная активность (A_μ) – активность 1 моля вещества: $A_\mu = \frac{A}{n}$ (Бк/моль).

² В работе используют общепринятые сокращения (табл. 2П).

³ В работе используют общепринятые приставки для образования десятичных кратных и дольных единиц (табл. 3П).

Закон радиоактивного распада – экспоненциальная зависимость, выражающая долю распавшихся радиоактивных изотопов с течением времени. За единицу времени распадается всегда одна и та же доля радиоактивных ядер для данного вида радиоактивного изотопа:

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

где N_0 – начальное число атомов для $t = 0$.

Постоянная распада – λ , характеризует долю ядер, распадающихся за единицу времени. Размерность ее с^{-1} . Период полураспада $T_{1/2}$ ⁴ и постоянная распада λ связаны между собой следующим соотношением

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \tau \cdot \ln 2 = 0,693 \cdot \tau,$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада, λ – постоянная распада радионуклида, τ – среднее время жизни радиоактивного ядра.

1.1. Радиоактивные превращения атомных ядер

Практическая работа 1

Расчетные задачи

Примеры решения задач

1.1. В какое ядро превратится ядро висмута, испустив α -частицу. Записать уравнение ядерной реакции.

Решение. Обозначим неизвестное ядро символом X . Так как при α -распаде атомный номер изменяется на -2 , а массовое число⁵ на -4 , то

$$Z = 83 - 2 = 81,$$

$$A = 212 - 4 = 208$$

Элемент с порядковым номером 81 в периодической системе – таллий, Tl . Следовательно, ядро висмута $^{212}_{83}Bi$ превратится в ядро таллия $^{208}_{81}Tl$. Уравнение реакции имеет вид:



⁴ Период полураспада $T_{1/2}$ – это время, в течение которого распадается половина начального количества ядер радионуклида.

⁵ В работе используются универсальные постоянные (4П).

1.2. Сколько α - и β -распадов испытывает уран ${}^{235}_{92}\text{U}$ в процессе последовательного превращения в свинец ?

Решение. Массовое число изменяется только при α -распаде. Значит, число α -распадов

$$n_{\alpha} = \frac{M_1 - M_2}{m_{\alpha}}$$

где M_1 , M_2 и m_{α} – массовые числа соответственно урана, свинца и α -частицы.

Подставляем в формулу значения массового числа и получаем

$$n_{\alpha} = \frac{235 - 207}{4} = 7$$

Заряд урана уменьшается на $7 \cdot 2 = 14$. Разница между зарядом ядер урана и свинца

$$Z_1 - Z_2 = 92 - 82 = 10.$$

При β -распаде заряд увеличивается на 1. Значит, произойдут 4 β -распада

$$14 - 10 = 4$$

Ответ: $n_{\alpha} = 7$; $n_{\beta} = 4$.

1.3. Определить активность 1 мг радия ${}^{226}\text{Ra}$.

Решение. Из СП находим период полураспада ${}^{226}\text{Ra}$ $T_{1/2} = 1600$ лет. Используя формулу

$$N = \frac{m \cdot N_A}{M},$$

определяющую связь массы радионуклида с его активностью, получаем

$$M = \quad ;$$

где N_A – число Авогадро, M – молярная масса.

$$A = \frac{m \cdot 0,693 \cdot N_A}{T_{1/2} \cdot M} = \frac{0,001 \cdot 0,693 \cdot 6,022 \cdot 10^{23}}{1600 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 60 \cdot 60 \cdot 226} = 3,66 \cdot 10^7 \text{ Бк} = 1 \text{ мКи.}$$

Ответ: 1 мКи.

1.4. Какая доля начального количества атомов распадется за два года в радиоактивном изотопе радия ^{228}Ra . Период полураспада ^{228}Ra принять равным 5 годам.

Решение. Доля распавшихся атомов – это отношение числа распавшихся атомов ΔN к начальному числу атомов N_0 . Согласно закону радиоактивного распада,

$$\Delta N = N_0 - N = N_0 \cdot (1 - e^{-\lambda t}),$$

где λ – постоянная распада, e – основание натурального логарифма.

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

$$e = 2,72.$$

$$\frac{\Delta N}{N_0} = 1 - e^{-\lambda t}.$$

$$\frac{\Delta N}{N_0} = 1 - 2,72^{-(0,693/5) \cdot 2} = 0,242$$

Ответ: 0,242.

1.5. Определить начальную активность A_0 радиоактивного препарата таллия ^{204}Tl массой 0,2 кг, а так же его активность A через 150 дней. Период полураспада ^{204}Tl принять равным 4 суток.

Решение. Начальная активность радиоактивного препарата:

$$A_0 = \lambda \cdot N_0 \quad (1),$$

где λ – постоянная распада.

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

N_0 – начальное число радиоактивных атомов:

$$N_0 = N_A \cdot \frac{m}{M} \quad (3),$$

где N_A – число Авогадро, M – молярная масса.
Подставив в (1) (2) и (3), получим

$$A_0 = \frac{m}{M} \cdot \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \cdot N_A$$

Активность спустя время t равна:

$$A_t = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

Учитывая, что

$$T_{1/2} = 4 \text{ суток} = 4 \text{ сут.} \cdot 24 \text{ ч.} \cdot 3600 \text{ с.} = 345600 = 3,5 \cdot 10^5 \text{ с};$$

$$m = 0,2 \text{ кг} = 0,2 \cdot 10^3 \text{ г};$$

$$\ln 2 = 0,693;$$

$$N_A = 6,02 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1};$$

$$M = 204 \text{ г} \cdot \text{моль}^{-1},$$

получаем

$$A_0 = \frac{0,2 \cdot 10^3}{204} \cdot \frac{0,693}{3,5 \cdot 10^5} \cdot 6,02 \cdot 10^{23} = 1,2 \cdot 10^{18} \text{ Бк}$$

Учитывая, что

$$e = 2,72;$$

$$t = 150 \text{ сут} = 150 \text{ сут.} \cdot 24 \text{ ч.} \cdot 3600 \text{ с} = 12960000 \text{ с}$$

$$A_t = 1,2 \cdot 10^{18} \cdot e^{-\lambda t} = 6,1 \cdot 10^6 \text{ Бк}$$

Ответ: $A = 6,1 \cdot 10^6$ Бк.

1.6. Активность кобальта ^{60}Co составляет 1 ГБк. Рассчитать число радиоактивных атомов через 5 лет. Период полураспада ($T_{1/2}$) $^{60}\text{Co} = 5,27$ года.

Решение. Активность спустя 5 лет равна

$$A_t = A_0 \cdot e^{-\lambda t},$$

где λ -постоянная распада.

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

Получаем

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t}$$

Ответ: $0,52 \cdot 10^9$ Бк.

1.7. При радиоактивном распаде ядер нуклида A_1 образуется радионуклид A_2 . Их постоянные распада равны λ_1 и λ_2 , соответственно. Полагая, что в начальный момент времени источник излучения содержит только ядра нуклида A_1 в количестве N_{10} . Определить:

- количество ядер A_2 через промежуток времени t ;
- промежуток времени, через который количество ядер A_2 достигнет максимума;
- в каком случае может возникнуть состояние переходного равновесия, при котором отношение количества обоих нуклидов будет оставаться постоянным. Чему равно это отношение?

Решение. а) В соответствии с основным законом радиоактивного распада

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

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

где постоянная распада λ определяется средним временем жизни радионуклида τ или периодом полураспада нуклида $T_{1/2}$.

Скорость же распада радионуклида A_1 в момент времени t или активность радионуклида в момент времени (t) равна:

$$= -\lambda_1 N_1(t),$$

где $N_1(t)$ – число радионуклидов A_1 в момент времени t , а $\lambda \cdot N(t)$ – активность радиоактивного источника:

$$A(t) = \lambda \cdot N(t)$$

Определяем, что число ядер радионуклидов A_2 в момент времени t определяется соотношением

$$N_2(t) = \frac{\lambda_1}{\lambda_2} - \lambda_1 N_{10} \cdot (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$$

б) Количество ядер нуклида A_2 достигает максимума через промежуток времени

$$t = t_m = -\lambda_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2}$$

с начала распада нуклида A_1 .

в) Состояние переходного равновесия в распаде нуклида $A_1 \rightarrow A_2$ может возникнуть, если период полураспада нуклида A_1 значительно больше периода полураспада нуклида A_2 , $T_{1/2}(A_1) \gg T_{1/2}(A_2)$:

$$\frac{N_2(t)}{N_1(t)} \approx \frac{T_{1/2}(A_2)}{T_{1/2}(A_1)}$$

1.8. Вычислите дефект массы Δm и энергию связи $E_{св}$ ядра атома бора .

Решение. Дефект массы ядра – это разность массы нуклонов (протонов и нейтронов), составляющих ядро, и массы ядра. Определяется он по формуле

$$\Delta m = [Zm_p + (A - Z) m_n] - m_{я}, \quad (1)$$

где Z – зарядовое число (число протонов в ядре); m_p – масса протона; A – массовое число (общее число нуклонов в ядре); $(A - Z)$ – число нейтронов в ядре; m_n – масса нейтрона; $m_{я}$ – масса ядра.

Массу ядра найдем по формуле

$$m_{\text{я}} = m_{\text{а}} - Zm_{\text{е}}, \quad (2)$$

где $m_{\text{а}}$ – масса атома; $m_{\text{е}}$ – масса электрона.

Преобразуем формулу (1) с учётом (2):

$$\Delta m = [Zm_{\text{р}} + (A - Z) \cdot m_{\text{н}}] - m_{\text{а}} - Zm_{\text{е}}, \quad (3)$$

где $m_{\text{р}} = m_{\text{H}}$ – масса атома водорода.

Из табл. 4П находим, что

$$m_{\text{H}} = 1,00783 \text{ а.е.м.},$$

$$m_{\text{н}} = 1,00867 \text{ а.е.м.},$$

$$m_{\text{а}} = 10,01294 \text{ а.е.м.}$$

С учетом этих данных (3) будет иметь вид

$$\Delta m = [5 \cdot 1,00783 + (10 - 5) \cdot 1,00867] - 10,01294 \text{ а.е.м.} = 0,06956 \text{ а.е.м.}, \quad (3)$$

Энергия связи ядра определяется по формуле

$$\Delta E = \Delta m c^2, \quad (4)$$

где c – скорость света в вакууме равна $3 \cdot 10^8$ м/с, Δm – дефект массы ядра.

Если энергию связи ΔE выразить в мегаэлектрон-вольтах (МэВ), дефект массы ядра Δm – в атомных единицах, то формула (4) принимает вид

$$\Delta E = 931 \Delta m, \quad (5)$$

где 931 – коэффициент, показывающий, какая энергия в МэВ соответствует массе в 1 а.е.м.

Подставив значение Δm в (5), вычислим энергию связи:

$$\Delta E = 931 \cdot 0,06956 \text{ МэВ} = 64,8 \text{ МэВ} \quad (5)$$

Ответ: $\Delta E = 64,8$ МэВ.

Задачи для самостоятельного решения

1.9. Атомная масса хлора принята равной 35,5. Хлор имеет два стабильных изотопа хлора ^{35}Cl и ^{37}Cl . Найти их процентное соотношение в природе.

Ответ: 75 и 25.

1.10. Определить массу радиоактивного препарата (табл. 5П, колонка 1, № варианта соответствует № фамилии в журнале, $T_{1/2}$ – 3 колонка) с начальной активностью, равной начальной активности радионуклида (табл. 5П, колонка 6, с $T_{1/2}$ – 7 колонка) массой 2 мг.

Ответ: зависит от выбранного радионуклида.

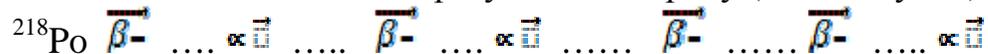
1.11. Определить активность 5 мг радия ^{226}Ra . Период полураспада ^{226}Ra $T_{1/2} = 1600$ лет.

Ответ: $18,5 \cdot 10^7$ Бк.

1.12. В какое ядро превратится ядро радионуклида (см. табл. 5П, колонка 1, свой вариант), испустив (см. колонку 2) α -частицу? Записать уравнение ядерной реакции.

Ответ: зависит от выбранного радионуклида.

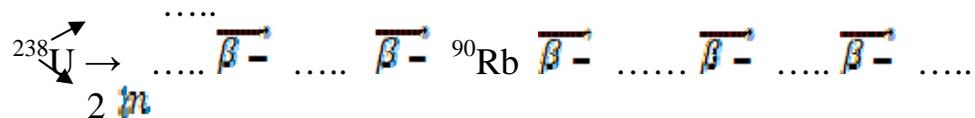
1.13. Укажите изотопы, образующиеся в ряду (см. схему 1П):



1.14. Ядро какого элемента получится, если ядро радия потеряет четыре α - и две β -частицы?

Ответ: платина .

1.15. Впишите недостающие члены цепочки:



1.16. Сколько α - и β -частиц образуется при переходе:

а) $^{234}\text{Th} \rightarrow ^{206}\text{Pb}$; б) $^{228}\text{Ac} \rightarrow ^{212}\text{Bi}$; в) $^{233}\text{U} \rightarrow ^{209}\text{Pb}$ (см. схему 1П)

1.17. Сколько протонов и сколько нейтронов содержат следующие изотопы: $^{16}_8\text{O}$; $^{40}_{19}\text{K}$; $^{88}_{38}\text{Sr}$; $^{89}_{38}\text{Sr}$; $^{90}_{38}\text{Sr}$; $^{133}_{55}\text{Cs}$; $^{134}_{55}\text{Cs}$; $^{137}_{55}\text{Cs}$;

$^{235}_{92}\text{U}$; $^{239}_{94}\text{Pu}$; $^{241}_{94}\text{Pu}$; ^1_1H ; ^3_1H .

Ответ: 8, 8; 19, 21 и т.д.

1.18. Ядро нептуния захватило электрон из К-оболочки атома (К-захват) и испустило α -частицу. Ядро какого элемента получилось в результате этих превращений?

Ответ: торий .

1.19. Определить начальную активность A_0 радиоактивного магния ^{28}Mg массой $m = 0,2$ мкг, а также активность A по истечении времени $t = 1$ ч. Предполагается, что все атомы изотопа радиоактивны.

Ответ: $A_0 = 3,97 \cdot 10^{10}$ Бк, $A = 3,97 \cdot 10^{10} \cdot 2,72^{-0,033}$.

1.20. Сколько атомов ^{210}Po распадается через 20 суток из 10^6 атомов, если период полураспада равен 138 суток?

Рассчитывают по формуле $N = N_0 \cdot 2^{-t/T} = N_0 \cdot e^{-\lambda t}$.

Ответ: $2 \cdot 10^3$.

1.21. При определении периода полураспада $T_{1/2}$ радиоактивного изотопа активность его на начальный момент времени равнялась $A_0 = 55,5 \cdot 10^7$ Бк, а спустя $t = 13$ суток – $A_t = 18,5 \cdot 10^7$ Бк. Определить постоянную радиоактивного распада λ и период полураспада $T_{1/2}$ изотопа.

Ответ: $T_{1/2} = 8,7$ суток, $\lambda = 0,08$.

1.22. Считая, что в одном акте деления ядра урана ^{235}U освобождается энергия $E = 200$ МэВ, найти:

А) энергию W , выделяющуюся при делении одного килограмма ^{235}U . Использовать формулу:

$$W = \frac{m_{\text{U}}}{M} N_0 \cdot E,$$

где $M = 235 \cdot 10^{-3}$ кг/моль – атомная масса урана, $N_0 = 6,02 \cdot 10^{23}$ моль $^{-1}$ – постоянная Авогадро.

Б) массу m каменного угля с теплотворной способностью $q = 30$ МДж/кг, эквивалентную в тепловом отношении одному килограмму ^{235}U . Использовать формулу:

$$m = \frac{W}{q}$$

Ответ: А) $8,2 \cdot 10^{13}$ Дж; Б) 2733 т.

1.23. Сколько процентов радиоактивного вещества остается нераспавшейся по истечении времени, равного $t = T_{1/2}, T_{1/2} \dots n T_{1/2}$, где $n = 1, 2, 3, \dots$; $T_{1/2}$ – период полураспада.

Ответ: 50%, 25%. 12,5%.

1.24. Сколько процентов (какая часть η) от начального количества радиоактивного элемента распадается за время, равное $t = \tau, 2\tau, \dots n\tau$, где $n = 1, 2, 3, \dots$; τ – среднее время жизни элемента.

$$0,693 \cdot \tau, t = 0,693 \cdot 1,386$$

Ответ: 19,2%; 64%; 76% и т.д.

1.25. Два радионуклида имеют одинаковое число первоначальных атомов, но различные периоды полураспада. Изобразить графически распад радионуклидов, если период полураспада одного из них: в два раза больше другого, в четыре раза больше другого, в n раз больше другого.

1.26. Что больше: среднее время жизни τ радиоактивного ядра или период полураспада $T_{1/2}$? Во сколько раз?

Ответ: τ больше $T_{1/2}$ в 1,44 раза.

1.27. Через сколько времени распадается 75% первоначального количества атомов плутония ^{239}Pu ? Период полураспада ^{239}Pu $24,38 \cdot 10^3$ лет.

Ответ: 48780 лет.

1.28. Какая доля рутения ^{106}Ru распадается за месяц?

Ответ: 0,055.

1.29. Активность радиоактивного препарата уменьшается в 2,5 раза за 7 суток. Найти его период полураспада.

Ответ: 5,3 суток.

1.30. Препарат урана ^{238}U массой 1,0 г излучает $1,24 \cdot 10^4$ α -частиц в секунду. Найти период полураспада ^{238}U .

Ответ: $4,5 \cdot 10^9$ лет.

1.31. В настоящее время имеется 500 мг радия ^{226}Ra . Какое количество изотопа останется через 250 лет?

Ответ: 449 мг.

1.32. За 30 дней распалось 50% первоначального радиоактивного вещества. Через сколько времени останется 1% первоначального вещества?

Ответ: 200 дней.

1.33. Сколько атомов полония ^{210}Po распадается за сутки из 1 млн атомов?

Ответ: 5000 атомов.

1.34. Сколько атомов радона ^{222}Rn распадается из 1 млн. атомов за сутки?

Ответ: $1,7 \cdot 10^5$ атомов.

1.35. Найти удельную активность: 1) урана ^{238}U ; 2) радона ^{222}Rn .

Ответ: $1,2 \cdot 10^4$ Бк/кг; $5,7 \cdot 10^{18}$ Бк/кг.

1.36. Найти массу радона ^{222}Rn , активность которого равна 1 Ки.

Ответ: $6,5 \cdot 10^{-9}$ кг.

1.37. Найти количество полония ^{210}Po , активность которого равна $3,7 \cdot 10^{10}$ расп./с.

Ответ: 0,22 мг.

1.38. Найти постоянную распада радона ^{222}Rn , если известно, что число атомов радона уменьшается за сутки на 18,2%.

Ответ: 3,82 сут.; $\lambda = 2,1 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1}$.

1.39. Некоторый радиоактивный препарат имеет постоянную распада $\lambda = 1,44 \cdot 10^{-3} \text{ с}^{-1}$. Через сколько времени распадется 75% первоначального количества атомов?

Ответ: 16 минут.

1.40. В закрытый сосуд помещен препарат, содержащий 1,5 г ^{222}Rn . Какое количество радона ^{222}Rn находится в этом сосуде по истечении времени $t = T_{1/2}$, где $T_{1/2}$ – период полураспада радона?

Ответ: $4,8 \cdot 10^{-9}$ кг.

1.41. Активность изотопа углерода ^{14}C в древних деревянных предметах составляет 4/5 активности этого изотопа в свежесрубленных деревьях. Определить возраст древних предметов.

Ответ: 1800 лет.

1.42. Рассчитать массу 1 Ки ^{238}U .

Ответ: 3 т.

1.43. Первоначальная активность кобальта ^{60}Co равна 38 мКи. Определить его активность через 3 года.

Ответ: 25,46 мКи.

1.44. Определить постоянную распада λ и период полураспада $T_{1/2}$ радионуклида фосфора ^{32}P , если за трое суток его активность уменьшилась на 13,5%.

Ответ: $\lambda = 5,60 \cdot 10^{-7} \text{ с}^{-1}$; $T_{1/2} = 14,3$ суток.

1.45. Радиоактивные изотопы висмута ^{210}Bi и ^{212}Bi распадаются по цепочке:

а) $^{210}\text{Bi} \rightarrow ^{210}\text{Po} \rightarrow ^{206}\text{Pb}$ (стабильный изотоп). Вычислить α - и β -активности препарата ^{210}Bi массой 1 мг через месяц после его изготовления.

Ответ: $A_{\beta} = 0,72 \cdot 10^{11}$ част./с; $A_{\alpha} = 1,46 \cdot 10^{11}$ част./с.

б) $^{212}\text{Bi} \rightarrow ^{208}\text{Tl} \rightarrow ^{208}\text{Pb}$ (стабильный изотоп). Вычислить α - и β -активности препарата висмута-212 массой 1 мг через 5 часов после его изготовления.

Ответ: $A_{\alpha} = 1,8 \cdot 10^{13}$ част./с; $A_{\beta} = 5,68 \cdot 10^{14}$ част./с.

1.46. Распад радиоактивных веществ происходит со скоростью, пропорциональной их наличному количеству. $R_a\text{B}$ преобразуется в $R_a\text{C}$ с такой скоростью, что половина количества $R_a\text{B}$ оказывается преобразованной по истечении 27 мин. В свою очередь, половина данного количества преобразуется в другое вещество в течение 19,5 мин. Принимая первоначальное количество $R_a\text{B}$ за единицу, найти количество $R_a\text{B}$ и $R_a\text{C}$ по истечении 1 ч.

Ответ: $R_a\text{B} = 0,124$; $R_a\text{C} = 0,249$.

1.47. На предприятии имеется $m = 5$ г радия ^{226}Ra . Какая активность этого радионуклида в Бк?

Ответ: $18,5 \cdot 10^{10}$ Бк

1.2. Виды и характеристики ионизирующих излучений

1.2.1. Дозиметрические величины и их единицы измерения

1.2.1.1. Теория. *Дозиметрия* – совокупность методов измерения и (или) расчета дозы ионизирующего излучения, основанных на количественном определении изменений, произведенных в веществе излучением. Является основой дозиметрического контроля:

- внешнего профессионального облучения,
- профессионального внутреннего облучения,
- радиационной обстановки.

Дозиметрию ионизирующих излучений используют для целей радиационной безопасности. Она позволяет:

- установить дозы излучения;
- проконтролировать не превышение установленных пределов облучения и не превышение допустимого радиационного риска или уровня потенциального ущерба;
- проверить установленную зависимость радиационного риска (ущерба) от дозы облучения.

Работа дозиметров обеспечивается детекторами. *Детектор* – устройство, предназначенное для измерения уровня ионизирующего излучения. Он регистрирует α - и β -частицы, рентгеновское и γ -излучения, нейтроны, протоны. Служит для определения состава излучения и измерения его интенсивности, измерения спектра энергий частиц, изучения процессов взаимодействия быстрых частиц с атомными ядрами и процессов распада нестабильных частиц.

Ионизационные детекторы измеряют индуцированную излучением ионизацию. Типичными детекторами такого типа являются газонаполненная ионизационная камера и газоразрядный счетчик. Эти детекторы используют в таких дозиметрических приборах, как ДП-5А (Б, В), ДП-3Б, ДП-22В и ИД-1.

Ионизационная камера – помещённый в герметическую камеру заряженный электрический конденсатор, заполненный газом. Внутри камеры находятся *два изолированных друг от друга электрода*. К электродам прилагается напряжение от источника постоянного тока. При отсутствии ионизирующего излучения в цепи камеры тока не будет, поскольку *воздух является изолятором*. При воздействии же излучений в ионизационной камере *молекулы газа ионизируются*. В цепи камеры возникает ионизационный ток, который регистрируется микроамперметром. По ионизационному току судят о мощности дозы излучений, воздействующей на камеру.

Газоразрядные счетчики Гейгера – Мюллера используют в своей работе принцип газового усиления (рис. 1.2). Счетчики представляют собой полые герметичные металлические или стеклянные цилиндры, *заполненные разреженной смесью инертных газов (аргон, неон) с некоторыми добавками, улучшающими работу счётчика (пары спирта).*

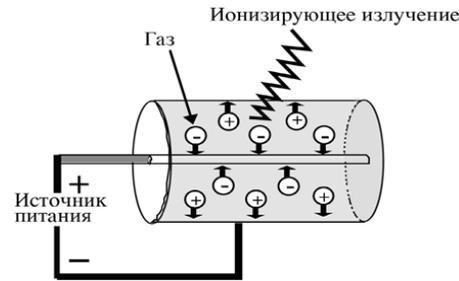


Рис. 1.2. Схема работы газоразрядной камеры Гейгера-Мюллера.

Внутри цилиндра, вдоль его оси, натянута тонкая металлическая нить (анод). Катодом служит металлический корпус или тонкий слой металла, нанесенный на внутреннюю поверхность стеклянного корпуса счётчика. К металлической нити и токопроводящему слою (катоде) подают напряжение электрического тока.

При отсутствии радиоактивного излучения свободных ионов в объеме счетчика нет и в цепи электрического тока также нет. Одна частица радиоактивного излучения, попавшая в объем смеси газового счетчика, вызывает образование лавины, свободных электронов. Регистрируя количество импульсов тока, возникающих в единицу времени, судят об интенсивности радиоактивных излучений.

Полупроводниковые детекторы являются аналогом ионизационной камеры с твердотельным чувствительным объемом. Поглощенная энергия в единице объема полупроводника в 10000 раз больше чем в газовой полости камеры. Высокая чувствительность при небольших размерах – основное преимущество полупроводниковых детекторов.

Сцинтилляционные детекторы состоят из сцинтиллятора (сцинтилляция – вспышка) и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ). Сцинтиллятор покрыт химическим веществом (например, сернистым цинком, йодистым натрием, вольфраматом кальция и др.), при прохождении через которое заряженные частицы переходят в основное состояние и испускают световое излучение. Количество вспышек света на них пропорционально мощности дозы излучения (рис. 1.3).

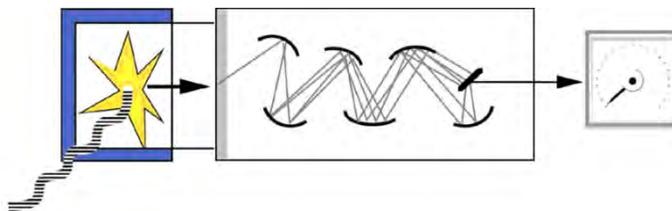


Рис.1.3. Принцип работы сцинтилляционного счётчика.

ФЭУ превращает световые импульсы в электрические, усиливает их и регистрирует.

Люминесцентные методы дозиметрии – методы, основанные на радиофотолюминесценции (излучение определенной длины волны) и радиотермолюминесценции (нагрев). Наблюдаемые оптические эффекты служат мерой поглощения энергии.

Фотографический метод дозиметрии основан на воздействии *радиации* на чувствительный слой рентгеновской пленки. Сравнивая плотность почернения с эталоном, определяют дозу излучения. Метод широко применяется в ядерной физике при исследовании свойств самых различных заряженных частиц, их взаимодействий и ядерных реакций. Используется в индивидуальных фотодозиметрах.

Химический метод базируется на способности некоторых химических веществ под воздействием ионизирующих излучений менять свою структуру, разлагаться с образованием веществ, которые дают цветную реакцию с красителем. По плотности окраски судят о дозе излучения. На этом принципе основана работа химических дозиметров γ - и n -излучения ДП–70 и ДП–70М (МП).

Приборы дозиметрического контроля предназначены для обнаружения и измерения радиоактивных излучений. Среди них выделяют:

Индикаторы – приборы, позволяющие определить наличие излучения и ориентировочно оценить некоторые его характеристики.

Радиометры – приборы, предназначенные для измерения активности радиоактивных препаратов и источников излучения, определения плотности потока или интенсивности ионизирующих частиц и квантов с поверхностей, радиоактивности предметов, удельной активности аэрозолей, газов и жидкостей (рис. 1.4).

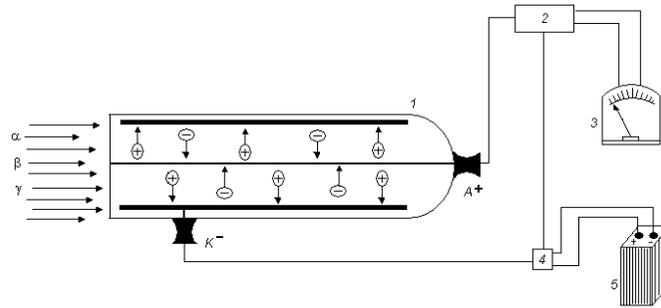


Рис. 1.4. Схема устройства дозиметрических приборов.

1 – регистрирующее устройство; 2 – усилитель ионизационного тока; 3 – измерительный прибор; 4 – преобразователь напряжения; 5 – источник питания.

Спектрометры – приборы и установки, предназначенные для определения энергии частиц, энергетического спектра, типа радионуклида. Существуют α -спектрометры, γ -спектрометры, β -спектрометры и комбинированные приборы.

Дозиметры – приборы, измеряющие экспозиционную и поглощенную дозы излучения или соответствующие мощности доз. Среди них выделяют *бытовые дозиметры* (типа ДРГ-0,1-Т «Белла» и «Сосна»). Диапазон их измерения колеблется от 10 до 10000 мкР/ч. В качестве детекторов используют от одного-двух до четырех газоразрядных счетчиков. Они предназначены для оценки населением *радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях* и других местах, а также *загрязнения продуктов питания и воды*.

Лабораторная работа 1

ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ. БЫТОВЫЕ ДОЗИМЕТРЫ И РАДИОМЕТРЫ

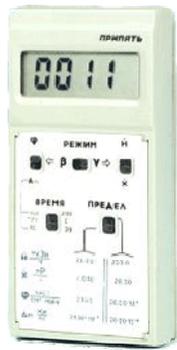


Рис. 1.5. Бытовой дозиметрический прибор.

1.1. Цель работы – ознакомиться с методами обнаружения и измерения радиоактивности, радиоактивного загрязнения, определением мощности дозы γ -излучения естественного фона, плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей продуктов питания, оценкой удельной активности радионуклидов в пробах пищевых продуктов при помощи бытовых дозиметрических приборов (рис.1.5).

1.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить методические материалы.
2. Перечертить в тетрадь табл. 1.1–1.3 и заполнить их полученными данными измерения, рассчитать полученные результаты и сделать вывод по результатам выполненных измерений.

1.3. Теория. Ионизирующие излучения – различные виды микрочастиц и физических полей, способные ионизировать вещество. К ним относят коротковолновое электромагнитное излучение (рентгеновское и γ -излучения), потоки заряженных частиц: β -частиц (электронов и позитронов), α -частиц (ядер атома гелия-4), протонов, др. ионов, мюонов и др., а также нейтронов.

Радиационный фон – радиоактивное излучение, присутствующее на Земле от естественных и техногенных источников, воздействующее на человека. Он создается космическим излучением, излучением от находящихся в Земной коре природных радионуклидов, воздухе и других объектах внешней среды природных радионуклидов и излучения от искусственных (техногенных) радионуклидов. Различают:

- 1) Естественный радиационный фон – создаётся ионизирующим излучением природных источников земного и космического происхождения.
- 2) Технологически изменённый естественный радиационный фон – радиоактивный фон в помещении. В помещении, наряду с естественным фоном на человека воздействуют ионизирующие излучения радионуклидов строительных материалов, воздуха, воды, продуктов питания и др.

Природные радионуклиды ^{40}K , уранового и ториевого радиоактивных рядов, содержащиеся в почве, строительных материалах, в теле человека и др., создают, β - и γ -излучения, а радон и его производные – α -излучатели. Из космоса до Земли доходят π - и K -мезоны различного заряда, протоны, нейтроны, γ -кванты, космогенные радионуклиды ^3H , ^7Be , ^{14}C , ^{22}Na и др.

- 3) Искусственный радиационный фон – фон, создаваемый продуктами ядерного деления урана и плутония при испытаниях ядерного оружия и выбросах радионуклидов АЭС, промышленными и энергетическими реакторами, медицинскими установками и др.

Уровень радиационного фона характеризует состояние радиационной обстановки окружающей среды. Мощность экспозиционной дозы (мкР/ч) ионизирующего излучения в данном месте и в данное время отражает величину радиационного фона. Нормальный радиационный фон можно рассчитать: согласно НРБ-2000 предельная доза для человека из группы населения – 1мЗв в год. С помощью несложных вычислений получаем:

$$\frac{1 \text{ мЗв}}{365 \text{ (дней)}} = 0,0027 \text{ мЗв/сутки},$$

$$0,0027 \text{ мЗв}/24 = 0,0001125 \text{ мЗв/в час} = 0,1125 \text{ мкЗв/в час} = 12,9 \text{ мкР/час}.$$

Нормальный естественный радиационный фон измеряется в природных условиях.

Радиоактивное загрязнение – присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превышающем установленные уровни. Загрязнение продуктов питания, предметов, местности и др. оценивают как поток β -радиационного излучения в част./($\text{с} \cdot \text{м}^2$). Допускается использовать материалы только при условии низкого уровня содержания в них радионуклидов. Специального разрешения на использование и последующего радиационного контроля требуют сырье, материалы и изделия:

- с удельной β -активностью от 0,3 до 100 кБк/кг,
- с удельной α -активностью от 0,3 до 10 кБк/кг,
- с содержанием трансураниевых радионуклидов от 0,3 до 1,0 кБк/кг,
- создающие мощность дозы γ -излучения от 0,2 до 1,0 мкГр/ч над фоном.

При превышении уровня соответствующего радиоактивному загрязнению продуктов питания и питьевой воды радионуклидами цезия-137 и стронция-90, указанного в Республиканских допустимых уровнях (РДУ-2001, 6П), рекомендуется отказаться от их потребления.

В РДУ-2001 содержание радионуклидов в продуктах питания выражают в пересчёте на единицу массы вещества (Бк/кг) – *удельной активностью*

$A_m =$.

1.4. Устройство и работа бытовых дозиметров

1. **«Белла»** – дозиметр внешнего γ -облучения. Оперативно оценивает радиационную обстановку в бытовых условиях, определяет уровень мощности эквивалентной дозы γ -излучения. Диапазон измерения мощности дозы составляет 0,20–99,99 мкЗв/ч. Основная погрешность измерения – 30%. Время измерения – 45 с.

Органами управления прибора являются цифровое табло, индикаторы, крышка отсека батарейного питания. Они расположены на боковой части корпуса и передней панели (рис. 1.6).

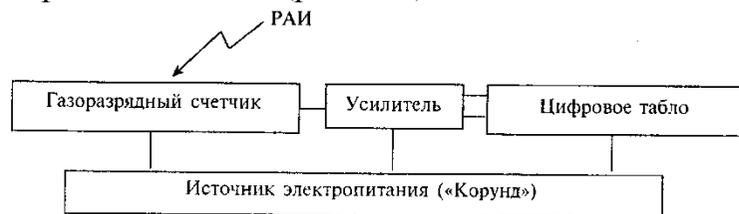


Рис. 1.6. Схема устройства дозиметра «Белла».

На верхней боковой поверхности находятся лампочка индикатора напряжения элемента питания и кнопка «КОНТР. ПИТАНИЯ». Прибор имеет два режима работы. В режиме «ПОИСК» прибор служит для грубой оценки радиационной обстановки: прибор ведёт счёт импульсов от счетчика прибора и подает звуковые сигналы. В режиме «ИЗМЕРЕНИЯ» мощности эквивалентной дозы прибор считает импульсы от счётчика прибора. По окончании счета, время которого определяется внутренним таймером, на цифровом табло высвечивается число, соответствующее мощности эквивалентной дозы γ -излучения в мкЗв/ч.

Проверка работоспособности прибора «Белла». Включить прибор: выключатель питания переведите в положение «ВКЛ». Включение прибора должно сопровождаться коротким звуковым сигналом. Постоянный звуковой сигнал требует установить новый элемент питания.

Если переключатель режима работы находится в положении «МД» или в положении «Т», то на цифровом табло должно появиться 0.000, либо 0.0.0.0.

2. **β - γ -радиометр «Сосна»** предназначен для индивидуального контроля населением радиационной обстановки. Позволяет осуществлять в бытовых условиях индивидуальный радиационный контроль окружающей среды:

- измеряет мощность эквивалентной дозы γ -излучения;
- плотность потока β -излучения с загрязненных радионуклидами поверхностей;

- удельную активность β -излучений радионуклидов в продуктах, кормах и др.

Измерение можно производить как в районах с естественным радиационным фоном, так и в районах, загрязненных долгоживущими нуклидами, а также в местах размещения радиационно опасных объектов и на объектах экономики, где используются источники γ -излучения.

Диапазоны измерений мощности экспозиционной дозы – 0.01–9,99 мР/ч; плотности потока β -излучения – 10–5000 част/см² мин; объемной активности растворов (по изотопу ¹³⁷Cs) – 10⁻⁷–10⁻⁶ Ки/л. Время измерения – 20 ± 5 с.

Корпус прибора состоит из 2-х частей, соединенных между собой винтами. *В верхней части* на лицевой панели расположены органы управления и индикации, отсек элемента питания с крышкой. Внутри верхней части корпуса размещены 2 печатные платы. *В нижней части* корпуса расположена плата с установленными на ней счетчиками излучений. К нижней части корпуса крепится поворотная задняя крышка, являющаяся экранирующим фильтром. Между датчиками и задней крышкой установлена тонкая пленочная прокладка (рис. 1.7).

При установке переключателя режимов работы в положение «МД», в приборе работает внутренний таймер, который через заданное время прекращает счёт импульсов. Импульсы возникают при попадании ионизирующих частиц в рабочие объемы счетчиков.

При установке переключателя режимов работы в положение «Т», таймер прибора не работает. Время счета импульсов контролируется по часам. На цифровом табло индуцируется количество импульсов на заданный период времени.

Схема сигнализации выдает звуковой сигнал по окончании времени измерения, если переключатель режима работы находится в положении «МД» и короткий звуковой сигнал при прохождении каждого десятого импульса, если переключатель режима работы находится в положении «Т».

Проверка работоспособности прибора «Сосна». Проверить исправность электронной пересчетной схемы и таймера прибора. Перевести переключатель режима работы в положение «МД», нажать кнопку «КОНТР» и удерживать ее в нажатом состоянии до конца проведения контрольной проверки, а затем кратковременно нажать кнопку «ПУСК». На цифровом табло должны появиться три точки между цифровыми знаками и начаться отсчет чисел.



Рисунок 1.7.

Бытовой радиометр «Сосна». Батарейный отсек приоткрыт. Показывает 16 микрорентген/час.

Блок детекторов прибора «Сосна». Видны 4 счётчика Гейгера СБМ-20 и часть корректора спектра чувствительности (свинцовая фольга справа).

Через 20 ± 5 с отсчет чисел заканчивается, звучит короткий звуковой сигнал, а на табло появится число. Например, 1,024.

После окончания отсчета отпустить кнопку «КОНТР». Если полученное число отличается от 1,024, то прибор считается неисправным.

Проверить исправность преобразователя напряжения и счетчиков. Установить переключатель режима работы в положение «МД» и нажать кнопку «ПУСК». После окончания измерения на табло должно появиться число, по величине близкое к естественному фону γ -излучения, но не меньше 0,005. В противном случае прибор считается неисправным.

3. Подготовка приборов к работе. Перед включением прибора ознакомьтесь с устройством приборов, руководством по их эксплуатации, с порядком подготовки к работе.

1) *Включить прибор «Белла».* На цифровом табло высвечиваются нули и точки после каждого разряда: 0.0.0.0. Измерение мощности эквивалентной дозы длится 40 с. Затем точки исчезнут, и останется только одна, фиксирующая показа-

ния в мкЗв/ч, например, 0,15. Показания на табло будут сохраняться в течение 40 с, после чего они автоматически сбросятся, и начнется следующее измерение. Измерение можно начать, не дожидаясь 40 с. Для этого необходимо нажать кнопку «КОНТР. ПИТАНИЯ».

2) «Сосна». Перевести переключатель режима работы в положение «МД». Включить прибор. Нажать кнопку «ПУСК», на цифровом табло должны появиться точки после каждого разряда 0.0.0.0. и начаться счет импульсов. Через 20 ± 5 с измерение закончится, что сопровождается звуковым сигналом, а на цифровом табло фиксируется число с одной точкой, например, 0,012.

Это показание прибора соответствует мощности экспозиционной дозы γ -излучения, представленной в мР/ч. Измерения провести 5 раз. Полученные значения записать в табл. 1.1. Рассчитать среднее значение полученных данных. Перевести среднее значение в мкР/ч ($\text{мР/ч} \times 10^3$). Полученное значение мкЗв/ч прибора «БЕЛЛА» переводят в мкР/ч, учитывая, что для γ -излучения $1 \text{ Зв} = 114,5 \text{ Р}$. Сделать вывод о соответствии полученного значения мощности экспозиционной дозы естественному фону. Сравнить величину естественного фона, полученного на приборах «БЕЛЛА» и «СОСНА».

По результатам измерений сделать заключение об уровне естественного радиационного фона в данной аудитории.

4. **Измерение плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей продуктов питания.** Проверить, закрыта ли задняя крышка прибора.

- 1) Перевести переключатель режима работы в положение «МД».
- 2) Включить прибор. Нажать кнопку «ПУСК».
- 3) Положить прибор плоскостью закрытой задней крышки на исследуемую поверхность для измерения N_γ .
- 4) Показания прибора числа импульсов γ -излучения (N_γ) занести в п.п. 3–5 табл. 1.2. Измерения провести не менее 3-х раз. Осторожно открыть заднюю крышку прибора.

Таблица 1.1.

Прибор	Измеренная мощность дозы					Среднее значение показаний прибора	Среднее значение измеренной величины в мкР/ч
	Число измерений						
	1	2	3	4	5		
«Белла» (мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч)							

«Сосна» (мощность экс- позиционной дозы, мР/ч)						
---------------------------------------------------	--	--	--	--	--	--

5) Выполнить измерение с открытой задней крышкой аналогично пункту 3. Показание прибора (суммарное число импульсов $N_{\gamma+\beta}$ излучения) занести в п.п. 3–5 табл. 1.2. Измерения провести не менее трех раз.

Данные п.п. 4 и 5 записывают в виде целых чисел. Например, если показания на табло 0,040, то в формулу необходимо подставить значение 40.

б) Выключить прибор.

7) Закрыть заднюю крышку прибора.

8) Рассчитать средние значения для N_{γ} и $N_{\gamma+\beta}$. Данные занести в п. 6 табл. 1.2.

Таблица 1.2.

Исследуемые пробы	Показание табло (имп.)				Среднее значение	Плотность потока исследуемой пробы
	2	3	4	5		
	N_{γ}					
	$N_{\gamma+\beta}$					
	N_{γ}					
	$N_{\gamma+\beta}$					
	N_{γ}					
	$N_{\gamma+\beta}$					

9) Вычислить величину плотности потока β -излучения с поверхности по формуле:

$$q = K_s \cdot (N_{\gamma+\beta \text{ ср.}} - N_{\gamma \text{ ср.}}) \text{ част./}(\text{см}^2 \cdot \text{мин}),$$

где $N_{\gamma+\beta \text{ ср.}}$ и $N_{\gamma \text{ ср.}}$ – средние значения показаний прибора с открытой и закрытой задней крышкой. Число импульсов соответствует числу радиоактивных распадов в исследуемом веществе. Коэффициент счета прибора K_s равен 0,5 част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин} \cdot \text{имп.}$).

Среди полученных значений плотности β -потока проб в табл. 1.2, п. 7 выделить наибольшую величину и отметить ее в выводах.

5. Оценка удельной активности радионуклидов в пробах пищевых продуктов.

1) Взять чисто вымытую сухую кювету.

- 2) Установить переключатель режима работы в положение «Т».
- 3) Открыть заднюю крышку прибора.
- 4) Включить прибор.
- 5) Подготовить часы или секундомер для фиксации времени измерения.
- 6) Установить прибор на пустую кювету и измерить (данные фона). Время измерения $t = 10$ мин. Показания прибора N_{ϕ} занести в табл. 1.3.
- 7) Установить прибор на кюветы с исследуемыми продуктами питания. Нажать кнопку «ПУСК». Провести исследование аналогично пункту 6. Через $t = 10$ мин нажать кнопку «СТОП» Показания прибора ($N_{\phi+пр}$) занести в табл. 1.3.
- 8) Выключить прибор. Снять его с кюветы и закрыть заднюю крышку.
- 9) Произвести оценку величины удельной активности радионуклидов в пробе по формуле:

$$A = K_n \cdot \left(\frac{N_{\phi+пр.}}{t} - \frac{N_{\phi}}{t} \right) \text{ Бк/кг,}$$

где K_n – коэффициент прибора, равен 300 при размерности Бк/(кг имп.). t – время измерения проб пищевых продуктов, выраженное в секундах (600 сек.).

10) Полученное значение удельной активности пищевого продукта сравнить с РДУ-2001 (табл. 6П). Сделать вывод о пригодности или непригодности использования исследуемого образца в пищу.

Таблица 1.3⁶.

Исследуемая проба	Длительность измерения с пустой кюветой, мин (t_1)	Показан. прибора с пустой кюветой, N_{ϕ}	Длительность измерен. пробы, мин (t_2)	Показан. прибора с пробой, $N_{\phi+пр}$	Удельная активн. пробы, А Бк/кг

⁶ В табл. 1.3. показания прибора записывают без учета знака 0, в начале, например, показание 0,525 записывают в таблице как 525. Если показания прибора более 1500 имп., то необходимо заменить кювету и повторить измерения.

Все расчёты следует производить с точностью до второго знака после запятой.

1.5. Выводы по выполненной работе

1.2.1.2. Дозиметрические величины.

Теория. Для характеристики радиоактивных излучений и их воздействия на облучаемый объект введены *дозиметрические величины* (7П).

Различают две группы дозиметрических величин. Одни величины характеризуют *преобразование энергии в веществе*, другие – величины, характеризуют *вклад энергии*.

1) Величины, определяемые преобразованием энергии

Керма (*kinetic energy released per unit mass*) – это отношение dE_{tr} к dm , где dE_{tr} – сумма начальных кинетических энергий всех заряженных частиц, освобождаемых незаряженными ионизирующими частицами в веществе с массой dm :

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad \text{Единица: Дж кг}^{-1}$$

Специальным наименованием кермы – Грей:

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж кг}^{-1}.$$

Мощность кермы, K – отношение dK к dt , где dK – приращение кермы за время dt :

$$K = \frac{dK}{dt} \quad \text{Единица: Дж кг}^{-1} \text{ с}^{-1} \text{ (Гр с}^{-1}\text{)}$$

Экспозиционная доза, X – это отношение суммарного заряда всех ионов одного знака в элементарном объёме воздуха к массе воздуха в этом объёме, т.е. *отношение*:

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad \text{Единица: Кл кг}^{-1}$$

где dQ – абсолютное значение полного заряда ионов одного знака, образованных в воздухе при условии, что все электроны и позитроны, образованные фотонным излучением в объеме воздуха с массой dm , полностью тормозятся в воздухе.

В системе СИ единицей измерения экспозиционной дозы является кулон, деленный на килограмм (Кл/кг). Внесистемная единица – рентген (Р).

$$1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р},$$

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

Мощность экспозиционной дозы, \dot{X} – это отношение dX к dt , где dX – приращение экспозиционной дозы за время dt :

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad \text{Единица: Кл кг}^{-1} \text{ с}^{-1}.$$

Внесистемная единица мощности экспозиционной дозы – рентген в секунду (Р с^{-1}).

Мощность экспозиционной дозы от точечного источника γ -излучения рассчитывают по формуле:

$$\dot{X} = \quad (\text{Р/час}),$$

где Q – активность изотопа, мКи.

Γ_γ – γ -постоянная, $\text{Р см}^2/(\text{ч мКи})$.

R – расстояние от источника.

γ -постоянная (Γ) – мощность экспозиционной дозы (Р/ч), создаваемая нефльтрованным γ -излучением точечного источника данного радиоактивного изотопа активностью в 1 мКи на расстоянии 1 см от него [табл. 1, единица измерения – $\text{Р см}^2/(\text{ч мКи})$].

2) Величиной дозы, определяемой вкладом энергии, является поглощенная доза, D . Поглощенная доза – это количество средней энергии излучения⁷, поглощенное в единице массы облучаемого вещества.

Таблица 1.4.

γ -постоянные некоторых радионуклидов

Радионуклид	Γ_γ , $\text{Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$	Радионуклид	Γ_γ , $\text{Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$
^{192}Ir	5,07	^{198}Au	2,30
^{60}Co	12,85	^{210}Pb	0,664

⁷ R_{in} , всех тех заряженных и незаряженных ионизирующих частиц. Средняя переданная энергия, $\bar{\epsilon}$, веществу в данном объеме равна энергии излучения R_{in} , которая входит в объем, минус энергию излучения, R_{out} , всех тех заряженных и незаряженных ионизирующих частиц, которые выходят из объема, плюс сумму, $\sum Q$, всех изменений энергии покоя ядер и элементарных частиц, которые происходят в данном объеме ($Q > 0$ – уменьшение энергии покоя; $Q < 0$ – увеличение энергии покоя): $\bar{\epsilon} = R_{in} - R_{out} + \sum Q$.

^{235}U	2,16	^{238}U	0,741
^{137}Cs	8,72	^{239}Pu	0,072
^{134}Cs	3,24	^{241}Pu	0,002

Определяется отношением

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm} \quad \text{Единица: Дж кг}^{-1}(\text{Гр})$$

где $d\bar{\varepsilon}$ – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением массе dm .

За единицу измерения поглощенной дозы в системе СИ принят Грэй (Гр). 1 Гр – это такая доза, при которой массе 1 кг передается энергия ионизирующего излучения = 1 Дж. Внесистемной единицей поглощенной дозы является рад.

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$$

Мощность поглощенной дозы есть отношение dD к dt , где dD – приращение поглощенной дозы за время dt :

$$D = \frac{dD}{dt} \quad \text{Единица: Дж кг}^{-1} \text{ с}^{-1} (\text{Гр с}^{-1}).$$

3) Две группы величин, в основе которых лежит поглощенная доза, используют для контроля над радиационной безопасностью. Они являются:

- ✓ расчётными величинами – мерой ущерба (нормируемые величины) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков, используемую для ограничения облучения людей;
- ✓ величинами для измерений и расчетов.

Величины доз делят также на нормируемые и операционные:

1. Нормируемая величина является мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков. К нормируемым величинам относят:

а) *Эквивалент дозы* (Н). Рассчитывают путем умножения значения поглощенной дозы на взвешивающий радиационный коэффициент W_R (табл. 8П), т.е. он является произведением W_R на D в точке ткани:

$$H = W_R \cdot D. \quad \text{Единица: Дж кг}^{-1}$$

где D – поглощенная доза, а W_R – взвешивающий радиационный коэффициент в той же точке.

Значения W_R , учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов, относятся к излучению, падающему на тело. В случае же внутренних источников – к излучению, испущенному при ядерном превращении.

Единицей измерения эквивалентной дозы в СИ является Зиверт (Зв). Величина 1 Зв равна эквивалентной дозе излучения, поглощенной в 1 кг биологической ткани и создающей такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр фотонного излучения. Внесистемной единицей измерения эквивалентной дозы является бэр (до 1963 г. – биологический эквивалент рентгена, после 1963 г. – биологический эквивалент рада). 1 Зв = 100 бэр.

б) *Эффективную дозу (E). Сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты (табл. 9П):*

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

где W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани (табл. 9П).

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, W_T , является множителем эквивалентной дозы в органах и тканях, используемым в радиационной защите для учета неодинаковой чувствительности разных органов и тканей к возникновению стохастических эффектов радиации. Сумма взвешивающих коэффициентов для тканей и органов всего организма составляла единицу. Единицей измерения эффективной дозы является Зиверт (Зв).

в) *Мощность дозы (интенсивность облучения) – приращение соответствующей дозы под воздействием данного излучения за единицу времени. Имеет размерность соответствующей дозы (поглощенной, экспозиционной и т. п.), деленную на единицу времени (например, Зв/час, бэр/мин, сЗв/год и др.).*

г) *Фиксированную эффективную эквивалентную дозу (CEDE – the committed effective dose equivalent) – дозу радиации на человека в результате ингаляции или употребления некоторого количества радиоактивного вещества.*

д) *Эквивалентную дозу, $H_T(\tau)$, или эффективную дозу, $E(\tau)$, ожидаемые при внутреннем облучении – дозы за время τ , прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм.*

е) *Эффективную (эквивалентную) годовую дозу – сумму эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы – Зиверт (Зв).*

ж) *Эффективную коллективную дозу – меру коллективного риска стохастических эффектов облучения. Она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы – человеко-Зиверт (чел.-Зв).*

з) *Дозу предотвращенную – прогнозируемую дозу вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.*

2. Операционная величина определяется через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке. Она максимально возможно приближена в стандартных условиях облучения к величине, нормируемой в целях ограничения облучения, и предназначенная для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

Операционные величины следующие:

- 1) Амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза).
- 2) Направленный эквивалент дозы.
- 3) Индивидуальный эквивалент дозы.

Используют также и другие величины доз:

- Групповые дозы – суммы индивидуальных эффективных доз в данной группе людей за данный промежуток времени.
- Коммитментная – ожидаемая доза, полувековая доза.
- Коллективная – расчётная величина, введенная для характеристики эффектов или ущерба для здоровья от облучения группы людей. Единица – Зиверт (Зв).
- Пороговая – доза, ниже которой не отмечены проявления данного эффекта облучения.
- Предельно допустимые дозы (ПДД) – наибольшие значения индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при которой равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.
- Предотвращаемая – прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.
- Удваивающая – доза, которая увеличивает в 2 раза (или на 100%) уровень спонтанных мутаций.
- Биологическая доза γ -нейтронного излучения – доза равноэффективного по поражению организма γ -облучения, принятого за стандартное.
- Минимально летальная доза – минимальная доза излучения, вызывающая гибель всех облученных объектов.

Практическая работа 2

Расчетные задачи

Примеры решения задач

2.1. При рентгенологическом обследовании грудной клетки средняя эквивалентная доза облучения легких составила 180 мкЗв; молочной железы – 30 мкЗв; щитовидной железы – 50 мкЗв; красного костного мозга – 110 мкЗв; гонад – 10

мкЗв; поверхности костной ткани – 23 мкЗв; желудка, кишечника, печени, почек, селезенки, поджелудочной железы – по 20 мкЗв. Облучением остальных органов можно пренебречь. Определить эффективную эквивалентную дозу, полученную пациентом при обследовании.

Решение.

$$\begin{aligned} H_E &= 180 \cdot 0,12 + 30 \cdot 0,05 + 50 \cdot 0,05 + 110 \cdot 0,12 + 10 \cdot 0,20 + 23 \cdot 0,01 + 20 \cdot 0,12 \cdot 2 + 20 \cdot 0,5 \cdot 4 = \\ &= 21,6 + 1,5 + 1,5 + 2,5 + 13,2 + 2,0 + 0,23 + 4,8 + 40,0 = \\ &= 87,33 \text{ мкЗв} \end{aligned}$$

Ответ: 87,33 мкЗв.

2.2. Телом массой $m = 60$ кг в течение $t = 6$ ч была поглощена энергия $E = 1$ Дж. Найти поглощенную дозу и мощность поглощенной дозы.

Решение. Единицей массы тела поглощена доза:

$$D = \frac{E}{m} = 0,017 \text{ Гр}$$

Мощность поглощенной дозы определяется путем деления дозы на время.

$$D = \frac{D}{t} = \frac{0,017}{6 \cdot 60 \cdot 60} = 7,9 \cdot 10^{-7} \text{ Гр/с.}$$

Ответ: 0,017 Гр; $7,9 \cdot 10^{-7}$ Гр/с.

2.3. Определить экспозиционную дозу фотонного излучения от точечного источника радионуклида кобальта ^{60}Co , активность которого 10 мКи на расстоянии 0,5 м при продолжительности облучения:

а) 3 ч; б) 1 год.

Решение. Из табл. 5П, находим величину для ^{60}Co $T_{1/2} = 5,27$ года и Γ – γ -постоянная ^{60}Co 12,9 (табл. 6П).

а) Величина $T_{1/2}$ намного больше времени облучения t , следовательно,

$$X = \frac{\Gamma \cdot A \cdot t}{R^2} = \frac{12,9 \cdot 10 \cdot 3}{2500} = 0,15 \text{ Р.}$$

б) Величина $T_{1/2}$ сравнима с временем облучения t , следовательно,

$$X = 1 - \exp\left(-\frac{0,693 \cdot t}{T_{1/2}}\right) = \frac{12,9 \cdot 10 \cdot 5,27 \cdot 365 \cdot 24}{2500 \cdot 0,693} \cdot 1 - \exp\left(-\frac{0,693 \cdot 1}{5,27}\right) = 422 \text{ Р}$$

Ответ: а) 0,15 Р; б) 422 Р.

2.4. В организм человека попало 10^{-3} мкКи/г ^{90}Sr . Определить поглощенную дозу за 10 лет.

Решение. Из табл. 5П находим $T_{1/2} = 1,1 \cdot 10^4$ суток;
 $T_{\delta} = 1,8 \cdot 10^4$ суток; из табл. 6П находим $E = 1,100$ МэВ/расп. Далее, находим эффективный период полувыведения:

$$T_{\text{эф}} = \frac{1,1 \cdot 10^4 \cdot 1,8 \cdot 10^4}{1,1 \cdot 10^4 + 1,8 \cdot 10^4} = 6,8 \cdot 10^3 \text{ суток}$$

Затем находим поглощенную дозу за 10 лет:

$$D = 73 \cdot 1,100 \cdot 10^{-3} \cdot 6,8 \cdot 10^3 \cdot 1 - \exp\left(-\frac{0,693 \cdot 3650}{6,8 \cdot 10^3}\right) = 169 \text{ рад} = 1,7 \text{ Гр}$$

Ответ: 1,7 Гр.

2.5. Определить эквивалентную мощность дозы облучения операторов \dot{H} , которые работают на расстоянии $R = 1$ м от плутоний-бериллиевого источника с выходом нейтронов $N = 3 \cdot 10^6$ нейтрон/с.

Решение.

$$\dot{H} = K \cdot D;$$

$$D = \frac{N}{4\pi R^2}; \quad D = 24, \quad K = 4,3 \cdot 10^{-8};$$

$$\dot{H} = K \cdot \frac{N}{4\pi R^2} = 4,3 \cdot 10^{-8} \cdot 24 = 10^{-6} \text{ бэр/с};$$

$$\dot{H} = 10^{-6} \cdot 10^{-2} \text{ Зв/с} = 10^{-8} \text{ Зв/с}$$

Ответ: 10^{-8} Зв/с.

2.6. Определить какую экспозиционную дозу получает житель района за год, если естественный фон составляет $\dot{X} = 10^{-12}$ Кл/(кг·с).

Решение. $t = 1$ год $= 365 \cdot 24 = 3600$ с.

$$X = \dot{X} \cdot t = 10^{-12} \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \text{ Кл/кг} \approx 3 \cdot 10^{-5} \text{ Кл/кг.}$$

Ответ: $3 \cdot 10^{-5}$ Кл/кг.

2.7. Определите годовую эффективную дозу облучения взрослого населения в результате аварии на АЭС, если мощность дозы γ -излучения на местности – 1,5 мкЗв/ч, в зданиях – 0,28 мкЗв/ч. Радиационный фон до аварии на местности – 0,7 мкЗв/ч, в зданиях – 0,18 мкЗв/ч. Воздух загрязнен радионуклидами цезия ^{137}Cs – объемная активность 20 Бк/м³; тербия ^{157}Tb – объемная активность 100 Бк/м³.

Решение.

1. Определяем внешнюю эффективную дозу облучения:

$$E_{\text{эфф.}}^{\text{внеш.}} = \frac{8800 \cdot 1 \left[0,2 (P_{\text{ул.}} - P_{0\text{ул.}}) + 0,8 (P_{\text{зд.}} - P_{0\text{зд.}}) \right]}{1000} =$$

$$= \frac{8800 \cdot 1 \left[0,2 (1,5 - 0,7) + 0,8 (0,28 - 0,18) \right]}{1000} = 2,111 \text{ мЗв}$$

2. Определяем внутреннюю эффективную дозу облучения:

2.1. Годовой объем вдыхаемого воздуха взрослым населением: $V = 8100 \text{ м}^3$

2.2. Период полураспада радионуклидов:

$$T_{137\text{Cs}} = 30 \text{ лет}; \quad T_{157\text{Tb}} = 1,5 \cdot 10^2 \text{ лет}$$

2.3. Определяем годовую эффективную активность по отдельным радионуклидам:

$$= A_{\text{гг01}} \cdot V_i$$

$$= 100 \cdot 8100 = 810000 \text{ Бк/год}$$

$$A_{137\text{Cs}}^{\text{ВОЕД. НАС.}} = 20 \cdot 8100 = 162000 \text{ Бк/кг}$$

$$s_{\text{НАС.}}^{\text{ВОЕД. } 137\text{Cs}} = 4,6 \cdot 10^{-9} \text{ Зв/Бк}$$

$$s_{\text{НАС.}}^{\text{ВОЕД. } 137\text{Tb}} = 1,2 \cdot 10^{-9} \text{ Зв/Бк}$$

2.4. Определяем годовую эффективную дозу внутреннего облучения для каждого радионуклида:

$$E_{\text{ЭФФ}}^{137\text{Cs}} = 162000 \cdot 4,6 \cdot 10^{-9} = 0,7452 \text{ мЗв}$$

$$E_{\text{ЭФФ}}^{137\text{Tb}} = 810000 \cdot 1,2 \cdot 10^{-9} = 0,972 \text{ мЗв}$$

2.5. Суммарная годовая эффективная доза внутреннего облучения от радионуклидов будет равна:

$$E_{\text{ЭФФ}}^{\text{ВНУТР.}} = E_{\text{ЭФФ}}^{137\text{Cs}} + E_{\text{ЭФФ}}^{137\text{Tb}} = 0,7452 + 0,972 = 1,7172 \text{ мЗв}$$

2.6. Суммарная годовая эффективная доза облучения от радионуклидов:

$$E_{\text{ЭФФ}} = E_{\text{ЭФФ}}^{\text{ВНЕШН.}} + E_{\text{ЭФФ}}^{\text{ВНУТР.}} = 2,111 + 1,7172 = 3,8282 \text{ мЗв}$$

Ответ: 3,8282 мЗв.

2.8. Определите внутреннюю эффективную дозу облучения людей от пищевых продуктов, загрязненных радионуклидами:

картофель – 200 кг, ^{137}Cs , удельная активность – 100 Бк/кг;

молоко – 100 кг, ^{135}Cs , удельная активность – 50 Бк/кг.

Решение.

1. Периоды полураспада радионуклидов:

$$T_{137\text{Cs}} = 30 \text{ лет}; \quad T_{135\text{Cs}} = 2,3 \cdot 10^6 \text{ лет}$$

2. Определяем суммарную удельную активность радионуклидов от продуктов питания:

$$A_m = A_{m0} \cdot M_t$$

$$A_{\text{Cs-137}}^{\text{КАРТ.}} = 200 \cdot 100 = 20000 \text{ Бк}$$

$$= 100 \cdot 50 = 5000 \text{ Бк}$$

3. Дозовые коэффициенты для радионуклидов:

$$= 1,3 \cdot 10^{-8} \frac{\text{Зв}}{\text{Бк}};$$

$$= 2 \cdot 10^{-9} \text{ Зв/Бк}$$

4. Определяем внутреннюю эффективную дозу облучения от каждого радионуклида:

$$E_{\text{эфф}}^{\text{Cs-137}} = 20000 \cdot 1,3 \cdot 10^{-8} = 2 \cdot 1,3 \cdot 10^{-4} \text{ Зв} = 0,26 \text{ мЗв}$$

$$E_{\text{эфф}}^{\text{Cs-135}} = 5000 \cdot 2 \cdot 10^{-9} = 1 \cdot 10^{-8} \text{ Зв} = 0,01 \text{ мЗв}$$

5. Суммарная внутренняя эффективная доза облучения от продуктов питания, загрязненных радионуклидами, будет равна:

$$E_{\text{эфф}}^{\text{внутр}} = E_{\text{эфф}}^{\text{Cs-137}} + E_{\text{эфф}}^{\text{Cs-135}} = 0,26 + 0,01 = 0,27 \text{ мЗв}$$

Ответ: $E_{\text{эфф}}^{\text{внутр}} = 0,27 \text{ мЗв}$.

2.9. Сделайте вывод о возможности употребления питьевой воды, загрязненной радионуклидами протактиния ^{233}Pa – удельная активность 200 Бк/кг, урана ^{231}U – удельная активность 350 Бк/кг; нептуния ^{235}Np – удельная активность 3000 Бк/кг.

Решение. Уровни вмешательства для этих радионуклидов следующие:

$$Y_{\text{в}}^{\text{Pa-233}} = 1,6 \cdot 10^5 \text{ Бк/кг},$$

$$Y_{\text{в}}^{\text{U-231}} = 5,0 \cdot 10^5 \text{ Бк/кг},$$

$$Y_{\text{в}}^{\text{Np-235}} = 2,6 \cdot 10^5 \text{ Бк/кг}$$

Определяем сумму отношений:

$$\sum_{i=1}^n \frac{A_{0mi}}{Y_{Ei}} = \frac{200}{160} + \frac{350}{500} + \frac{3000}{2600} = 3,1$$

Ответ: сумма отношений больше 1, поэтому воду употреблять нельзя.

Задачи для самостоятельного решения

2.10. Используя данные табл. 5П и начальную концентрацию радионуклидов $A_m = 10^{-3}$ мкКи/г, рассчитать для указанных в табл. (или преподавателем) радионуклидов поглощенную дозу D для различных моментов времени (сутки, неделя, месяц, год, 5 лет, 10 лет).

2.11. Используя данные табл. 5П, рассчитать для указанных в табл. (или преподавателем) радионуклидов:

а) мощность эквивалентной дозы (\dot{H}); эквивалентную дозу (H) для различных моментов времени (сутки, неделя, месяц, год, 5 лет, 10 лет);

б) полную ожидаемую эквивалентную дозу H_{Σ} за время облучения (сутки, неделя, месяц, год, 5 лет, 10 лет).

2.12. В организм человека одноразово поступило 0,1 Ки радионуклидов стронция ^{90}Sr . Определить эквивалентную дозу в костях человека за 10 лет. Массу костей считать равной 7 кг, эффективную энергию при распаде – 1,1 МэВ/распад; период полураспада – 10^4 суток; период полувыведения из организма – $1,8 \cdot 10^4$ суток. Считать, что в костях накапливается 0,1 от всего поступившего количества ^{90}Sr .

Ответ: 2,43 Зв.

2.13. Радиационный фон в лаборатории, где хранится рентгеновское оборудование, составил 0,024 мкЗв/ч. За 10 лет работы охранник провел в лаборатории 20000 часов. Определить, какую дозу облучения он получил за время работы?

Ответ: 0,48 мЗв.

2.14. В организм человека через органы пищеварения попало 1 мг нептуния ^{237}Np . Оценить поглощенную дозу в организме человека за 10 лет. Считать, что нептуний отложится в желудочно-кишечном тракте, масса которого – около 1 кг.

Ответ: 6,30 Гр.

2.15. Мощность экспозиционной дозы внешнего γ -излучения в некотором населенном пункте составляет 40 мкР/час. Найти эквивалентную дозу внешнего γ -излучения, получаемую жителями этого населенного пункта в течение года.

Ответ: 2,0 мЗв/год.

2.16. Мощность поглощенной дозы фотонного излучения с энергией 2 МэВ в воздухе в условиях электронного равновесия заряженных частиц равна 15 мкГр/ч. Определить соответствующую ей мощность эквивалентной дозы. Рассчитать поглощенную и эквивалентную дозу за время: 1 час, 1 сутки, 1 год.

Ответ: 16,4 мкЗв/ч; 394 мкЗв/сут; 144 мкЗв/год.

2.17. Доза, поглощенная в биологической ткани при облучении ее α -частицами с энергией 5 МэВ, составляла 10 рад. Какой дозе фотонного излучения это соответствует по биологическому действию?

Ответ: 2,0 Зв.

2.18. Телом массой $m = 60$ кг в течение $t = 6$ ч была поглощена энергия $E = 1$ Дж. Найдите поглощенную дозу и мощность поглощенной дозы в единицах СИ.

Ответ: 0,017 Гр = 17 мГр. 2,83 мГр/ч.

2.19. Определить эквивалентную дозу (в Зв) облучения сотрудников лаборатории за 8 часов работы от γ -излучения на расстояниях: 1 м = 500 мкР/ч; 3 м = 200 мкР/ч; 10 м = 60 мкР/ч; 15 м = 30 мкР/ч.

Ответ: 0,46 Зв, 0,18 Зв, 55 мЗв, 27,5 мкЗв.

2.20. Мощность поглощенной дозы рентгеновского излучения, воздействующего на телезрителя, находящегося при просмотре передач на расстоянии 250 см от экрана цветного телевизора, равна $2,5 \cdot 10^{-3}$ мкГр/ч. Рассчитать годовую эквивалентную дозу, полученную телезрителем при 3-часовой ежедневной продолжительности просмотра передач.

Ответ: 0,022 мГр/год.

2.21. Рассчитать в Зивертах эквивалентную дозу γ -излучения в теле человека в результате его тотального облучения при экспозиционной дозе $1,26 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг.

Ответ: 0,3 Зв.

2.22. В воздухе на высоте уровня моря за счет ионизации вторичными частицами космического излучения в среднем образуется 2,1 пара ионов в 1 см^3 в 1 с. Определить поглощенную дозу в воздухе за год, если на образование одной пары ионов затрачивается энергия $E_0 = 33,85$ эВ.

Ответ: 278 мкГр.

2.23. В биологической ткани массой 10 г поглощается 10^9 α -частиц с энергией около $E = 5$ МэВ. Найти поглощенную и эквивалентную дозы.

Ответ: 0,08 Гр, 1,6 Зв.

2.24. Мощность экспозиционной дозы γ -излучения на расстоянии $R = 1$ м от точечного источника составляет $X = 50$ мР/мин. Определить минимальное расстояние от источника, на котором можно работать ежедневно по 6 часов без защиты.

Ответ: ≈ 36 м.

2.25. Работнику из персонала – 40 лет. С источниками излучений он начал работать в возрасте 25 лет. Определить максимальную эквивалентную дозу, которую он мог получить за это время работы.

Ответ: 0,75 Зв.

2.26. Требуется ли создание защиты, если на рабочем месте персонала от источников ионизирующих излучений мощность эквивалентной дозы составляет 2,3 нЗв/с? Доза облучения распределяется по году равномерно. В течение года работа проводится в течение 1700 ч.

Ответ: создание защиты не требуется.

2.27. В соответствии с концепцией проживания на загрязненных радионуклидами территориях установлен предел облучения населения, равный 7 мЗв за 70 лет жизни, при условии жизни и хозяйственной деятельности без ограничений.

Рассчитайте предельно допустимую мощность эквивалентной дозы в Зв/год, Зв/ч, бэр/ч, которая допускается этой концепцией.

Какому значению мощности экспозиционной дозы внешнего γ -излучения, выраженной в мкР/ч, соответствует эта мощность эквивалентной дозы, если 1 мкР/ч соответствует 0,05 мЗв/год?

Ответ: 10^{-3} Зв/год, $1,1 \cdot 10^{-7}$ Зв/ч, $1,1 \cdot 10^{-5}$ бэр/ч.

2.28. Известно, что в «нормальных» районах человек подвержен естественному облучению 1 мГр/год. Определить дозу, полученную им за 50 лет жизни.

Ответ: 5 сЗв.

2.29. Дан источник кобальта ^{60}Co активностью 50 мКи. Определить γ -эквивалент этого источника.

Ответ: 76,8 мг-экв R_a .

2.30. Космическое излучение на уровне моря на экваторе образует в воздухе объемом $V = 1 \text{ см}^3$ в среднем $N = 24$ пары ионов за время $t_1 = 10$ с. Определить экспозиционную дозу X , получаемую человеком за время $t_2 = 1$ год.

Ответ: $1,32 \cdot 10^{-3}$ Р/год.

2.31. В $m = 100$ г ткани поглощается 10^9 α -частиц с энергией около $E = 5$ МэВ. Найдите поглощенную и эквивалентную дозы. Взвешивающий радиационный коэффициент для α -частиц равен 20.

Ответ: $8 \cdot 10^{-12}$ Гр; 16 сЗв.

2.32. Определить дозу облучения за год работы с дефектоскопом (кобальт $^{60}_{27}\text{Co}$) активностью $3,7 \cdot 10^4$ Бк, находящегося на расстоянии 1 м.

Ответ: 47,73 Р.

Практическая работа 3

ОЦЕНКА ДОЗ ВНЕШНЕГО И ВНУТРЕННЕГО РАДИАЦИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ ЧЕЛОВЕКА

3.1. **Цель работы** – научиться рассчитывать дозы внешнего и внутреннего облучения человека и выбирать способы защиты при постоянном или временном проживании на радиоактивно загрязненной местности.

3.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить § 1.4 части 1 учебного комплекса
2. Выбрать исходные данные своего варианта из табл. 10П. Номер варианта соответствует порядковому номеру фамилии студента в журнале учета занятий.

3.3. **Теория.** Человек подвергается воздействию внешнего и внутреннего облучения ежедневно. *Внешнее облучение* – радиация, действующая снаружи. Внешние радиационные поражения оказываются либо глубоко проникающей радиацией (γ - и рентгеновские лучи, нейтроны), либо неглубоко проникающей радиацией (β -частицы с высокой энергией, электроны). Глубоко проникающее излучение может повредить любые ткани и органы тела.

Если же радиоактивные вещества, находящиеся в воздухе, пище, воде, попадают внутрь организма, они вызывают *внутреннее облучение*. При этом вклад в облучение дают α -, β - и γ -облучатели. Имеется три возможных пути, по которым радиоактивные вещества способны поступить в организм:

- 1) через легкие при дыхании,
- 2) через желудочно-кишечный тракт вместе с пищей,
- 3) путем абсорбции через здоровую кожу или повреждения и разрезы на ней.

В среднем, примерно $2/3$ эффективной эквивалентной дозы облучения, которую человек получает от естественных источников радиации, попадающих в организм с пищей, водой и воздухом.

3.4. Решение задач

1. **Расчет доз внешнего фотонного излучения от точечного источника** (табл. 11П).

Мощность дозы фотонного излучения рассчитываем по формуле:

$$\dot{H} = \frac{A \cdot \Gamma_{\gamma}}{R^2}, \text{ Р/ч, } (1),$$

где A – активность радионуклида в источнике, [мКи]; Γ_γ – γ -постоянная радионуклида; R – расстояние источника до объекта.

Экспозиционную дозу (в рентгенах) определяем по формуле:

$$X = \frac{t \cdot A \cdot \Gamma_\gamma}{R^2}, \text{ P} \quad (2)$$

$$X = \dot{X} \cdot t$$

В формуле (2) t – время облучения, ч в течение одного года.

Поглощенная доза (в радах) в воздухе:

$$D_B = 0,88 X_B, \text{ рад} \quad (3)$$

Поглощенная доза в биологической ткани:

$$D_T = 0,96 X_B, \text{ рад} \quad (4)$$

Эквивалентная доза для фотонного излучения:

$$H = 0,96 X_B, \text{ бэр} \quad (5)$$

2. Расчет эквивалентных доз внешнего γ -облучения людей по измеренной начальной активности (табл. 12П).

Местность загрязнена ^{137}Cs с активностью A_{0s} . Какую дозу внешнего γ -излучения H_γ получит население, постоянно проживающее на этой территории в течение t лет? Считать, что люди постоянно находятся на открытой местности. Период полураспада ^{137}Cs – 30 лет.

Использовать формулы:

$$X = \left(\frac{\dot{X}_H}{2} + \frac{\dot{X}_K}{2} \right) \cdot t \quad (6)$$

где X – экспозиционная доза, мкР; \dot{X}_H – мощность экспозиционной дозы в начале облучения, мкР/ч; \dot{X}_K – мощность экспозиционной дозы в конце облучения, мкР/ч.

$$\dot{X}_H = 15 A_{0s};$$

$$X_K = \frac{15 \cdot A_{s0}}{2t} ;$$

[A_{s0}] – Ки/км²

При расчете величины X величина t преобразуется из лет в часы (365 · 24), а результат из мкР преобразуют в Р. Так как 1 Зв = 114,5 Р, эквивалентная доза внешнего γ-облучения Н_γ вычисляется по формуле:

$$H_\gamma = 0,96 \cdot X, \text{ бэр} \quad (7)$$

Полученную дозу сравнивают с дозами, при которых возможно развитие хронической лучевой болезни. Делают вывод о последствиях такого облучения.

3. Расчет эквивалентных доз внутреннего облучения с помощью дозовых коэффициентов (табл. 12П).

Выражения для оценки годовой мощности эквивалентной дозы \dot{H}_{ig} , при поступлении радиоактивных веществ с водой, пищей и воздухом, можно определить по формуле:

$$\dot{H}_{ig} = V_{ig} \cdot A_v \cdot v + V_{ig} \cdot A_m \cdot M, \quad (8)$$

где A_v – объемная активность воздуха, воды или молока, Бк/м³; A_m – удельная активность съеденной пищи, Бк/кг; v – объем вдыхаемого воздуха, потребляемой воды или молока в единицу времени, м³/год; M – масса потребляемых продуктов питания, кг/год; V_{ig} – дозовые коэффициенты, мЗв/Бк.

Эквивалентную дозу внутреннего облучения рассчитывают по формуле:

$$H_{внут} = \dot{H}_{ig} t, \text{ Зв} \quad (9)$$

В формуле (9) t = 365 суток, если величины v и M рассчитаны на сутки.

4. Расчет поглощенных доз внешнего и внутреннего облучения человека при длительном проживании на радиоактивно загрязненной территории (табл. 13П).

При длительном проживании на радиоактивно-загрязненной территории, загрязненной аэрозолями ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr, и учитывая, что их период полураспада примерно одинаков (принимая равной 30 лет), условно можно считать, что мощность дозы в течение года остается неизменной. Тогда мощность поглощенной дозы определяют по формуле:

$$P_0 = 0,2 \cdot \mu \cdot E \cdot A_{s0}, \quad (10),$$

где μ – линейный коэффициент ослабления излучения воздухом; E – энергия излучения, МэВ, даны в таблице 3.2,

1/см; A_{s0} – уровень первоначального загрязнения после аварии на ЧАЭС, Ки/км².

Таблица 3.2.

**Зависимость линейного коэффициента ослабления γ - и β -излучения
воздухом от энергии излучения**

Характеристики излучений	Виды излучения				
	β -излучение				γ -излучение
Энергия E, МэВ	0,51	0,52	0,55	2,27	0,66
μ , 1/см 10^{-4}	1,102	1,098	1,082	0,540	1,013

Поглощенная доза внешнего облучения рассчитывают по формуле:

$$D_{вн} = \dots, \quad (11)$$

где t_n – время начала проживания на загрязненной территории с момента аварии на ЧАЭС, год; t_k – время окончания проживания, год.

P_0 – мощность поглощенной дозы, рад/год; T – период полураспада; $K_{сз}$ – коэффициент средней защищенности, который рассчитывается по формуле:

$$K_{сз} = \dots, \quad (12)$$

где $T_{реж}$ – длительность соблюдения режима, ч; t_c , t_p , t_d , $t_{тр}$, t_m – продолжительности пребывания людей, соответственно, в защитных сооружениях, производственных зданиях, жилых домах, транспорте и на открытой местности, ч.; K_c , K_p , K_d , $K_{тр}$ – коэффициенты ослабления, соответственно, защитных сооружений, производственных зданий, жилых домов, транспортных средств, показывающие во сколько раз уровень радиации и доза излучения в них ниже, чем на открытой местности.

Поглощенную дозу внутреннего облучения $D_{внут}$ в Грехах определяют по формуле (13).

$$D_{внут} = 0,15 \cdot (t_k - t_n) \quad (13)$$

При начальном уровне загрязнения почвы ^{137}Cs 5 Ки/км² и при проведении агротехнических мероприятий поглощенная доза внутреннего облучения в среднем составляет 0,15 рад/год. При других начальных уровнях загрязнения доза

пропорциональна .

Суммарную дозу облучения определяют по формуле:

$$D_{\Sigma} = D_{\text{вн}} + D_{\text{внут}} \quad (14)$$

Сравниваем значение D_{Σ} с максимально допустимой эффективной дозой НРБ-2000 для населения $E_{\text{доп}} = 5$ мЗв в год. Если расчетная доза не превышает эту величину, то считают, что НРБ-2000 соблюдаются и дополнительные меры защиты не принимаются. Если D_{Σ} превысит допустимую величину, то вносят коррективы в режим проживания людей на загрязненной территории, в частности, можно например, до минимума сократить время пребывания на открытой местности. Выполнить технические или организационные меры по снижению уровня облучения населения (в отчете указать основные меры защиты).

1.2.2. Ядерное оружие и атомная энергетика, как источники радиационной опасности

Теория. И ядерное оружие, и атомная энергетика представляют опасность как источники облучения человека и загрязнения окружающей среды радионуклидами. Атомная энергетика связана с повышенной опасностью ее объектов для людей, которая проявляется в крайне неблагоприятных последствиях аварий с разрушением атомных реакторов. Всего в мире на сегодняшний день работает 440 атомных реакторов. Разрушений и аварий на таких ректорах в истории развития ядерной энергетике было много. Некоторые даже с человеческими жертвами. Только в СССР за 50 лет (начиная с 1954 г.) в результате 176 радиационных аварий⁸ и инцидентов⁹ от поражения радиацией пострадало 568 человек, в том числе погиб 71 человек.

Существует 7 классов аварий на АЭС:

7 класс – глобальная авария (катастрофа), сопровождается разрушением активной зоны АЭС, значительным выбросом радиоактивных веществ, угрозой населению более чем одной страны.

6 класс – разрушение активной зоны и выброс радиоактивных веществ; эвакуация населения в зоне радиусом 25 км.

5 класс – авария с риском для окружающей среды, выброс радиоактивных веществ, необходимость защитных мер для населения.

⁸ Радиационная авария – выход из строя энергетической установки, сопровождающийся выбросом радиоактивных веществ или излучения за пределы допустимой территории в количестве, превышающем предельное значение.

⁹ Радиационный инцидент – событие, при котором происходит облучение в дозах, превышающих установленные пределы для соответствующих категорий лиц.

4 класс – авария в пределах АЭС, нарушение активной зоны и облучение персонала, вызывающее острые лучевые заболевания.

3 класс – тяжелое происшествие, выход из строя оборудования, сопровождающийся высоким уровнем радиации; переоблучение персонала.

2 класс – происшествие средней тяжести (выход из строя оборудования, создающий угрозу гибели населения).

1 класс – неполадки в системе, не создающие угрозы.

Чернобыльская авария произошла 26 апреля 1986 года. Она вызвала разрушение четвертого энергоблока станции, значительные выбросы радиоактивных веществ и отнесена к 7 классу аварий. Затронула жизнь более 7 млн. человек и многих, в том числе и не родившихся детей. Средства же на ликвидацию последствий катастрофы могут превысить экономическую прибыль от работы всех АЭС.

Опасность представляют и обычно работающие АЭС, обуславливающие радиоактивное облучение персонала и производящие радиоактивные выбросы в окружающую среду. Их количество и характер зависит от конструкции реактора и качества его сборки и эксплуатации. У РБМК они наибольшие, у реактора с шаровой засыпкой наименьшие.

Большую опасность представляют также радиоактивные ядерные отходы. Их переработка и утилизация одна из основных проблем, касающаяся не только представителей атомной промышленности, но и экологов. А захороненные радиоактивные вещества проникают вглубь Земли и имеют возможность просачиваться в грунтовые и проточные воды. Опасность атомной энергетики отождествляют с опасностью ядерного оружия, с его чудовищной разрушительной силой, продемонстрированной в Хиросиме и Нагасаки.

По данным ООН с 1945 г. до 1980 г. произведено 423 взрыва ядерных устройств суммарной мощностью 545,4 Мт. Радиационными их последствиями являются *проникающая радиация* и *радиоактивное загрязнение* окружающей среды. За счёт ядерных испытаний в атмосфере во внешнюю среду поступило $1,81 \cdot 10^{21}$ Бк продуктов ядерного деления, представляющих смесь более 200 радиоактивных изотопов 36 элементов таблицы Менделеева. За все время проведения ядерных взрывов (до 1990 г.) на земную поверхность выпало $5,99 \cdot 10^{17}$ Бк ^{90}Sr , $9,6 \cdot 10^{17}$ Бк ^{137}Cs . На 1982 г. в стратосфере еще циркулировало около $1,8 \cdot 10^{15}$ Бк ^{90}Sr и $3,2 \cdot 10^{15}$ Бк ^{137}Cs . Кроме того, при ядерных взрывах образовалось значительное количество трансурановых элементов. Большая часть выпадений (~75%) приходится на северное полушарие.

Практическая работа 4 Расчетные задачи

Примеры решения задач

4.1. Радиационная разведка, проведенная через 3 ч после ядерного взрыва зафиксировала уровень радиации 200 Р/ч. Определить уровень радиации через 20 ч.

Решение. Из точки «3 ч» на оси абсцисс рис. 2П (т.к. после взрыва прошло 3 часа) провести вверх вертикальную линию до пересечения с горизонтальной линией, проведенной из точки «200 Р/ч» на оси ординат. Из полученной точки пересечения провести наклонную линию, параллельно наклонным линиям графика до пересечения с вертикалью, проведенной из точки «20 ч» на оси абсцисс. По оси ординат: уровень радиации через 20 ч после взрыва составит 20 Р/ч.

Ответ: 20 Р/ч.

4.2. На расстоянии 30 (или 45, или 70) км от объекта экономики в 1 ч 10 мин произошла авария на ядерном реакторе РБМК (электрическая мощность – 1000 МВт) с выбросом 10% радиоактивных веществ на высоту 200 м. Объект экономики оказался на оси следа радиоактивного облака. Средняя скорость ветра 3 м/с. Инверсия¹⁰ в атмосфере. Оценить радиационную обстановку и ожидаемые потери среди персонала, если продолжительность облучения составила 10 ч.

Решение.

1) Мгновенный выброс части радиоактивных продуктов в момент разрушения корпуса реактора, и последующее их истечение происходит до двух недель. Доля радиоактивных продуктов, поступивших в атмосферу, для реактора РБМК–1000 при мгновенном выбросе составит 25%, а при последующем истечении – 75% от общей активности радионуклидов, выброшенных из реактора. Аналогичные данные для реактора ВВЭР–1000: соответственно 15% и 25%. Высота центра мгновенного выброса и распространения радиоактивного облака – 1 км, а радиоактивные струи, формирующейся при истечении продуктов из реактора, составляют 200 м.

2) Время начала облучения персонала объекта экономики, если он расположен от АЭС на расстоянии 30 км,

$$t = \frac{R}{v} = \frac{30}{3,6 \cdot 8} = 2,8 \text{ ч}$$

Если объект экономики находится от АЭС в 45 км, то $t = 4,2$ ч. Расстояние в 70 км радиоактивное облако пройдет за 6,5 ч.

3) Дозу внутреннего ингаляционного облучения определяют по формуле:

$$D_{\text{внт}} = 200 \cdot W_{\text{эл}} \cdot r^{-(R/200+1,4)},$$

¹⁰ Инверсия – аномальное увеличение температуры с высотой в слое атмосферы, вместо обычного понижения. Инверсия температуры препятствует вертикальным перемещениям воздуха и способствует образованию дымки, тумана, смога, облаков.

где $W_{эл}$ – электрическая мощность реактора, МВт; R – расстояние от АЭС до объекта экономики, км.

$D_{вит} = 2 \cdot 1000 - 30^{-1,55} = 10,27$ Гр – для расстояния 30 км.

Для расстояния 45 км – 4,11 Гр.

Для расстояния 70 км – 1,18 Гр.

Табл. 14П дает результаты 10,4 и 1,2 Гр, соответственно.

4) На карту-план (рис. 3П) местности нанести зоны вероятного ингаляционного поражения людей в соответствии с данными табл. 15П, положение объекта экономики, АЭС и другие необходимые данные.

5) Определение возможных потерь на объекте экономики от ингаляционных поражений:

$$П = 1,13 \cdot 10^{-5} \cdot D_{вит}^2 = 1,3 \cdot 10^{-5} \cdot 10,27^2 = 10,8\%$$

Расчет для дальности 45 км дает потери 1,9%, а на расстоянии 70 км – 0,16%.

Используя табл. 16П, получим соответственно: 11,3%; 1,8% и менее 1%. То есть люди на объекте экономики получат легкую степень поражения и будут сохранять работоспособность до 10 суток, если не использовать средства защиты (даже простейшие) и не провести йодную профилактику.

1) Доза внешнего облучения определяется суммированием дозы внешнего облучения ($D'_{внш}$) при прохождении радиоактивного облака и дозы внешнего облучения ($D''_{внш}$), полученной за время нахождения людей на радиоактивно загрязненной местности.

2) Доза внешнего облучения при прохождении радиоактивного облака

$$D'_{внш} = \frac{W_{эл}}{100 \cdot K_{осл}} \cdot R^{-1,2} \quad (\text{Гр})$$

составляет на расстоянии:

30 км – 0,11 Гр;

45 км – 0,09 Гр;

70 км – 0,06 Гр

для лиц, оказавшихся на открытой местности (коэффициент ослабления доз радиации $K = 1$ и, соответственно:

0,016 Гр;

0,013 Гр;

0,009 Гр

для лиц, находившихся при проходе облака в помещениях (цехах) с коэффициентом $K = 7$ (табл. 17П). Табл. 18П дает аналогичные результаты.

3) Уровень радиации на территории объекта экономики через час после аварии:

$$D_1 = 0,54 \cdot W_{эл} \cdot e^{-0,0165R} = 329 \text{ рад/ч через 30 км}$$

На расстоянии 45 км – 257 рад/ч, и на расстоянии 70 км – 170 рад/ч (табл. 19П дает такие же результаты).

4) Определение дозы внешнего облучения за время нахождения людей на загрязненной территории выполняется по формуле:

$$X_{вх} + X_{вых}$$

$$D''_{внш} = \dots - t \text{ (Гр)}$$

(5 – для 1-го этажа, 8 – для 2-го, 6 – для 3-го). Для подвалов многоэтажных домов следует брать большее значение этого коэффициента.

Расчет удобно выполнить в форме таблицы, учитывая, что $t = 10$ ч.

Расстояние до АЭС, км	30	45	70
Уровень радиации через 1 час после аварии (рад/ч)	330	257	170
$X_{вх}$	$X_3 = 83$	$X_4 = 65$	$X_7 = 43$
$X_{вых}$	$X_{13} = 1$	$X_{14} = 13$	$X_{17} = 9$
Доза облучения, Гр, при:			
$K_{осл} = 1$	5	3,9	2,6
$K_{осл} = 7$	0,7	0,56	0,37

Пояснение к таблице по выполнению расчета.

Уровень радиации через 1 ч после аварии определен в п. 3) решения данной задачи (табл. 20П). Уровень радиации при входе (начале облучения) определяется расстоянием от АЭС до объекта экономики (п. 2), а в его конце – продолжительностью облучения (10 ч). Наиболее просто определить $X_{вх}$ и $X_{вых}$ по графику, рис. 3П.

Методика подобного расчета приведена в задаче 1.

5) Суммарная доза внешнего облучения людей, оказавшихся на открытой местности, по результатам расчета (п. 7 и 9) составит 5,11 Гр (через 30 км); 3,99 Гр (45 км) и 2,66 Гр (70 км от аварийного реактора). Персонал объекта экономики, оказавшийся в цехах ($K_{осл} = 7$), получит дозы облучения 0,72 Гр (30 км), 0,58 Гр (45 км) и 0,38 Гр (70 км от аварийного реактора).

б) Возможные потери среди персонала от суммарного внешнего облучения определяют по табл. 21П: из числа персонала объекта экономики, в течение 10 ч находившегося на открытой местности, при набранной дозе 5,11 Гр через 12 ч выйдет из строя 53%, через сутки – 60%, через месяц – 100% персонала, и при этом 70% из них погибнет;

– из числа персонала объекта экономики, находившегося в помещениях с коэффициентом ослабления радиации, равном 7, после 10 ч облучения и набора ими дозы 0,72 Гр (30-километровая зона АЭС) смертельных случаев не будет, но через месяц вероятны случаи выхода людей из строя;

– число пораженных людей, находившихся на других расстояниях от аварийного реактора, определяется аналогично.

7) Режим спасательных работ определяется по табл. 22П. при уровне радиации через 1 ч после аварии, равном 330 Р/ч необходимо ввести режим работы – начать работы через 27 ч 40 мин и работать в 9 смен примерно по 2 ч.

4.3. Спасатели выполняют работы на местности. Разведгруппой установлено, что через 1 ч после ядерного взрыва уровень радиации составил 80 Р/ч. Работа была начата через 2 ч после взрыва и продолжалась 2 ч. Определить дозу облучения, которую получают спасатели.

Решение. По графику, рис. 4П, на оси абсцисс определяется значение коэффициента a . Для этого из точки $t_{вх} = 2$ ч на оси ординат провести горизонтальную линию до пересечения с наклонной линией графика «Длительность пребывания в загрязненном районе» для $t_p = 2$ ч. Из полученной точки провести вертикальную линию вниз до пересечения с осью абсцисс и снять отсчет ($a = 2$). Теперь из формулы, приведенной на рисунке, можно найти дозу облучения, которую получают спасатели:

$$D = \frac{80}{2} = 0,4 \text{ (Гр)}$$

Здесь $X_1 = 80$ Р/ч - уровень радиации через 1 ч после взрыва, а $K = 1$ (для открытой местности) определяется из табл. 17П. Таким образом, спасатели получают дозу облучения, равную 0,4 Гр.

Ответ: 0,4 Гр.

4.4. Спасатели через 3 ч после ядерного взрыва должны выполнить работы по разборке завала. Уровень радиации через 3 ч после взрыва составил 70 Р/ч. Допустимая (заданная) доза облучения установлена в 0,3 Гр. Определить допустимую продолжительность работ.

Решение. По 1-му столбцу табл. 23П определяем нужную строку:

$$= \frac{0,80}{2} = 0,4 \text{ (Гр)}$$

Пересечение строки «0,5» и столбца «3 ч» (так как с момента взрыва до начала облучения прошло 3 ч) определяет допустимое время пребывания на загрязненной местности. Оно составляет 0,35 ч, т.е. 35 минут.

a =

В формуле X_1 – уровень радиации через 1 ч после взрыва, Р/ч.; Д – поглощенная доза радиоактивного излучения, Гр; К – коэффициент ослабления радиации (табл. 17П).

Ответ: 0,35 ч, т.е. 35 минут.

4.5. Спасатели на автомобилях должны преодолеть зараженный участок с уровнями радиации через 1 ч после взрыва в точках маршрута 100; 150; 250; 250; 150 Р/ч. Длина участка заражения – 10 км, скорость движения колонны – 20 км/ч. Спасатели не должны получить дозу облучения выше 0,1 Гр. Определить, через какое время после взрыва можно начать преодоление участка радиоактивного загрязнения, если взрыв произведен в 3 ч 20 мин.

Решение.

1. Определить средний уровень радиации на маршруте через 1 ч после взрыва (среднеарифметическая величина):

$$X_{\text{ср}} = \frac{100 + 150 + 250 + 250 + 150}{5} = 180 \text{ (Р/ч)}$$

2. Доза облучения, которую могут получить спасатели:

$$Д = \frac{0,01 \cdot X_{\text{ср}} \cdot L}{V \cdot K_{\text{осл}}} = \frac{0,18 \cdot 10}{20,2} = 0,45 \text{ (Гр)},$$

т.е. спасатели получат дозу облучения в 4,5 раза выше установленной, если начнут преодоление участка через час после взрыва.

3. Если колонна начнет преодоление загрязненного участка через 1 ч после взрыва, т.е. в 4 ч 20 мин., то условие задачи не будет выполнено. Чтобы не допустить переоблучения спасателей, надо ждать спада уровня радиации на маршруте

в 4,5 раза, т.е. до $X_{\text{ср}} = 40 \text{ Р/ч}$, или искать обходной маршрут, отвечающий требованиям радиационной безопасности.

4. Время спада уровня радиации на маршруте в 4,5 раза можно определить по графику, рис. 2П (см. задачу 1): уровень радиации 40 Р/ч ожидается через 3,5 ч после взрыва. Аналогично проводится расчет облучения людей, если автомобиль из-за неисправности оставался какое-то время на зараженной местности.

5. Таким образом, преодоление участка загрязнения можно начать через 3 ч 30 мин после взрыва, т.е. в 6 ч 50 мин. В этом случае люди получают дозу облучения

$$D = \frac{40 \cdot 10}{20 \cdot 2 \cdot 100} = 0,1 \text{ (Гр)}$$

Если бы средний уровень радиации не превышал 40 Р/ч, то загрязненный участок можно было бы колонной преодолеть с ходу.

Ответ: через 3 ч 30 мин после взрыва, т.е. в 6 ч 50 мин.

ГЛАВА 2. ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЖИВЫХ ОРГАНИЗМОВ

Биологическое действие ионизирующих излучений.

Теория. Создаваемая излучением в клетках ионизация приводит к образованию свободных радикалов. Свободные радикалы вызывают разрушения целостности цепочек макромолекул белков и нуклеиновых кислот. Следствием этого является массовая гибель клеток, канцерогенез и мутагенез. Наиболее подвержены воздействию ионизирующего излучения активно делящиеся клетки (эпителиальные, стволовые и эмбриональные клетки).

Воздействие ионизирующего излучения (ИИ) на человека характеризуется следующими особенностями:

1. ИИ глубоко проникает в облучаемую ткань.
2. ИИ суммируется и оказывает кумулятивное действие.
3. Поражающий эффект возникает при малых количествах поглощенной энергии ИИ.
4. ИИ вызывает отдаленные последствия:
 - злокачественные опухоли,
 - сокращение длительности жизни,
 - снижение иммунитета.

Эти последствия делятся на детерминированные (острая и хроническая лучевая болезнь и др.) и стохастические (опухоли, лейкемия, генетические расстройства и др.).

Практическая работа 5 Расчетные задачи

Деревня X находится около ядерного предприятия, а деревня Y – в 50 км от этого предприятия. Жители обеих деревень ведут одинаковый образ жизни и одинаково питаются. Используя предоставленную информацию, сделайте следующие вычисления. В табл. 5.1 приведены статистические данные в отношении людей, проживающих в двух индийских деревнях.

Таблица 5.1.

Статистические данные о населении, проживающем в двух индийских деревнях

Показатели	Деревня X	Деревня Y
Общее количество населения	2868	2546
Кол-во мертворожденных детей с врожденными дефектами за последние два года	4	0
Кол-во детей с врожденными дефектами, родившихся живыми, за последние два года	16	3
Кол-во мертворожденных детей за последние два года	6	0
Кол-во выкидышей за последние два года	27	5
Кол-во детей, умерших вскоре после рождения, за последние два года	31	20
Кол-во беременностей за последние два года	285	202

Кол-во детей рожденных за последние два года	252	197
----------------------------------------------	-----	-----

Рассчитайте, какой процент детей, родившихся за последние два года, имел врожденные дефекты (включая мертворожденных, и родившихся живыми): а) в деревне X?

б) в деревне Y?

в) в деревнях X и Y?

г) если процент детей с врожденными дефектами, родившихся в деревне X, был бы равен проценту детей с врожденными дефектами, родившихся в деревне Y, сколько детей с врожденными дефектами родилось бы в деревне X?

д) используя ответ в пункте (г), рассчитайте, насколько *меньше* случаев детей с врожденными дефектами было бы в деревне X по сравнению с тем, что на самом деле наблюдалось?

5.1. Какой процент беременностей за последние два года закончился выкидышами:

а) в деревне X?

б) в деревне Y?

в) в деревнях X и Y?

г) если бы процент беременностей, которые закончились выкидышами, в деревне Y был бы равен проценту беременностей, закончившихся выкидышами, в деревне X, сколько выкидышей произошло бы в деревне Y за последние два года?

д) используя ответ в пункте (г) рассчитайте, насколько *больше* выкидышей произошло бы в деревне Y по сравнению с тем, что на самом деле наблюдалось?

5.2. Какой процент беременностей завершился с «нежелательными результатами¹¹» за последние два года:

а) в деревне X?

б) в деревне Y?

в) в деревнях X и Y?

г) если бы процент беременностей, завершившихся с «нежелательными результатами», в деревне X был бы равен проценту таких же беременностей в деревне Y, сколько беременностей завершилось бы с «нежелательными результатами» в деревне X?

¹¹ «Нежелательные результаты» включают в себя мертворожденных детей, детей, рожденных живыми, но с врожденными дефектами, выкидышей, а также детей, которые умерли вскоре после рождения.

д) если бы процент беременностей, завершившихся с «нежелательными результатами», в деревне Y был бы равен проценту таких же беременностей в деревне X, сколько беременностей завершилось бы с «нежелательными результатами» в деревне Y?

Предлагается определить, какое из радиоактивных излучений (α , β , γ) представляет наибольшую опасность: а) при внутреннем облучении, б) при внешнем облучении.

ГЛАВА 3. КАТАСТРОФА НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС И ЕЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ДЛЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

Теория. 26 апреля 1986 года на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС произошёл взрыв, который полностью разрушил реактор. В различных помещениях и на крыше начался пожар. Остатки активной зоны расплавились, смесь из расплавленного металла, песка, бетона и фрагментов топлива растеклась по подреакторным помещениям. В результате катастрофы произошёл выброс в окружающую среду более 200 радионуклидов 36 химических элементов радиоактивных веществ, в том числе изотопы урана, плутония, йода-131, цезия-134, -137, стронция-90 (24П, 25П).

В окружающую среду было выброшено от более 30% от 180–190 т ядерного топлива, находившегося в реакторе. Были выброшены продукты деления топлива и трансурановые элементы, том числе все благородные газы, содержащиеся в реакторе, примерно 55% йода в виде смеси пара и твёрдых частиц, а также в составе органических соединений, цезий и теллур в виде аэрозолей. Суммарная активность веществ, выброшенных в окружающую среду, достигло $14 \cdot 10^{18}$ Бк.

Радиоактивному загрязнению¹² подверглось более 200 тыс. км² территории (рис. 5П–7П). Наиболее сильно пострадали области, в которых в это время прошёл дождь (36П). Большая часть стронция и плутония выпала в пределах 100 км от станции, так как они содержались в более крупных частицах. Йод и цезий распространились на большую часть территории Беларуси.

В результате аварии из сельскохозяйственного оборота было выведено около 5 млн. га земель, вокруг АЭС создана 30-км зона отчуждения, уничтожены и захоронены сотни мелких населённых пунктов.

С точки зрения воздействия на население в первые недели после аварии наибольшую опасность представлял радиоактивный йод и теллур. Было зарегистрировано 134 случая острой лучевой болезни среди людей, выполнявших аварийные работы. В 1990–1998 гг. было выявлено более 4000 случаев заболевания раком щитовидной железы среди тех, кому в

¹² Радиоактивное загрязнение – содержание радиоизотопов техногенного происхождения на поверхности или внутри материала или тела человека, в воздухе или почве, растительных и животных организмах, оборудовании, помещении, спецодежде и др. в количестве, превышающем уровни, установленные нормами радиационной безопасности и санитарными правилами.

момент аварии было менее 18 лет. В настоящее время (и в ближайшие десятилетия) наибольшую опасность представляют изотопы стронция и цезия.

Рост активности почв, загрязнённых трансурановыми изотопами, за счёт америция будет продолжаться до 2060 г. и его вклад составит 66,8%. В частности, в 2086 г. α -активность почвы на загрязнённых плутонием территориях Республики Беларусь будет в 2,4 раза выше, чем в начальный послеаварийный период.

Контроль радиационной обстановки является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной безопасности. Радиационный контроль – это получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей. Он включает в себя радиометрический и дозиметрический контроль, осуществляемый приборами и автоматизированными системами.

Дозиметрический контроль – измерение мощности дозы излучений в местах производственной деятельности человека, определение эффективных или эквивалентных, индивидуальных и коллективных доз от различных источников ИИ (см. раздел 1.2.1.2 пособия). Контроль радиационной обстановки должен осуществляться за всеми радиационными параметрами, характеризующими уровни облучения персонала и населения и загрязнение окружающей среды.

Практическая работа 6 Расчетные задачи

Примеры решения задач

6.1. Поверхность почвы загрязнена радионуклидом ^{137}Cs с поверхностной активностью 10^{10} Бк/м². Определить мощность эквивалентной дозы, эквивалентную и ожидаемую дозу за 1 год. Источник загрязнения излучает по косинусоидальному закону.

Решение. Для определения мощности эквивалентной дозы коэффициент V_{sy} для цезия принимаем из табл. 6П.

$$\dot{H} = V_{sy} \cdot A_s = 2,92 \cdot 10^{-16} \cdot 10^{10} = 29,2 \cdot 10^{-7} \text{ Зв/с.}$$

Эквивалентная доза определяется следующим выражением:

$$H = \dot{H} \cdot t = 29,2 \cdot 10^{-7} \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 = 92 \text{ Зв}$$

Из табл. 5П находим величину периода полураспада ^{137}Cs $T_{1/2} = 30,14$ лет.

$$\lambda_{эф} = \lambda + \lambda_b = \frac{0,693}{30,14} + 0,04 = 0,063 \text{ год}^{-1} = 2 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$$

Находим полную эквивалентную ожидаемую дозу, используя значение коэффициента V_{sy} , из табл. 6П.

$$H_S^e = \frac{B_{sy} \cdot A_s \cdot \left[1 - \exp \left[(-\lambda_{эф} \cdot t) \right] \right]}{\lambda_{эф}} = \frac{2,91 \cdot 10^{-16} \cdot 10^{10} \cdot \left[1 - \exp(-0,063 \cdot 1) \right]}{2 \cdot 10^{-9}} = 88,8 \text{ Зв.}$$

6.2. Оценить эквивалентную дозу, получаемую за счет внешнего γ -облучения за месяц нахождения на территории с уровнем поверхностной активности ^{137}Cs 30 Ки/км².

Решение. Переходной коэффициент от уровня поверхностной активности к эквивалентной дозе за счет внешнего γ -облучения – 0,8 мЗв/год на 1 Ки/км². Следовательно, при уровне поверхностной активности 30 Ки/км² эквивалентная до-

за за год составит $0,8 \cdot 30 = 24$ мЗв. Доза за месяц будет в 12 раз меньше: $\frac{24}{12} = 2$ мЗв.

6.3. Какая масса соответствует активности A_1 (), A_2 (), A_3 ()?

Решение. Для решения задачи используют формулу

$$m = a_2 \cdot M \cdot A \cdot T_{1/2} = 2,8 \cdot 10^{-6} \cdot M \cdot A \cdot T_{1/2}.$$

В этой формуле $a_2 = 2,8 \cdot 10^{-6}$ Период полураспада $T_{1/2}$ – 30,14 года, – 29,12 лет, – 24,38 тыс. лет; M – их массовое число.

6.4. Пересчитать поверхностную активность почвы Беларуси, загрязнённую ^{137}Cs с активностью $A_s = 15$ Ки/км² в удельную активность Бк/кг?

Решение. Расчет основывается на формуле

$$A_m = 5 \cdot 10^{-3} A_s.$$

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

$$A_s \cdot 10^{-6} \cdot 5 \cdot 10^{-3} \text{ Ки/кг} = A_s \cdot 10^{-6} \cdot 5 \cdot 10^{-3} \cdot 3,7 \cdot 10^{10} \cdot 10^6 [\text{Ки/км}^2].$$

6.5. Определить активность эталона через 16,5 года после его изготовления, если его начальная активность $3,7 \cdot 10^4$ Бк.

Решение. Так как $A_0 = 3,7 \cdot 10^4$ Бк, $t = 16,5$ лет, $T = 33$ года, то:

$$A_t = A_0 \cdot e^{-\lambda t} = A_0 \cdot e^{\frac{-0,693t}{T}};$$

$$\lambda = \frac{0,693}{T} = \frac{0,693 \cdot 16,5}{38} = 0,35;$$

$$e^{-0,35} = 0,684;$$

$$A_t = 10^{-6} \cdot 0,684 = 6,84 \cdot 10^{-7} \text{ Ки} = 6,84 \cdot 10^{-7} \cdot 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк} = 25,3 \cdot 10^3 \text{ Бк}$$

$$\frac{A}{A_0} \cdot 100\% = 68,4\%$$

Ответ: только 68,4% активности эталона осталось через 16,5 года от первоначальной.

Задачи для самостоятельного решения

6.6. Сколько атомов ^{131}I распадается за сутки из 1 млн атомов? Для ^{131}I $T_{1/2} = 8,14$ дня.

Ответ: $0,82 \cdot 10^5$.

6.7. Найти число распадов за 1 год в 1 г ^{90}Sr ($T_{1/2} = 29,12$ лет).

Ответ: $1,63 \cdot 10^{20}$.

6.8. Найти массу ^{137}Cs , активность которого равна 1 Ки. У $T_{1/2} = 30,2$ г.

Ответ: 0,01 г.

6.9. Оценить эквивалентную дозу, полученную за счет внешнего γ -облучения за год проживания на территории с уровнем поверхностной активности ^{137}Cs (табл. 5П, колонка 8).

6.10. Сформулируйте практические рекомендации, соблюдение которых при нахождении на загрязненных территориях позволит существенно уменьшить риск неблагоприятных радиационных последствий.

6.11. Местность загрязнена аэрозолями ^{137}Cs с активностью $A_{0s} = 25 \text{ Ки/км}^2$. Через сколько лет t она уменьшится до величины $A_s = 5 \text{ Ки/км}^2$? Учитывая формулу

$$A_s =$$

определить величину t . Период полураспада $T_{1/2} \text{ } ^{137}\text{Cs} = 30,14$ г.

Используя табл. 25П решить эту задачу по вариантам.

6.12. Участок местности загрязнен ^{239}Pu с активностью $A_{0s} = 0,74 \text{ кБк/м}^2$. Период полураспада плутония ^{239}Pu $T_{1/2} = 24,38$ тыс. лет. Какая активность будет через 1000 лет?

$$A_s =$$

Ответ: 0,72 кБк/м².

6.13. Оцените степень опасности для здоровья продуктов растениеводства, выращенных на радиоактивно загрязненной почве. Местность загрязнена радионуклидами ¹³⁷Cs с активностью $A_s = 25$ Ки/км². Коэффициент перехода радионуклидов из почвы в овощи составляет $K = 0,04$. Полученные данные сравнить с нормативом РДУ–2001 для овощей и корнеплодов = 100 Бк/кг.

Ответ: 185 Бк/кг.

6.14. Пересчитать поверхностную активность почвы Беларуси, загрязнённую ¹³⁷Cs с активностью $A_s = 25$ Ки/км² в удельную активность Бк/кг?

Ответ: 4625 Бк/кг.

6.15. Местность загрязнена аэрозолями ¹³⁷Cs с активностью $A_{0s} = 10$ Ки/км². Через сколько лет t она уменьшится до величины $A_s = 2$ Ки/км²? Из формулы $A_s =$ определить величину t . Период полураспада $T_{1/2}$ ¹³⁷Cs – 30,14 года.

Ответ: 67,39 лет.

6.16. Участок местности загрязнен ²³⁹Pu с активностью $A_{0s} = 0,5$ кБк/м² Какая активность будет через 1500 лет?. Период полураспада ²³⁹Pu $T_{1/2} = 24,38$ тыс. (см. 6.11).

Практическая работа 7

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ РАДИОАКТИВНОМ ЗАГРЯЗНЕНИИ МЕСТНОСТИ ПОСЛЕ АВАРИИ НА ЧАЭС

7.1. **Цель работы** – научиться прогнозировать и оценивать радиационную обстановку при радиоактивном загрязнении территории после аварии на ЧАЭС или взрыва одиночного ядерного боеприпаса. Оценить воздействие на здоровье человека внешнего γ -излучения. По результатам оценки принять меры защиты, исключающие или уменьшающие радиационные потери среди населения.

7.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить материалы учебника с целью использовать их при решении задач.
2. В процессе решения задач выбирать исходные данные своего варианта из табл. 26П. Номер варианта соответствует порядковому номеру фамилии студента в журнале учета занятий.

7.3. **Теория.** *Радиоактивное загрязнение местности* – загрязнение местности и находящихся на ней объектов радиоактивными веществами выше допустимых уровней. Из радиоактивного облака после катастрофы на ЧАЭС осаждались на Землю многочисленные радиоактивные изотопы – продукты деления ядерного топлива,¹³ некоторая часть ядерного топлива, не участвовавшая в реакции деления, – мельчайшие «горячие» частицы. Часть радионуклидов является продуктами наведенной активности, возникающей в результате воздействия потока нейтронов ядерного взрыва на некоторые химические элементы, входящие в состав грунта (натрий, кремний и др.).

Основными загрязнителями местности после катастрофы на Чернобыльской АЭС являлись йод ^{131}I , стронций ^{90}Sr , цезий ^{137}Cs , америций ^{241}Am , трансурановые элементы и др.

Выбросы радиоактивных благородных газов, йода, трития, газообразных продуктов активации (^{14}C , ^{16}Na , ^{41}Ar , ^{35}S и др.) во внешнюю среду происходят также и в условиях штатной эксплуатации АЭС. Загрязнение окружающей среды могут вызывать и техногенные аварии¹⁴ (утечка из ядерных реакторов, утечка при перевозке и хранении радиоактивных отходов, случайные утери промышленных и медицинских радиоактивных источников и т.д.).

¹³ При ядерном делении урана и плутония в реакторе АЭС образуется смесь из более чем 200 радионуклидов средней части таблицы Д.И. Менделеева с массовыми числами $95 \leq 103$ и $130 \leq 144$ (от цинка до гадолиния).

¹⁴ В мире за период с 1944 по 1988 г произошло более 400 аварий на атомных установках.

Радиационная обстановка – совокупность радиационных факторов, образующихся в результате применения противником ядерного оружия, в ходе эксплуатации ядерных объектов и при возникновении на них аварий и разрушений. Характеризуется масштабами (пространственными и временными), радиационными дозовыми нагрузками и степенью радиоактивного загрязнения местности, акватории, воздушной среды и поверхности объектов.

Под *оценкой радиационной обстановки* понимают решение основных задач по различным вариантам действий формирований, а также производственной деятельности объекта в условиях радиоактивного загрязнения, анализ полученных результатов и выбор наиболее целесообразных вариантов действий, при которых исключаются радиационные потери. Оценка радиационной обстановки производится по результатам прогнозирования последствий применения ядерного оружия и по данным радиационной разведки. При выполнении расчетов, связанных с выявлением и оценкой радиационной обстановки, используют аналитические, графические и табличные зависимости (7.1).

Основные исходные данные для оценки радиационной обстановки: время ядерного взрыва, от которого произошло радиоактивное загрязнение, уровни радиации и время их измерения, значения коэффициентов ослабления радиации и допустимые дозы излучения.

При решении задач по оценке радиационной обстановки приводят уровни радиации на 1 час после взрыва. При этом могут встретиться два варианта: когда время взрыва известно и когда оно неизвестно.

Достоверные данные о радиоактивном загрязнении представляются органами разведки. Разведка ведется постами радиационного наблюдения, звеньями и группами радиационной разведки. Они устанавливают начало радиоактивного загрязнения, измеряют уровни радиации и определяют время ядерного взрыва.

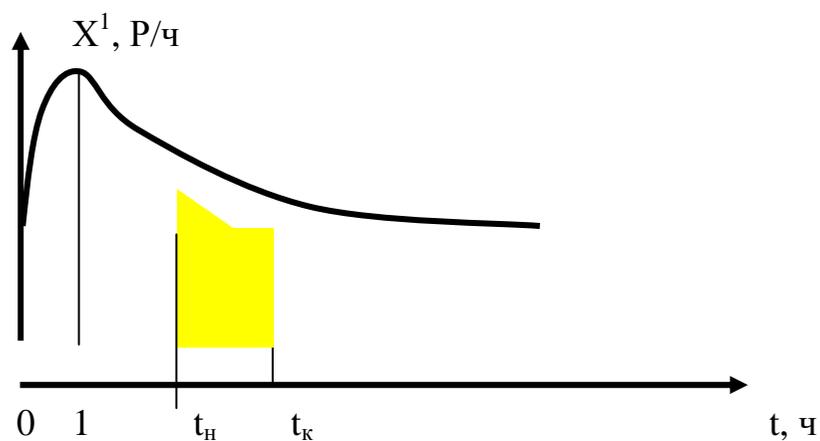


Рис. 7.1. Зависимость мощности экспозиционной дозы от времени, прошедшего после начала аварии на АЭС или ядерного взрыва

Для этого не ранее, чем через час после ядерного взрыва (аварии на АЭС с выбросом радиоактивных веществ), с помощью дозиметрического прибора дважды измеряют мощность экспозиционной дозы γ -излучения с определенным интервалом времени (10–50 мин. для ядерного взрыва и несколько часов при аварии на АЭС) и с фиксацией астрономического времени измерения. Полученные данные об уровнях радиации и времени измерений заносят в журнал радиационной разведки и наблюдения. По нанесенным на схемы уровням радиации проводят границы зон радиоактивного загрязнения.

В течение первых 100–160 суток после аварии на АЭС или ядерного взрыва уменьшение активности во времени происходит по закону Вэя–Вигнера $A \sim t^{-n}$. Значение n для практических расчетов принимается, равным 1,2. Используя этот закон можно вывести формулу Вэя–Вигнера, характеризующую изменение мощности экспозиционной дозы излучения на радиоактивно загрязненной местности:

$$= \left(\frac{t_2}{t_1}\right)^n \quad (1),$$

где, , – мощности экспозиционных доз (Р/ч), соответствующие моментам времени t_1 , t_2 (ч) после начала радиоактивного заражения (загрязнения) территории; n – показатель степени, характеризующий величину спада мощности экспозиционной дозы излучения во времени и зависящий от изотопного состава радионуклидов. Для аварии на АЭС величина показателя $n = 0,4–0,86$, для ядерного взрыва $n = 1,2$. График зависимости мощности экспозиционной дозы от времени представлен на рис. 7.1.

Величину n можно рассчитать из формулы (1):

$$n = \frac{\lg X_1 - \lg X_2}{\lg t_2 - \lg t_1} \quad (2)$$

По величине n в таблице определяют мощность экспозиционной дозы на 1 час после взрыва, эквивалентные дозы облучения людей, допустимое время пребывания людей на открытой местности, возможные потери людей и режимы защиты.

Радиоактивное загрязнение местности и всех расположенных на ней предметов и требует принятия мер защиты, исключающих или уменьшающих радиационные потери среди населения. Основным способом защиты рабочих и служащих в условиях сильного радиоактивного загрязнения являются их укрытие в защитных сооружениях и строгое ограничение времени пребывания на открытой местности.

Режим защиты – это порядок применения средств и способов защиты людей, который предусматривает максимальное уменьшение доз облучения и наиболее целесообразные действия в зоне заражения. Разработаны типовые режимы защиты с учетом доз облучения за время пребывания рабочих и служащих в защитных сооружениях, производственных, административных и жилых зданиях, а также при передвижении из мест отдыха в цеха для работы. Продолжительность смены 10–12 ч в сутки. Соблюдение режима защиты не допускает облучения людей сверх установленных доз, исключает радиационные потери и обеспечивает производственную деятельность предприятия с минимальным временем прекращения его работы при различных уровнях радиации.

7.4. Решения задач

1. Привести мощность экспозиционной дозы к одному часу после аварии.

1) Определяем интервал времени между вторым и первым измерениями (см. табл. 26П):

$$t_2 - t_1 \quad (3)$$

2) Рассчитываем отношение уровней радиации при втором и первом измерениях:

$$(4)$$

3) По отношению (4) и промежутку времени между вторым и первым измерениями ($t_2 - t_1$) в табл. 27П находим время, прошедшее с момента аварии до второго измерения ($t_{\text{изм}}$).

4) Находим время аварии:

$$t_{\text{взр}} = t_2 - t_{\text{изм}} \quad (5)$$

5) По табл. 28П определяем коэффициент пересчета K на время $t_{\text{изм}}$.

6) Определяем уровень радиации на один час после аварии:

$$\dot{X} = K \quad (6)$$

2. Определить возможные эквивалентные дозы облучения γ -лучами при действиях людей на местности, загрязненной радиоактивными веществами (исходные данные в табл. 26П).

1) По исходным данным табл. 26П для задачи 2 своего варианта по табл. 29П находят экспозиционную дозу излучения X_{100} (в Рентгенах) при величине мощности экспозиционной дозы 100 Р/ч.

2) Экспозиционную дозу излучения в воздухе на открытой местности находят по формуле:

$$X_{в} = , P \quad (7)$$

где X – мощность экспозиционной дозы по результатам решения задачи 1.

3) Производим пересчет экспозиционной дозы в эквивалентную дозу (для биологической ткани):

$$H = 0,96 \cdot X_{в}, \text{ бэр} \quad (8)$$

4) Эквивалентная доза облучения в производственных помещениях, полученная людьми, рассчитывается по формуле:

$$H_{п} = , \text{ бэр} \quad (9)$$

Значение коэффициента ослабления дозы радиации ($K_{осл}$), являющегося одной из характеристик степени защищенности, даны в табл. 17П.

3. Определение допустимой продолжительности работы в цехах завода на радиоактивно загрязненной территории (исходные данные см. в табл. 30П).

1) Определяем мощность экспозиционной дозы на момент начала облучения людей при входе на загрязненный радионуклидами участок территории

$$X_{вх} = \frac{X}{K} \quad (10)$$

где X – мощность экспозиционной дозы на 1 час после аварии (является результатом решения задачи 1); K – поправочный коэффициент, определяемый по табл. 28П. Время прошедшее после аварии до начала облучения берется из исходных данных задачи 2 в табл. 26П.

2) Используя в исходных данных задачи 3 в табл. 30П

$$H_{зад} = 0,96 \cdot X_{зад}$$

и коэффициент $K_{осл}$ из табл. 17П рассчитывают отношение

$$\frac{X_{зад} \cdot K_{осл}}{X_{вх}} \quad (11)$$

3) По значениям этого отношения и времени, прошедшего с момента аварии по табл. 31П определяют допустимое время пребывания людей в цехах завода.

4. Определение возможных радиационных потерь рабочих и служащих на открытой местности и в цехах завода (исходные данные в табл. 30П).

Исходные данные для решения задачи:

- количество рабочих и служащих (N чел. из табл. 30П);
- эквивалентная доза H (бэр), полученная людьми на открытой местности (по результатам решения задачи 2);
- условия защищенности ($K_{\text{осл}} = 1$ для открытой местности);
- ранее полученная эквивалентная доза $H_{\text{рп}}$ (из табл. 30П);
- время, прошедшее после предыдущего облучения, в неделях (из табл. 30П);
- остаточная эквивалентная доза $H_{\text{ост}}$, которая осталась в организме человека после предыдущего облучения, которую необходимо определить.

Например, если на заводе будет работать N чел., которые четыре недели тому назад уже получили дозу ($H_{\text{рп}}$), то какие радиационные потери могут быть при выполнении ими работ на открытой местности ($K_{\text{осл}} = 1$)?

1) По табл. 32П определяем % остаточной эквивалентной дозы от ранее полученной, в зависимости от времени прошедшего после первого облучения (недели). Значения $H_{\text{рп}}$ и времени прошедшего после облучения указаны в исходных данных (табл. 30П).

$$H_{\text{ост}} = \quad (12)$$

2) Определяем суммарную эквивалентную дозу H_{Σ}

$$H_{\Sigma} = H + H_{\text{ост}}, \quad (13)$$

где значение H берем по результатам решения задачи 2.

3) По табл. 33П¹⁵ значения H_{Σ} в столбце «все пораженных» находим % ВП людей от всех облученных. Конкретное количество пораженных (потерявших трудоспособность) людей $N_{\text{пт}}$ находят по формуле:

$$N_{\text{пт}} = \frac{N_{\text{чел}}}{100} \cdot \% \text{ВП}, \text{ чел} \quad (14)$$

где $N_{\text{чел}}$ берут из условия задачи 4 в табл. 30П.

¹⁵ В табл. 32П представлены также % пораженных людей от всех облученных в течение двух суток, второй и третьей недель, третьей и четвертой недель.

4) Аналогичным способом определяем количество людей со смертельным исходом (от всех пораженных). При необходимости определить радиационные потери при работе рабочих и служащих в цехах, надо H_{Σ} разделить на $K_{\text{осл}}$ цеха и затем произвести расчет по приведенной выше методике.

5. Определение режимов защиты рабочих, служащих и производственной деятельности промышленного предприятия (исходные данные в таблице 30П).

Табл. 34П содержит варианты режимов производственной деятельности объектов, которые имеют защитные сооружения с коэффициентом ослабления радиации $K_1 = 25...50$, $K_2 = 51...100$, $K_3 = 101...200$, $K_4 = 1000$ и более.

5.1. Определяем условное наименование режима в табл. 29П по мощности экспозиционной дозы на 1 ч после аварии, вычисленной по результатам решения задачи 1.

5.2. В исходных данных табл. 30П находим коэффициент ослабления защитного сооружения. В табл. 34П необходимо определить в какой диапазон коэффициентов K_1-K_4 входит коэффициент ослабления защитного сооружения вашего варианта.

5.3. Находим в табл. 34П:

- а) на какое время объект прекращает работу, а люди укрываются в защитных сооружениях;
- б) при возобновлении работы объекта в течении какого времени рабочие и служащие должны использовать для отдыха защитные сооружения;
- в) продолжительность режима с ограниченным пребыванием людей на открытой местности;
- г) общую продолжительность соблюдения режима.

Лабораторная работа 2

ИЗМЕРЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ПРОБ ПОЧВЫ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ ПОСЛЕ АВАРИИ НА ЧАЭС

2.1. Цель работы – ознакомиться с загрязнённостью чернобыльскими радионуклидами почвы и окружающей среды, составом выброса из разрушенного во время катастрофы IV энергоблока ЧАЭС, динамикой изменения радиационной обстановки на территории Беларуси, порядком работы с β -радиометром РУБ-01П (можно использовать также и γ -радиометр РКГ-АТ-1320) при определении удельной активности радионуклидов в пробах почвы; применить на практике методику измерения удельной активности радионуклидов в почве.

2.2. Порядок выполнения работы:

1. Изучить методические материалы.

2. Перечертить в тетрадь таблицы и заполнить их во время работы с прибором, рассчитать полученные данные и сделать вывод о результатах выполненных измерений.

2.3. Теория. В окружающую среду после катастрофы на ЧАЭС было выброшено более 200 радионуклидов 36 элементов таблицы Менделеева. Обобщённые данные о составе радионуклидов в выбросах во время катастрофы на ЧАЭС представлены в табл. 24П. Выброс радионуклидов до ноября 1986 г. Имел стадийный характер (табл. 35П). Сухое и мокрое осаждение радионуклидов на почву вызвало загрязнение огромных территорий Республики (36П). Радиационная обстановка на загрязнённых территориях в настоящее время стабилизировалась, выпадения $\sum\beta$ из атмосферы на почву составляют в среднем $1,4 \text{ Бк/м}^2$ в сутки.

После осаждения на Землю и растворения аэрозольные частицы радионуклидов сорбируются частицами почвы в обменной и необменной формах, трудно- и нерастворимых соединениях. Со временем количество радиоактивного элемента в кристаллической решетке минералов увеличивается. На течение этого процесса влияет около 10 характеристик почвы.

В первый период аварии изотопами йода была загрязнена практически вся территория Беларуси. На $136,5 \text{ тыс. км}^2$ (66%) территории Беларуси уровни загрязнения почвы ^{137}Cs превышали 10 кБк/м^2 . Загрязнение территории республики ^{90}Sr выше $5,5 \text{ кБк/м}^2$ обнаружены на площади $21,1 \text{ тыс. км}^2$, что составило 10% территории республики. Загрязнение почвы изотопами $^{238,239,240}\text{Pu}$ с плотностью более $0,37 \text{ кБк/м}^2$ охватывает около $4,0 \text{ тыс. км}^2$, или почти 2 % площади республики. Основными долгоживущими чернобыльскими радионуклидами, обусловившими загрязнение почвы, являются ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{241}Am и ^{239}Pu , а также природные радионуклиды - ^{40}K , ^{226}Ra и ^{238}U . По уровню загрязнённости почвы антропогенными радионуклидами произведено зонирование территории республики (37П).

Спектр воздействующих на человека радионуклидов менялся трижды в ходе развития после аварии радиационной обстановки (38П).

В почвах с ненарушенной дерниной основное количество цезия-137 (70–85% от его валового содержания), а также стронция-90 (58–61%) сконцентрировано в верхней части 0–5 см корнеобитаемого слоя. В обрабатываемой дерново-подзолистой супесчаной почве около 90% валового запаса цезия-137 и 75% стронция-90 находится в пахотном горизонте 0–25 см, откуда радионуклиды поступают в растения (39П). И внешнее, и внутреннее облучение многих людей значительно превысили допустимые уровни (40П).

В почвах радионуклиды мигрируют в глубину. Характер движения изотопов в почве определяют особенности их взаимодействия с компонентами почвенного комплекса. Миграция радионуклидов зависит от водного режима почвы, её способности сорбировать ионы, а также от состояния поверхностного горизонта.

Установлено, что миграция ^{137}Cs и ^{90}Sr вниз по профилю почв естественных угодий проходит очень медленно. С увеличением степени увлажнения почв темпы миграции увеличиваются. Максимальная глубина проникновения радионуклидов и период полуочищения (T_{ec}) корнеобитаемого слоя почвы¹⁶, отмечается в дерновоглеевых, дерновоторфянистоглеевых и торфяноболотных почвах.

Движущими силами *вертикальной миграции* радионуклидов являются:

- конвективный перенос (фильтрация атмосферных осадков вглубь почвы);
- капиллярный перенос радионуклидов с влагой к поверхности в результате испарения;
- термоперенос радионуклидов с влагой под действием градиента температур;
- перенос по корневым системам растений;
- роющая деятельность почвенных животных;
- хозяйственная деятельность человека и др.

Горизонтальная миграция осуществляется ветром, водой, во время лесных пожаров и пожаров торфяников, дикими животными, птицами, распространением загрязненных продуктов и др.

Отбор проб почвы для анализа с любой территории проводят методом конверта, с таким расчетом, чтобы каждая проба представляла собой часть почвы, типичной для слоя данного типа почвы. Изымаются 5 точечных проб с одной площадки. Все взятые пробы перевозятся в лабораторию в стеклянной таре (вес которых не должен превышать 500 г.). Пробы берутся в течение суток с определением точных координат их взятия.

Для радиологического анализа проб почвы используют радиометр РКГ-01 «АЛИОТ», который позволяет определять содержание цезия-137 (ранее и цезия-134) с автоматическим учетом в измеряемой пробе радионуклида калия-40 и сведения к минимуму его влияния на точность измерения.

2.4. Устройство и технические данные радиометра РКГ-01 «АЛИОТ»

Радиометр РКГ – 01 «АЛИОТ» предназначен для массового контроля γ -излучения в различных пробах.

1. Технические данные радиометра. Диапазон регистрируемого фотонного ионизирующего излучения 0,5–3 МэВ с использованием блока детектирования на базе сцинтилляционного кристалла размером 40x40 мм. Диапазон измерения удельной активности (Бк/кг) составляет 18,5–37000. Основная относительная погрешность в этом диапазоне измерений – не более 35%.

В радиометре предусмотрены:

¹⁶ Период полуочищения (T_{ec}) корнеобитаемого слоя почвы – время, в течение которого первоначальное содержание радионуклидов в корнеобитаемом слое почв уменьшается в 2 раза.

- подача звукового сигнала при времени измерения 300 с;
- автоматическое прекращение измерения при достижении статистической погрешности 15% с выдачей звукового сигнала.

2. Устройство радиометра. Радиометр состоит из электронного блока, блока детектирования, помещенного в защитное устройство и соединенного с электронным блоком кабелем.

В основе работы блока детектирования лежит принцип преобразования энергетических потерь γ -квантов в чувствительном объеме сцинтилляционного детектора в электрические импульсы. Радиометр – двухканальный. Один канал (определение цезия) настроен на энергию в диапазоне 0,15–0,9 МэВ, второй (определение калия) – на энергию в диапазоне 0,9–1,6 МэВ.

Высокие требования к радиометру предъявляются необходимостью выдачи стабильных показаний за время непрерывной работы и значительным временем измерения на верхнем пределе диапазона измерений (порядка 2000 с) и обеспечиваются системой обратной связи по физическому реперу.

3. Назначение индикаторов и переключателей электронного блока. Передняя панель:

- цифровой 12-ти разрядный индикатор;
- «ПУСК» – разрешение начала измерений;
- «СТОП» – прекращение текущего измерения;
- «ОБЪЕМ» – ввод в радиометр сведений о геометрии измеряемой пробы;
- «ЕДИН. ИЗМ.» – ввод в радиометр требования оператора о единицах измерения, в которых необходимо выдать информацию об удельной активности исследуемой пробы;
- 0...9 – наборное поле для ввода десятичных цифр;
- «В» – ввод данных о весе пробы в радиометр;
- «Ф» – клавиша, обеспечивающая вывод на индикацию активности пробы в калиевом канале;
- контрольный индикатор «РЕЖИМ».

На задней панели имеются разъем для подключения сетевого кабеля (220 в, 50 Гц), сетевой предохранитель (1 А), кнопка «ОБЩ. СБРОС» и тумблер «ВКЛ», который должен быть включен. Кнопка «ОБЩ. СБРОС» позволяет вывести контролер электронного блока из состояния «зависания» и может быть использована для повторного измерения фона. Тумблер «СЕТЬ» – включение и выключение радиометра.

4. Подготовка к работе и порядок работы

1) Включение прибора

1. Включить радиометр тумблером «СЕТЬ» на задней панели прибора.

2. Выдержите радиометр во включенном состоянии 10 мин. Обратите внимание на контрольный индикатор «РЕЖИМ», он должен мигать.

2) Выбор типа кюветы

Для любых видов продукции используется сосуд Маринелли, который заполняется до метки, соответствующей 1 л. Если объем пробы ограничен, то в мерный сосуд (0,5 л) помещают исследуемую пробу, а затем ее пересыпают в сосуд Маринелли.

3) Измерение фона γ -излучения

1. Измерение фона следует начинать после установления рабочего режима радиометра. При измерении активностей проб с малой плотностью – кювету оставить пустой.

2. Кювету поместить в защитный «домик». Нажать клавишу «ПУСК».

3. По окончании измерения фона раздается звуковой сигнал и на табло появляются значения величин фона в цезиевом и калиевом окнах и статистическая погрешность определения скорости счета фона.

Измерение фона заканчивается либо по достижении заданной точности, либо при нажатии клавиши «СТОП». Эти значения запоминают и учитывают при последующих измерениях с данным типом кюветы.

ВНИМАНИЕ! Измерение фона следует повторить, если:

- прибор перенесен в другое место;
- перерыв в работе составил несколько часов;
- имеются сомнения в результате измерения;
- меняется тип кюветы;
- произошло загрязнение защитной пленки или рабочего места.

Для повторного измерения фона необходимо нажать кнопку «ОБЩ. СБРОС» на задней панели прибора.

4) Определение удельной активности пробы

1. Ввести вес пробы (в граммах) с помощью цифровых клавиш и клавиши «В».

2. С помощью клавиши «ОБЪЕМ» ввести геометрию измерения (1.0 л, 0.5 л или 0.1 л).

3. Поместить кювету с исследуемым образцом в защитный «домик». В случае ошибочного ввода можно повторить набор веса пробы после нажатия клавиши «В».

4. Начать измерение удельной активности можно путем нажатия клавиши «ПУСК», а на индикаторе слева появляются изменяющиеся значения активности радионуклидов цезия в пробе в единицах Бк/кг, а справа – абсолютное значение статической погрешности в той же единице измерения.

5. Измерения заканчиваются либо автоматически при достижении заданной погрешности, либо после нажатия кнопки «СТОП». При этом предусмотрена выдача звукового сигнала. Для получения результата удельной активности радионуклида нажать и удерживать клавишу «Ф».

6. После прекращения измерения пробы можно считать показания с цифрового индикатора, нажав клавишу «ЕДИН. ИЗМ.», получить результат измерения в Бк/кг и значение статической погрешности в %.

7. Если дальнейшие пробы измеряются в той же геометрии, то необходимо установить в защиту сосуд Маринелли с новой пробой, ввести вес пробы и нажать клавишу «ПУСК».

8. Для выключения радиометра тумблер «СЕТЬ» перевести в положение «ВЫКЛ».

9. Полученные результаты записать в табл. 2.1 результатов измерения.

Таблица 2.1.

Результаты проведенных измерений

№ п/п	Наименование пробы почвы	Измеренная удельная активность Бк/кг по ^{137}Cs	Измеренная удельная активность Бк/кг по ^{40}K
	Фон		
	Проба № 1		
	Проба № 2		

5. Обработка результатов измерения

Удельную эффективную активность $A_{\text{эфф}}$ природных радионуклидов в почве, рассчитывают по формуле:

$$A_{\text{эфф}} = A_{\text{Ra226}} + 1,31 A_{\text{Th 232}} + 0,085 A_{\text{K40}} + 0,22 A_{\text{Cs137}},$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельная активность ^{226}Ra -и ^{232}Th , находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого ряда, A_{K40} – удельная активность ^{40}K (Бк/кг), A_{Cs137} – удельная активность ^{137}Cs .

Используя данные табл. 2.2 и результаты измерений для радионуклидов по ^{40}K и ^{137}Cs , рассчитать по формуле удельную эффективную активность $A_{\text{эфф}}$ исследуемых образцов почвы.

Таблица 2.2.

Результаты исследования естественных радионуклидов в почве (Бк/кг)

Вид материала	Радий-226	Торий-232
Почва	25	28,0

Все расчеты проводить с точностью до второго знака.

Сравнивая рассчитанные значения удельной эффективной активности ($A_{эфф}$) с картой загрязнения территории Беларуси ^{137}Cs . Для этого значения удельной эффективной активности пересчитывают в поверхностную активность, выраженную в Ки/км^2 по формуле:

$$A_S = (\text{Ки/км}^2).$$

В том случае, если $A_S \geq 1 \text{ Ки/км}^2$, то пробы были взяты с загрязненной территории, если $A_S < 1 \text{ Ки/км}^2$ – пробы взяты с чистой территории.

2.5. Выводы по выполненной работе

ГЛАВА 4. МЕРОПРИЯТИЯ ПО ЗАЩИТЕ НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

4.1. Мероприятия по радиационной безопасности

Теория. Радиационная безопасность – состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. Радиационная безопасность персонала, населения и окружающей природной среды считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование и др.) и требования радиационной защиты, установленные Законом Республики Беларусь «О радиационной безопасности населения».

Радиационная безопасность населения обеспечивается:

- созданием условий жизнедеятельности людей, отвечающих требованиям действующих норм и правил РБ;
- установлением квот на облучение от разных источников излучения;
- организацией радиационного контроля;
- эффективностью планирования и проведения мероприятий по радиационной защите в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;
- организацией системы информации о радиационной обстановке.

Радиационная безопасность персонала обеспечивается:

- ✓ ограничениями допуска к работе с источниками излучения по возрасту, полу, состоянию здоровья, уровню предыдущего облучения и другим показателям;
- ✓ знанием и соблюдением правил работы с источниками излучения;
- ✓ достаточностью защитных барьеров, экранов и расстояния от источников излучения, а также ограничением времени работы с источниками излучения;
- ✓ созданием условий труда, отвечающих требованиям действующих норм и правил РБ;
- ✓ применением индивидуальных средств защиты;
- ✓ соблюдением установленных контрольных уровней;
- ✓ организацией радиационного контроля;
- ✓ организацией системы информации о радиационной обстановке;
- ✓ проведением эффективных мероприятий по защите персонала при планировании повышенного облучения в случае угрозы и возникновении аварии.

Практическая работа 8

Расчетные задачи

Примеры решения задач

8.1. Сколько слоев половинного ослабления требуется, чтобы уменьшить интенсивность узкого пучка γ -квантов в 10 раз?

Слой половинного ослабления – это слой вещества, толщина $x_{1/2}$ которого такая, что поток проходящих через него γ -квантов снижается в 2 раза.

Решение. Закон ослабления узкого пучка γ -квантов слоем вещества толщиной

$$X_n = n_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (1),$$

где n – поток γ -квантов в веществе на глубине x , n_0 – поток γ -квантов, падающих на вещество, μ – линейный коэффициент ослабления.

По условию $\frac{n_0}{n} = 10$. Связь между линейным коэффициентом ослабления и толщиной $x_{1/2}$ слоя половинного ослабления

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

Величина $x_{1/2}$ = k – искомое число половинного ослабления.

Из уравнения (1) находим

$$x = \frac{\ln \frac{n_0}{n}}{-\mu} \quad (3)$$

Из уравнений (2) и (3) находим

$$k = \frac{\ln 10}{0,693} = \frac{2,303}{0,693} = 3,323.$$

Ответ: 3,323 см.

8.2. На свинцовую пластину падает поток γ -фотонов с энергией 1 МэВ. После прохождения пластины интенсивность потока уменьшается на 10%. Определить толщину пластины, слой половинного ослабления и массовый коэффициент ослабления свинца для γ -фотонов этой энергии.

Решение. Плотность свинца находим в табл. 41П. Толщину пластины определим из закона поглощения:

$$d = \frac{\ln \frac{I_0}{I}}{\mu} = \frac{\ln \frac{1}{0,9}}{0,799} \approx 0,13 \text{ см}$$

$$\Delta_{1/2} = \frac{0,693}{0,799} \approx 0,87 \text{ см}$$

Величину линейного коэффициента ослабления принимаем из табл. 41П для энергии 1 МэВ.

Массовый коэффициент ослабления равен

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = \frac{0,799}{11,3} \approx 0,07 \text{ см}^2/\text{г}.$$

Ответ: 0,87 см, 0,07.

8.3. Во сколько раз пробег в воздухе α -частиц, испускаемых плутонием ($E_a = 5,15$ МэВ) больше пробега α -частиц от урана ${}^{238}_{92}\text{U}$ ($E_a = 4,18$ МэВ)?

Решение. В табл. 6П находим величину энергии α -частиц для плутония-239 – 5,15 МэВ, а для урана-238 – 4,15 МэВ. Определим пробег α -частиц, испускаемых данными радионуклидами по формуле:

$$R_{\alpha}^{\text{Pu}} = 0,318 \cdot \sqrt{E_a} = 0,318 \cdot \sqrt{5,15} = 3,7 \text{ см},$$

$$R_{\beta}^{\text{в}} = 0,318 \cdot \sqrt{4,19^2} = 2,7 \text{ см},$$

$$\text{откуда } \frac{R_{\beta}^{\text{в}}}{R_{\beta}^{\text{л}}} = 1,4 \text{ раза}$$

Ответ: в 1,4 раза.

8.4. Пучок β -частиц от радиоактивного источника с $W_{\text{max}} = 0,6 \text{ МэВ}$ падает нормально на поверхность воды. Интенсивность пучка $I = 10^4 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. 9. Определить дозу, поглощенную водой вблизи поверхности за время $t = 1 \text{ час}$. Среднюю

энергию β -частиц считать равной $\langle W \rangle = \frac{W_{\text{max}}}{3}$.

Решение. Средняя энергия электронов равна

$$\langle W \rangle = \frac{W_{\text{max}}}{3} = \frac{0,6}{3} = 0,2 \text{ МэВ}.$$

Для моноэнергетических электронов такой энергии плотность потерь энергии в воде равна

$$\frac{dW}{dx} = 2,85 \text{ МэВ} \cdot \text{см}^2/\text{г}$$

При таком переходе от β -спектра к моноэнергетическим электронам мощность поглощенной дозы определяется произведением

$$P = I \cdot (dW \cdot dx)$$

Поглощенная доза за $t = 1 \text{ час}$ составит

$$D = P \cdot t = I \frac{dW}{dx} t = 10^4 \cdot 2,85 \cdot 3600 = 1,03 \cdot 10^8 \frac{\text{МэВ}}{\text{г}} = 1,03 \cdot 10^8 \frac{1,6 \cdot 10^{-13}}{0,001} = 1,64 \cdot 10^{-2} \text{ Гр} = 16,4 \text{ мГр}$$

Ответ: $D = 16,4 \text{ мГр}$.

Задачи для самостоятельного решения

8.6. Считая, что поглощение рентгеновского излучения не зависит от того, в каком соединении атом представлен в веществе, определить, во сколько раз массовый коэффициент ослабления кости ($\text{Ca}_3(\text{PO}_4)_2$) больше массового коэффициента воды?

Ответ: в 68 раз.

8.7. Для рентгенодиагностики мягких тканей (ткани человека) применяют специальные контрастные вещества. Например, желудок и кишечник заполняют кашеобразной массой сульфата бария (BaSO_4). Сравнить массовые коэффициенты ослабления сульфата бария и мягких тканей.

Ответ: $\mu_m(\text{BaSO}_4)$ в 354 раза больше.

8.8. Рассчитать толщину водной защиты шахты промежуточного хранения урановых блоков, имеющих γ -эквивалент 10^7 г-экв Ra, если глубина шахты 8 м, а время работы 36 ч/нед. Слой половинного ослабления воды в геометрии широкого пучка для данной энергии γ -излучения принять равным 100 см.

Ответ: 254 см.

8.9. Определить толщину бетонной защиты герметичной камеры, предназначенной для обработки в ней отработавших в ядерных реакторах ТВЭЛов с суммарным γ -эквивалентом 50 г-экв Ra. Расстояние от источника до рабочего места оператора, управляющего манипуляторами, равно 2 м. Время работы 36 ч/нед. Для расчета принять следующий спектральный состав гамма-излучения по дозе:

$$\begin{aligned} E_1 &= 2,25 \text{ МэВ}, p_1 = 1,5\%; \\ E_2 &= 1,56 \text{ МэВ}, p_2 = 20\%; \\ E_3 &= 0,76 \text{ МэВ}, p_3 = 64,7\%; \\ E_4 &= 0,50 \text{ МэВ}, p_4 = 7,9\%; \\ E_5 &= 0,17 \text{ МэВ}, p_5 = 5,9\%. \end{aligned}$$

Ответ: 254 см.

8.10. Точечный изотропный источник транспортируется в течение двух суток. Активность источника $A = 5,4$ Ки. Определить толщину свинцового контейнера, учитывая, что расстояние от экспедитора до источника $R = 2$ м.

Ответ: $137 \cdot 10^{-3}$ м.

8.11. Свинцовая защита (толщина $X = 1,5$ см) рассчитана для работы с точечным изотропным источником ($E_\gamma = 0,7$ МэВ) в течение $t_1 = 0,5$ ч с соблюдением предельно допустимой дозы. Какую толщину свинцовой защиты следует добавить, чтобы обеспечить работу в течение $t_2 = 10$ ч?

Ответ: $\Delta X_{Рв} = 3,25$ см; $X_{Рв} = 4,75$ см.

8.12. Спроектировать защиту из свинца от γ -излучения точечного изотропного источника с активностью $A = 10$ мКи. Расстояние до рабочего места $R = 1$ м. Время работы $t = 6$ ч в день

Ответ: 3,4 см.

8.13. Определить толщину защиты экрана при работе с точечным изотропным источником ($E_\gamma = 0,7$ МэВ), γ -эквивалент которого равен 50 мг-экв Ra, в течение 6 ч на расстоянии 0,5 м.

Ответ: 4,3 см.

8.14. Рассчитать толщину свинцового экрана, если необходимо снизить интенсивность гамма-излучения = $1,25 \cdot 10^8$ раз.

Слой половинного ослабления для свинца $\Delta_{1/2} = 1,3$ см.

Ответ: 35,1 см.

8.15. Определить необходимую толщину защиты свинцового стекла, чтобы уменьшить мощность поглощенной дозы $D = 6,6$ рад/ч до допустимого значения для персонала категории А при 30-часовой рабочей неделе. Слой половинного ослабления свинцового стекла $\Delta_{1/2} = 2,1$ см.

Ответ: 42 см.

8.16. Рассчитать толщину защиты водного экрана в бесконечной геометрии, ослабляющую γ -излучение с энергией 3 МэВ точечного изотропного источника в 1000 раз.

Ответ: 264 см.

8.17. Чугунная плита снизит интенсивность узкого пучка γ -квантов в 10 раз. Во сколько раз снизит интенсивность этого пучка свинцовая плита такой же толщины? Принять линейные коэффициенты ослабления μ при энергии γ -излучения 1,25 МэВ, равные для чугуна $0,34 \text{ см}^{-1}$ и для свинца $0,66 \text{ см}^{-1}$.

$$N = n_0 \cdot e^{-\mu x};$$

$$\frac{n}{n_0} = \left(\frac{n_0}{n} \right) \cdot e^{-\mu x};$$

$$1 = \left(\frac{n_0}{n}\right) \cdot e^{-\mu x};$$

$$\frac{n_0}{n} = ;$$

$$\frac{\ln n_0}{n} = \ln 1 - (-\mu x) \cdot \ln e = 0 + \mu x \cdot \ln e;$$

$$\frac{\ln n_0}{n} = \mu x \cdot \ln e;$$

$$\mu x = ;$$

$$x = .$$

8.18. Считая, что после прохождения γ -фотонов через один из образцов вещества (табл. 42П) происходит ослабление в 0,25; 0,5; 0,75 величины первоначальной интенсивности. Рассчитать для указанных преподавателем значений энергии γ -квантов и веществ толщину образца, необходимую для ослабления в заданное число раз, толщину половинного ослабления и массовый коэффициент.

8.20. Вычислить линейный пробег α -, β -частиц для указанных в прил. 6,7 или преподавателем материалов, используя для определения энергии α -, β -частиц данные прил. 5.

8.21. Рассчитать толщину защиты одного из веществ из прил. 6,7 или указанного преподавателем, ослабляющую по эквивалентной дозе в n раз ($n = 10, 20, 30, \dots$) фотонное излучение радионуклидного источника с энергией, заданной в прил. 6,7.

8.22. Найти для алюминия толщину слоя половинного ослабления для рентгеновских лучей некоторой длины волны, если известно, что массовый коэффициент поглощения алюминия для этой длины волны равен $5,3 \text{ м}^2/\text{кг}$.

Ответ: 0,5 мм.

8.23. Во сколько раз уменьшается интенсивность рентгеновских лучей с длиной волны 0,2 А при прохождении слоя железа толщиной 0,15 мм? Массовый коэффициент поглощения железа для этой длины волны равен 1,1 м²/кг. Найти толщину слоя половинного ослабления для железа в этих условиях.

Ответ: в 3,7 раза; 0,08 мм.

8.24. Сколько слоев половинного ослабления необходимо для уменьшения интенсивности рентгеновских лучей в 80 раз?

Ответ: 7 слоев.

8.25. В бесконечной воздушной среде помещен точечный изотропный источник цезия-137, испускающий 10⁹ фотонов с энергией 0,662 МэВ. Найти плотность потока энергии нерассеянных фотонов на расстоянии 100 м от источника.

Ответ: 0,195 МэВ/(см²·с).

8.26. Рассчитать линейный коэффициент ослабления для узкого пучка фотонов в железе, если известно, что железная пластина толщиной 4 см ослабляет плотность потока нерассеянных фотонов в 10 раз.

Ответ: 0,58 см⁻¹.

8.27. Рассчитать толщину защиты из бетона, ослабляющую по эквивалентной дозе в n раз (n = 20, 10³, 10⁵) фотонное излучение находящихся в одной точке точечных радионуклидных источников кобальта-60 (E_γ = 1,25 МэВ) и цезия-137 (E_γ = 0,662 МэВ).

Ответ: 30 см, 65 см, 103 см.

8.28. Защитный экран выполнен в виде двухслойного барьера, состоящего из свинца (со стороны источника) толщиной 5,2 см и стали толщиной 2,14 см. Рассчитать кратность ослабления экраном поглощенной дозы фотонного излучения источника с энергией фотонов 1 МэВ. Точка измерения расположена вплотную к защите.

Ответ: 165.

8.29. Какая доля гамма-излучения с энергией 6 МэВ пройдет через экран из свинца толщиной в 1 см.

Ответ: 0,6 I₀.

8.30. Определить пробег α-частиц в биологической ткани. При расчете принять атомную массу биологической ткани A = 15,7, а ее плотность ρ = 1 г/см³.

Ответ: 45 мкм.

8.31. Оценить пробег β-частиц, испускаемых  (E_β = 2,18 МэВ) в воздухе (ρ = 0,00129 г/см³) и биологической ткани.

Ответ: 872 см; 11,3 мм.

8.32. Объяснить, почему радиоактивные препараты должны храниться в толстостенных свинцовых контейнерах.

8.33. Вычислить толщину слоя половинного ослабления $x_{1/2}$ параллельного пучка γ -излучения для воды, если линейный коэффициент ослабления $\mu = 0,047 \text{ см}^{-1}$.

8.34. Во сколько раз ослабляет γ -излучение стекло, которое имеет толщину $x = 0,2 \text{ см}$, а линейный коэффициент ослабления γ -излучения $\mu = 0,439 \text{ см}^{-1}$. Надежно ли защищает стекло человека от γ -излучения?

Для расчета используют формулу $K_{\text{осл}} = 2^{x/d}$, где d – толщина слоя половинного ослабления; $d = \frac{0,693}{\mu}$.

Ответ: 1,094.

8.35. Во сколько раз ослабляется γ -излучение кирпичной кладкой толщиной $x = 40 \text{ см}$, если линейный коэффициент γ -излучения $\mu = 0,129 \text{ см}^{-1}$ для силикатного и огнеупорного кирпича приведен для энергий γ -квантов в диапазоне от 1 до 6 МэВ.

Ответ: 174,85.

8.36. Определить глубину проникновения β -частиц в стекле, если известна энергия β -частиц $E_{\beta} = 0,523 \text{ МэВ}$ и плотность среды $\rho_{\text{ст}} (\text{стекла}) = 6,4 \text{ г/см}^3$?

Используют соотношение: $\frac{R_{\text{ст}}}{R_{\text{возд}}} = \frac{\rho_{\text{возд}}}{\rho_{\text{ст}}}$; $R_{\text{возд}} = 450E_{\beta}$.

В формуле $R_{\text{ст}}$ – длина пробега (в сантиметрах) β -частиц в стекле; $R_{\text{возд}}$ – длина пробега в сантиметрах β -частиц в воздухе; $\rho_{\text{возд}}$ – плотность воздуха; $\rho_{\text{возд}} = 0,0013 \text{ г/см}^3$.

Ответ: 0,05 см.

8.37. Определить глубину проникновения β -излучения в кирпичной кладке, если известна энергия β -частиц $E_{\beta} = 0,523$ и плотность кирпича $\rho_{\text{к}} = 2,05$? Рассчитывают по соотношению, приведенному в п. 10.

Ответ: 0,15 см.

4.2. Система радиационного мониторинга и контроля продуктов питания в Республике Беларусь

В Республике Беларусь в составе национальной системы мониторинга окружающей среды Республики Беларусь функционирует система радиационного мониторинга. В ее состав входят пункты наблюдения и аккредитованные лаборатории. Они осуществляют мониторинг атмосферного воздуха, почвы, поверхностных и подземных вод.

Основной радиационный мониторинг обеспечивается Министерством природных ресурсов и охраны окружающей среды, Министерством лесного хозяйства, Министерством сельского хозяйства и продовольствия и др.

Организации и предприятия Министерства сельского хозяйства и продовольствия, Министерства лесного хозяйства, Министерства здравоохранения, Белорусского республиканского общества потребительских союзов, других министерств, субъектов хозяйствования осуществляют радиационный контроль при помощи почти 1000 лабораторий. Подразделения радиационного контроля Министерства здравоохранения, Госстандарта осуществляют надзорные функции.

Сеть постоянного *мониторинга окружающей среды* Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды включает 181 реперную площадку, 19 ландшафтно-геохимических полигонов. На метеорологической сети проводится радиационный мониторинг приземного слоя атмосферы, в том числе измерения мощности экспозиционной дозы γ -излучения на 56 постах, измерения радиоактивных выпадений из атмосферы на 30 постах и радиоактивных аэрозолей – на 6 постах. На гидрологических постах 5 больших и средних рек республики, протекающих на загрязненных радионуклидами территориях, осуществляется мониторинг поверхностных вод.

В 100-километровых зонах Чернобыльской, Смоленской и Ровенской АЭС, а также в 30-километровой зоне Игналинской АЭС радиационный контроль обеспечивают 4 автоматизированные системы контроля радиационной обстановки.

В *Министерстве лесного хозяйства* функционируют 52 подразделения радиационного контроля. Ежегодно ими обследуются 140 цехов предприятий лесного хозяйства, измеряются около 65 тыс. проб древесины и продукции побочного лесопользования. Радиационный *мониторинг леса* проводится на 92 постоянных пунктах наблюдения. Они проводят мониторинг лесной подстилки, почвы, древесных и кустарниковых пород, живого напочвенного покрова, дикорастущих ягод, грибов. Измеряют мощность дозы γ -излучения, запас радионуклидов в почве, удельную активность объектов мониторинга.

В *Минсельхозпроде* 517 лабораторий и постов. Для обеспечения контроля содержания радионуклидов в продуктах питания, сельскохозяйственной и другой продукции используют более 2 тыс. единиц радиометрического и спектрометрического оборудования. Ежегодно анализируется более 11 млн. проб на содержание цезия-137 и около 18 тыс. проб – стронция-90. Ситуацию по загрязнению сельскохозяйственных угодий уточняют раз в четыре года в ходе радиационного мониторинга почв.

Радиационному контролю подлежит вся продукция, производимая на территории радиоактивного загрязнения. На каждую партию продукции в обязательном порядке оформляется документ, удостоверяющий соответствие содержания радионуклидов установленным уровням.

На перерабатывающих предприятиях все сырье и готовая продукция, произведенные на загрязненных радионуклидами территориях, подвергаются тройному радиационному контролю – входному, в процессе переработки сырья, контролю готовой продукции.

На мясокомбинатах республики крупный рогатый скот, поступающий из загрязненных хозяйств, подвергается прижизненному радиационному контролю с помощью специальных приборов. Скот с содержанием в мышечной ткани радионуклидов выше установленных нормативов возвращается хозяйствам на доочистку с помощью специальных кормов.

4.2.1 Контроль загрязненности продуктов питания

Лабораторная работа 3

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ β -АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ

3.1. **Цель работы** – ознакомиться с причинами и механизмами загрязнения продуктов питания в нашей республике, оценить пути поступления радионуклидов в организм человека, коэффициентами перехода радионуклидов в продукты питания, изучить схему, принципы устройства β -радиометра РУБ-01П; освоить практику работы с прибором при определении удельной активности (Бк/кг) β -излучающих радионуклидов в продуктах питания.

3.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить настоящие методические материалы.
2. Перечертить в тетрадь таблицы и заполнить их во время работы с прибором, рассчитать полученные данные и сделать вывод о результатах выполненных измерений.

3.3. **Теория.** Радионуклиды, находящиеся в почве включаются в пищевые цепочки. Пищевая цепочка – путь прохождения радионуклидов из почвы через промежуточные продукты питания к человеку. Наибольший переход радионуклидов из почвы в растительность отмечается на песчаных и торфяных почвах в естественных условиях, наименьший – на окультуренных землях. Основное количество радионуклидов цезия-137 и стронция-90 расположено в корнеобитаемом слое и интенсивно включается в биологический круговорот.

Радионуклиды *включаются* в траву, злаки, овощи, грибы и др. с водой и минеральными веществами из почвы (рис 8П). Растения обладают неодинаково накапливают радионуклиды. По *убывающей способности накапливать цезий-137* растения можно расположить следующим образом: разнотравье заболоченных лугов, зеленая масса люпина, многолетние злаковые травы, зеленая масса рапса, клевера, гороха, вики, солома овса, зеленая масса кукурузы, зерно овса, ячменя, картофель, кормовая свекла, зерно озимой ржи и пшеницы.

По убыванию *накопления стронций-90* растения располагаются иначе: зеленая масса клевера, люпина, гороха, рапса, вики, многолетних злаковых трав, солома ячменя, зеленая масса озимой ржи, кормовая свекла, зеленая масса кукурузы, солома овса, озимой ржи, зерно ячменя, овса, озимой ржи, картофель.

Радионуклиды мигрируют к человеку *по цепочкам: почва–растение–человек, почва–растение–животное–молоко–человек, почва–растение–животное–мясо–человек.*

Попадая в реки, озёра, моря и океаны, радиоактивные вещества поглощаются водными растениями и животными как *непосредственно из воды*, так и из звена *пищевой цепи: вода-водоросли–рыба–человек*. Радиоактивные вещества переходят в зоопланктон, для которого водоросли служат пищей, а затем – в организм моллюсков, ракообразных, рыб.

Соотношение между содержанием радионуклида в продуктах питания и в почве получило название коэффициента перехода радионуклидов из почвы в продукты питания (табл. 37П).

Повышение концентрации радионуклидов в биологических объектах, по сравнению с содержанием радиоактивных вещества в окружающей среде, в том числе и в почве, очень значительное.

В результате, *например, грибы, хлебобулочные изделия и мясо, имеют большую радиоактивность, чем молоко, сметана, масло, кефир, овощи и фрукты.*

На величину поступления радиоактивных элементов в организм человека ***влияет набор продуктов, которыми он питается.***

Организмы, которые накапливают те или иные радиоактивные вещества в особенно высоких концентрациях, называют «биоиндикаторами радиоактивного загрязнения». Так, водоросль кладофора особенно интенсивно накапливает ^{91}Y , а моллюск большой прудовик – ^{90}Sr .

Для того, чтобы максимально ограничить поступление радионуклидов в организм человека с продуктами питания, в Беларуси введены республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-2001, табл. 7П).

Допустимые уровни установлены с учетом данных о количестве потребляемых продуктов в год. Для продуктов питания, потребление которых составляет менее 10 кг/год на человека, устанавливаются допустимые уровни, в 10 раз более высокие, чем величины для прочих пищевых продуктов.

3.4. Устройство β -радиометра РУБ-01П1

β -радиометр РУБ-01П1 предназначен для измерения удельной и объемной активности β -излучающих радионуклидов в пробах пищевых продуктов и др. Применяется он для комплексного санитарно-гигиенического контроля, как в лабораторных, так и в полевых условиях.

Работа β -радиометра основана на использовании сцинтилляционного детектора. Сцинтилляционные детекторы ионизирующих излучений имеют определенное преимущество перед счетчиками Гейгера, т.к. по амплитуде и длительности вспышки можно судить о типе и энергии излучаемой частицы. Важно и то, что сцинтилляционный счетчик имеет значительно большую эффективность, нежели счетчик Гейгера, фиксирующий одну-две частицы из ста в него попавших.

Конструктивно сцинтилляционный счетчик прост. Он состоит из сцинтиллятора и фотоэлектронного умножителя. В данном приборе сцинтиллятор наклеивают на катод фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) и все помещают в тщательно изолированный от посторонней подсветки бокс. ФЭУ преобразует световые вспышки в детекторе в скорость счета импульса тока.

β -радиометр имеет 2 блока детектирования. В одном из них детектор состоит из 10 сцинтилляционных пластинок, в другом блоке – это сцинтиллирующий слой, нанесенный на оргстекло и закрытый пленкой с отражательным светозащитным покрытием. Детектор производит подсчет световых импульсов, сортировку их по амплитуде, форме и т.п.

Диапазон измерения β -радиометра с блоком детектирования для ^{137}Cs всех видов материалов составляет $1 \cdot 10^5 - 2 \cdot 10^5$ Бк/кг, Бк/л, чувствительность β -радиометра (Р) – по ^{137}Cs $2,6 \cdot 10^{-4}$ Бк.

1. Назначение кнопок органов управления

- 1) Кнопка «ВКЛ.» с предназначена для включения измерительного устройства.
- 2) Кнопка «ЭКСПОЗ» служит для установки нужного времени набора информации или режима контроля.
- 3) Кнопки «ПУСК» и «СТОП» предназначены для управления работой измерительного устройства в режиме набора информации « ∞ ». Работа устройства при наборе информации индуцируется светодиодом. Превышение емкости счета индуцирует светодиод.
- 4) Кнопка «ПУСК МК» предназначена для отключения пусковой цепи микро ЭВМ во время набора программы или окончания цикла измерений.
- 5) Кнопка «N· 10» предназначена для пересчета поступающей информации в 10 раз и расширения емкости счета, индикатора.
- 6) Кнопка «ПОДСВЕТ» предназначена для кратковременной подсветки индикатора в темное время суток.

ВНИМАНИЕ! Категорически запрещается включать β -радиометр при снятой крышке или с открытыми штуцерами (разъемами) на крышке блока детектирования.

2. Подготовка прибора к работе

- 1) Перевести кнопочные переключатели, расположенные на передней панели измерительного устройства, в положение «ОТПУЩЕНО».

- 2) Подсоединить измерительное устройство к сети переменного тока.
- 3) Нажатием кнопки «ВКЛ» включить питание радиометра (должны гореть светодиоды, «1» и цифры индикатора).
- 4) Нажать и отпустить кнопку «ЭКСПОЗ.» несколько раз. Последовательно должны загореться и погаснуть светодиоды «1», «10», «100», «1000», «1800», «∞», «К».
- 5) Кнопкой «ЭКСПОЗ.» добиться индикации «∞» и выдержать радиометр во включенном состоянии 15 мин.
- 6) Нажатием кнопки «ЭКСПОЗ.» добиться загорания диода «К». В этом режиме на цифровом табло с периодичностью 10 с. должны высвечиваться числа «7680±2», гореть светодиод с одновременной выдачей короткого звукового сигнала. Если число отличается от этого показателя, то прибор считается неисправным.

3. Измерение удельной активности радионуклидов в пробах

- 1) Нажать и отпустить кнопку «ЭКСПОЗ.» несколько раз и добиться индикации «100», т.е. время одного измерения – 100 с.
- 2) Нажать кнопку «ПУСК», при этом начнется счет импульсов. Через время индикации t , указываемое светящимся диодом, прибор издает звуковой сигнал, а на цифровом табло фиксируется число импульсов. После 3-5 с. происходит автоматический сброс результата и начинается новое измерение. Записать показания индикатора с учетом времени счета в табл. 3.1 (N_{ϕ}).
- 3) Вставить кювету с пробой в блок детектирования. Нажать кнопку «ПУСК». В конце измерения после звукового сигнала записать показания индикатора в табл. 3.1 ($N_{\phi+пр}$).
- 4) Повторить действия по пунктам 2,3 5 раз, каждый раз записывая показания индикатора в табл. 3.1.
- 5) Повторить пункты 2-4 для другого объекта контроля.
- 6) Выключить бета-радиометр, переведя кнопку «ВКЛ.» в положение «ОТПУЩЕНО». Отключить бета-радиометр от сети переменного тока.
7. Рассчитать средние значения для N_{ϕ} и $N_{\phi+пр}$. Данные занести в табл. 3.1 графы « N_{ϕ} ср» и « $N_{\phi+пр}$ ср».
8. Вычислить величину удельной активности по формуле:

$$A = \frac{N_{\phi+пр\ ср} - N_{\phi\ ср}}{P \cdot t}, \text{ Бк/кг,}$$

где P – коэффициент чувствительности, равный $2,6 \cdot 10^{-4}$ (для ^{137}Cs);

$N_{\phi+пр}$ – показание измерения пробы (число импульсов);

N_{ϕ} – показание измерения фона (число импульсов);

t – время в секундах.

Все расчеты проводить с точностью до второго знака.

Таблица 3.1.

Результаты собственных исследований

Название исследуемой пробы	№ измерения	Измерение фона Нф	Измерение пробы (Нф+пр.)	Среднее значение удельной активности (А), Бк/кг	Допустимое значение активности пробы, Бк/кг (РДУ 2001)	% отклонения от РДУ
	1					
	2					
	3					
	4					
	5					
	Среднее					
	1					
	2					
	3					
	4					
	5					
	Среднее					

3.5. Выводы по выполненной работе

Сделать выводы о соответствии измеренной активности проб допустимым значениям.

Лабораторная работа 4 ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ β -АКТИВНОСТИ ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТОВ, ВЫРОСШИХ В ЛЕСУ

4.1. **Цель работы** – ознакомиться с причинами загрязнения радионуклидами леса и его даров, различиях накопления их в грибах, измерением удельной β -активности проб – даров леса с помощью радиометра КРВП-ЗБ.

4.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить настоящие методические материалы.

2. Перечертить в тетрадь таблицу и заполнить ее во время измерения проб, рассчитать полученные данные и сделать вывод о результатах выполненных измерений.

4.3. **Теория.** Чернобыльская авария привела к значительному загрязнению лесных массивов. Почвы лесов в зонах загрязнения аккумулировали большие количества радиоактивных выбросов, поскольку лес являлся природным барьером на пути распространения радиоактивных аэрозолей ветровыми потоками воздуха. В ближайшие 10 лет наземная фитомасса лесных массивов накопит около 10–15% радионуклидов от общего запаса. Поэтому заготовка древесины ведется со значительными ограничениями.

Чрезмерное употребление грибов, ягод, дичи, загрязненных радионуклидами сверх допустимых норм, приводит к повышению дозовых нагрузок на человека. Специфические свойства лесов увеличивают передачу радионуклидов из почвы в грибы, растения, поэтому в ближайшие годы не предвидится существенного снижения радионуклидов в лесных грибах, ягодах и дичи.

В силу своих биологических особенностей грибы хорошо поглощают цезий-137 и по накопительной способности значительно превосходят другие лесные растения. Содержание цезия-137 в грибах всегда выше, чем в почвах, на которых они произрастают.

В силу своих биологических особенностей грибы хорошо поглощают цезий-137 и по накопительной способности значительно превосходят другие лесные растения. Содержание цезия-137 в грибах всегда выше, чем в почвах, на которых они произрастают. По способности накапливать радионуклиды грибы подразделяются на 4 группы:

1. **Грибы аккумуляторы** – польский гриб, моховик желто-бурый, рыжик, свинушка, масленок осенний, козляк, горькуша, колпак кольчатый. Собирать эти грибы допускается только в лесах с плотностью загрязнения до 37 кБк/м² (1 Ки/км², т.е. на незагрязненных чернобыльскими радионуклидами почвах).

2. **Грибы, сильно накапливающие радионуклиды** – подгруздок черный, рыжик, лисичка желтая, волнушка розовая, груздь черный, зеленка, подберезовик. Сбор их разрешен при плотности загрязнения до 37 кБк/м².

3. **Грибы, средне накапливающие** – опенок осенний, белый гриб, подосиновик, подберезовик, подзеленка, белый гриб, сыроежка обыкновенная. Заготовку можно проводить в лесах с плотностью загрязнения до 74 кБк/м² (2 Ки/км²).

4. **Грибы, слабо накапливающие радионуклиды** – строчок обыкновенный, рядовка фиолетовая, шампиньон, дождевик шиповатый, сыроежка цельная и буреющая, зонтик пестрый, опенок зимний, вешенка.

В шляпках грибов концентрация радионуклидов в 1,5–2 раза выше, чем в ножках. В особенности это характерно для грибов с хорошо развитой ножкой (белый гриб, подберезовик, подосиновик, польский гриб). Рекомендуется собирать молодые грибы, так как в старых могут накапливаться ядовитые вещества.

Все виды грибов, собранные даже на относительно чистых территориях с плотностью загрязнения от 0,5 до 2 Ки/км², рекомендуется проверять на содержание радионуклидов.

По интенсивности накопления цезия-137 в порядке увеличения дикорастущие ягоды можно расположить следующим образом: калина, рябина, земляника, ежевика (куманика), малина, брусника, голубика. Больше всего накапливают радионуклиды клюква и черника. При равных условиях произрастания черника накапливает цезий-137 в 2–3 раза больше, чем малина и земляника.

На территории леса с плотностью радиоактивного загрязнения по цезию-137 от 1 до 2 Ки/км² можно собирать плоды всех ягодных культур с обязательным радиометрическим контролем собранных ягод. Клюкву, малину, чернику, бруснику, землянику и голубику можно назвать *растениями-концентраторами радионуклидов*.

В лесу очень активно накапливают радиоактивные вещества такие растения, как лишайники, мхи, хвощи. Высокое их содержание отмечается также в коре деревьев.

Следует также помнить, что заготовку лекарственного сырья, выпас молочного скота и заготовка сена в лесах разрешается при плотности загрязнения цезием-137 до 74 кБк/м² (2 Ки/км²), с обязательным контролем за содержанием радионуклидов.

Рекомендуется грибы хорошо вымыть, полностью очистить их от частиц почвы, отварить несколько раз, слив отвар перед основной кулинарной обработкой, или вымочить перед засолкой. Такая **дезактивация** значительно снижает уровень загрязнения грибов радионуклидами.

Особенно следует опасаться употреблять в пищу *мясо диких убитых животных*. Широкомасштабная миграция крупных животных из зоны ЧАЭС и обитание их в загрязненных радионуклидами лесах обуславливает большую удельную их активность.

Следует также помнить, что количество радионуклидов в пищевой цепочке увеличивается от хозяина к хозяину. Например, концентрация ¹³⁷Cs возрастает в цепи лишайники – мышцы оленей – мышцы волков (30, 85 и 181 пКи/г сухой массы, соответственно), а концентрация ⁹⁰Sr в этой же цепи уменьшается, соответственно с 7,2, 0,1 до 0,04 пКи/г сухой массы.

Радиометрический контроль грибов, ягод и любых других продуктов питания можно провести в радиологической лаборатории Минского городского центра гигиены и эпидемиологии по адресу ул. П. Бровки, 13. Для исследования необходимо доставить в лабораторию пробу объемом 1 литр.

4.4. Измерение β-активности проб

Радиометр КРВП-ЗБ представляет собой установку счёта импульсов с блоком детектирования β-излучения. В качестве детектора β-излучения используется низковольтный газоразрядный счетчик, заключенный в свинцовый домик для

снижения влияния внешнего γ -излучения. Радиометр обеспечивает измерение β -активности пищевых продуктов, загрязненных β -активными веществами прямым методом в пределах от $5 \cdot 10^{-9}$ до $5 \cdot 10^{-6}$ Ки/л.

Пересчетный блок состоит из литого металлического корпуса и шасси, на котором смонтированы все узлы. На лицевой панели расположены все органы управления блоком:

- выключатель питающей сети (положение «Выкл.» – питающая сеть отключена, положение «Сеть» – питающая сеть включена);
- тумблер рода работ «ПРОВЕРКА, РАБОТА»;
- положение «ПРОВЕРКА» – проверка исправности радиометра;
- положение «РАБОТА» – работа с блоком детектирования;
- часы с кнопкой «ПУСК» и ручкой «ЗАВОД»;
- панель с декастроном для подсчета количества зарегистрированных импульсов («10000, 1000, 100, 10, 1»);
- номерная шкала декастронов дает возможность отсчитывать количество импульсов при остановке счета.

Пуск секундомера часов осуществляется после поворота кнопки «ПУСК» влево с последующим нажатием.

ВНИМАНИЕ! При работе с часами не допускается прилагать большие усилия при нажатии кнопки «ПУСК».

– блок детектирования (БД) β -излучения смонтирован в плоском пластмассовом корпусе. Со стороны рабочей поверхности счетчика отверстие крышки защищено триацетатной пленкой толщиной 10 мкм. Блок детектирования помещается на специальном держателе в разборный свинцовый домик, передняя стенка которого откидывается, открывая доступ внутрь домика. К верхней стенке с внутренней стороны прикреплен БД β -излучения, к боковым стенкам – рамка с направляющими для установки пластмассовой кюветы с пробой. Толщина внутренних стенок домика из свинца – 30 мм.

1. Подготовка радиометра КРВП-ЗБ к работе и проверка его работоспособности.

Внимание! При работе с часами не допускается прилагать больших усилий при нажатии кнопки «Пуск» и рукоятки «Завод» часов.

1. Открутить защитную крышку рукоятки завода часов, завести часы, вращая рукоятку «Завод» против часовой стрелки. Не прилагайте при этом больших усилий!

2. Если секундная стрелка не движется запустить часы легким поворотом рукоятки «Пуск» против часовой стрелки. Не прилагайте больших усилий!

3. Если стрелка секундомера не стоит в положении «0», нажать кнопку «Пуск» и установить стрелку секундомера в нулевое положение.

4. Включить радиометр тумблером «Сеть» и выдержать его во включенном состоянии 3-5 мин для установления рабочего режима.

5. Проверка работоспособности радиометра. Перевести тумблер в положение «Проверка». Легким нажатием кнопки «Пуск» запустить счетчик. Через 10 сек повторным нажатием кнопки «Пуск» остановить счет импульсов. Радиометр исправен, если количество зарегистрированных деكاتронами импульсов равно 1000 ± 30 . Нажатием кнопки «Пуск» установить деكاتроны в «О».

2. Измерение радиоактивного фона

1. Перевести тумблер в положение «Работа».

2. Открыть переднюю стенку свинцового домика. Внутри домика на его верхней стенке находится блок детектирования β -излучения. Непосредственно под блоком детектирования находятся специальные пазы, в которые устанавливается (вдвигается) пластмассовая кювета с пробой. Измерение фона производится с пустой кюветой или без нее.

3. Легким нажатием кнопки «Пуск» включить счетчик импульсов и секундомер. Допускается пользоваться секундомером наручных часов. Измерение фона производят 3 раза по одной минуте. Повторным нажатием кнопки «Пуск» остановить счетчик импульсов и секундомер. На деكاتронах высвечивается количество зарегистрированных импульсов фона.

4. Определить скорость счета импульсов фона N_{ϕ} по формуле:

$$N_{\phi} = ,$$

где: K_{ϕ} – средняя арифметическая зарегистрированных импульсов фона;

t_{ϕ} – время измерения фона, сек;

N_{ϕ} – активность измеренных импульсов фона, 1/сек.

5. Нажатием кнопки «Пуск» установить деكاتроны в «О».

3. Измерение активности пробы

Установить кювету с пробой внутрь свинцового домика под блок детектирования. Легким нажатием кнопки «Пуск» включить счетчик импульсов и секундомер. Время измерения активности пробы – три раза по одной минуте. Повторным нажатием кнопки «Пуск» остановить счетчик импульсов и секундомер. На деكاتронах высвечивается количество импульсов пробы.

1. Определить активность проб $N_{пр}$ по формуле:

$$N_{пр} = ,$$

где: $K_{пр}$ – средняя арифметическая 3 измерений по одной минуте пробы, 1/сек; $t_{пр}$ – время измерения пробы – 60 сек; $N_{пр}$ – активность измеренных импульсов пробы, 1/сек.

2. Рассчитать удельную активность пробы $A_{уд}$ пищевого продукта по формуле:

$$A_{уд} = \dots, \text{ Бк/кг (Ки/кг)},$$

где: $N_{пр}$ – активность пробы, 1/сек;

$N_{ф}$ – активность фона, 1/сек;

P – коэффициент чувствительности радиометра (табл. 4.3)

Таблица 4.2.

Результаты собственных измерений

№ п/п	Проба пищевого продукта	Скорость счёта		Коэф. чувстви- тельности	Удельная активность пробы, $A_{уд}$	
		$N_{пр}$	$N_{ф}$	P	факт.	допуст. уровень
1	Фон					
2	Грибы					
3	Клюква					

5. Измеренные и вычисленные данные занести в таблицу.

6. Сравнить вычисленную фактическую удельную активность пробы пищевого продукта с Республиканскими допустимыми уровнями, содержания радиоактивных веществ в продуктах питания РДУ-2001. Сделать вывод о пригодности пробы пищевого продукта для использования.

7. После выполнения работы закрутить защитные крышки рукояток часов, вынуть кювету из свинцового домика, выключить радиометр тумблером «Сеть».

4.5. Выводы по выполненной работе

Сделать выводы о соответствии замеренной активности проб допустимым значениям.

Таблица 4.3.

Чувствительность «Р» радиометра КРВП-ЗБ Бк/кг (л)

Вид пробы	Коэффициент (Р) чувстви-
-----------	--------------------------

	тельность радиометра КРВП-ЗБ
Мясо и мясные продукты, молоко и молочные продукты, рыба, птица, мука, хлеб, яйца, яичный порошок, корнеплоды, бобовые, соки.	$3,2 \cdot 10^{-4}$
Фрукты, ягоды, овощи, растительность, пищевая зелень, крупяные продукты сухие лекарственные травы, сено, комбикорма, грибы, чай, зерно.	$5,2 \cdot 10^{-4}$
Вода питьевая (водопроводная, колодезная).	$3,2 \cdot 10^{-4}$
Вода речная, озерная, прудовая и т.д. с частицами ила и почвы.	$11,6 \cdot 10^{-4}$
Пробы, содержащие калий-40 (^{40}K).	$11,0 \cdot 10^{-4}$
Вода речная, озерная, прудовая и т.д. с частицами ила и почвы.	$11,6 \cdot 10^{-4}$
Пробы, содержащие калий-40 (^{40}K).	$11,0 \cdot 10^{-4}$

4.2.2 Контроль загрязненности строительных материалов

Лабораторная работа 5

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ИЗОТОПОВ ЦЕЗИЯ И КАЛИЯ В СТРОИТЕЛЬНЫХ МАТЕРИАЛАХ

5.1. **Цель работы.** Ознакомить студентов с загрязнённостью изотопами цезия и калия строительных и других материалов; измерением объемной активности γ -излучающих нуклидов калия-40 и цезия-137 в пробах природной среды; определением эффективной активности строительных материалов и допустимостью их использования.

5.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить настоящие методические материалы.
2. Перечертить в тетрадь таблицы и заполнить их во время работы с прибором, рассчитать полученные данные и сделать вывод о результатах выполненных измерений.

5.3. **Теория.** Любое минеральное сырье, используемое в строительстве, содержит радиоактивные вещества в различной концентрации. В составе строительных материалов присутствуют природные радионуклиды семейства урана-238, -235, семейства тория-232, калий-40 и др. радионуклиды. Промежуточным продуктом распада указанных семейств является радон-222.

В горных породах и в почве Земли находятся 58 естественных радиоактивных веществ. Это 46 радиоактивных изотопов урано-радиевого, актиниевого и ториевого семейств и 12 долгоживущих радионуклидов, не входящих в состав этих семейств. Эти радионуклиды присутствуют как в сырье (щебень, песок, цемент и пр.), так и в готовой продукции (кир-

пич, керамическая плитка, железобетонные конструкции, товарный бетон и растворы, искусственные камни, облицовочные плиты). Поэтому строительные материалы являются источниками излучения.

Повышенное содержание радионуклидов свойственно калиевым и полевым шпатам, минералам глины, граниту, пемзе, щебню, гравии, песку, бутовому и пиленому камню, цементному и кирпичному сырью и др., используемых в качестве строительных материалов. Радиоактивны стекловолокно, фосфогипс, силикатный кирпич. Применение промышленных отходов при изготовлении строительных материалов – металлический шлак, зольную пыль (отход сжигания угля) и др. увеличивает дозовую нагрузку на человека.

После катастрофы на ЧАЭС радиоактивному загрязнению подверглись месторождения строительных материалов. В зоне загрязнения оказались 132 месторождения различных видов минерально-сырьевых ресурсов, в том числе 47% промышленных запасов формовочных, 19% строительных и силикатных, 91% стекольных песков Республики Беларусь. Загрязнены радионуклидами 20% промышленных запасов мела, 13% запасов глин для производства кирпича, 40% тугоплавких глин, 65% запасов строительного камня и 16% цементного сырья. Из-за чрезмерной загрязнённости из пользования выведено 22 месторождения минерально-сырьевых ресурсов строительного песка, песчано-гравийных материалов, глин, мела. В связи с этим возросло содержание цезия-137 в строительных материалах.

Основными факторами, определяющими накопление цезия-137 и стронция-90 в древесине, является видовая принадлежность, условия произрастания и биологическая доступность радионуклидов. По степени загрязнения древесины выделен ряд: берёза, дуб, осина, ольха, сосна, – широко применяемые в строительстве.

В 1994 г введен межгосударственный стандарт определения удельной эффективной активности естественных радионуклидов в строительных материалах. Он распространяется на неорганические сыпучие строительные материалы (щебень, гравий, песок, цемент, гипс и др.), строительные изделия (плиты облицовочные, декоративные и другие изделия из природного камня, кирпич и камни стеновые), а также на отходы промышленного производства, используемые непосредственно в качестве строительных материалов или как сырьё для их производства (З8П). В Беларуси дополнительно к естественным радионуклидам в строительных материалах измеряют и цезий-137 чернобыльского происхождения.

Радиационный контроль содержания природных радионуклидов в строительных материалах, сырье, изделиях осуществляет организация–производитель, либо организация, аккредитованная в данной области измерений. Значения удельной активности природных радионуклидов должны указываться в сопроводительных документах (паспорте) на каждую партию материалов и изделий. Радиационный контроль должен осуществляться и на стадии строительства. Выборочно-му радиационному контролю на стадии строительства подлежат строительные материалы: щебень, гравий, песок, камень, кирпич, грунт и т.д.

5.4. Назначение и техническая характеристика γ-радиометра РУГ-91

1. **γ-радиометр РУГ-91 «АДАНИ»** предназначен для измерения активности γ-испускающих антропогенных изотопов цезия-134, -137 (в настоящее время – цезия-137) и природного изотопа калия-40, содержащихся в объектах окружающей среды.

2. Технические данные γ-радиометра

В приборе применяют сцинтилляционный детектор. В качестве сцинтиллятора в нем используется кристалл NaJ (Te) размером 40x40 мм. Диапазоны измеряемой объемной активности, кБк/л.

Условия измерения	Цезий	Калий
При времени измерения 20 мин.	0,018-5,0	0,2-50,0
При времени измерения 2 мин.	0,06-50,0	0,5-50,0

Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения объемной активности цезия-134, 137.

В интервалах		
время измерения 20 мин	время измерения 2 мин	
0,018-0,03кБк/л	0,06-0,1	50%
0,03-0,10кБк/л	0,1-0,6	30%
0,10-1,0кБк/л	0,6-10,0	10%
1,0-5 кБк/л	10,0-50,0	5%

Пределы допустимой основной погрешности измерения объемной активности радионуклида калий-40 при измерения в течение 20 мин (0,2–50,0 кБк/л) – 50%; 2 мин (0,5–50,0 кБк/л) – 50%. Пределы допустимой дополнительной погрешности при изменении температуры 1% на 1 °С, при изменении внешнего фона γ-излучения до 50 мкР/ч – 25%.

Время установления рабочего режима, не более 30 мин. Время непрерывной работы – не менее 24 ч. Объем пробы – 0,5 л.

5.5. Устройство γ-радиометра РУГ-91

1. Работа γ -радиометра основана на подсчете числа световых импульсов, возникающих в сцинтилляционном детекторе при попадании на него γ -квантов. Число зарегистрированных в единицу времени световых импульсов связано с активностью исследуемого образца.

2. Упрощенная функциональная схема работы радиометра. Исследуемый образец (проба) размещается в сосуде Маринелли объемом 0,5 л. Кювету с пробой устанавливают внутри свинцового защитного экрана, уменьшающего влияние внешнего фонового излучения. Сверху экран закрывается свинцовой защитной крышкой.

Световые вспышки, возникающие в сцинтилляторе, через световод попадают на фотокатод фотоэлектронного умножителя и преобразуются в электрические импульсы, которые после усиления поступают в устройство селекции. Устройство селекции производит сортировку импульсов по их амплитудам (пропорционально энергии регистрируемых γ -квантов). Такой прием позволяет определить вклад изотопов цезия и калия в суммарную активность пробы.

Устройство обработки управляет работой устройства селекции и вычисляет количественные характеристики ионизирующего излучения. Устройство индикации и управления задает режим работы γ -радиометра и индуцирует на табло результат измерения. Режим работы задается с помощью семи кнопок, расположенных на лицевой панели прибора.

ВНИМАНИЕ! В γ -радиометре в качестве детектора используется кристалл, который требует бережного обращения. Избегайте механических ударов по прибору и резкого перепада температур!

3. Назначение органов управления. Кнопка «СЕТЬ» служит для включения и выключения γ -радиометра. Кнопками «ФОН» и «ПРОБА» производят включение режима «ИЗМЕРЕНИЕ» активности соответственно фона и исследуемого образца.

Кнопками «2 МИН» и «20 МИН» устанавливается время измерения, при этом 20-минутный режим используется для более точных измерений и рекомендуется для измерения малоактивных проб (менее 200 Бк/л).

Кнопки «КАЛИЙ-40» и «ЦЕЗИЙ-137» служат для вывода на табло информации об измеренной активности пробы соответственно для калия-40 и цезия-137.

Кнопка «СБРОС» служит для отмены ошибочной команды и приведения γ -радиометра в исходное состояние. Выполнение команды при нажатии любой кнопки подтверждается звуковым сигналом, при этом над кнопкой загорается светодиод.

5.6. Подготовка прибора к работе

Подсоединить сетевой шнур к сети 220 в и нажать кнопку «СЕТЬ». Звуковой сигнал и индикация «О» во всех разрядах цифрового табло означает готовность прибора к работе.

5.7. Порядок работы на приборе

Свинцовый экран не исключает влияния фонового излучения. Даже при отсутствии исследуемого образца внутри экрана на выходе детектора будут регистрироваться фотонные импульсы. Процедура измерения состоит из двух этапов: измерения фона и измерения активности образца.

1. Измерение радиационного фона. Это радиоактивное излучение, присутствующее на Земле от естественных и техногенных источников. Радиационный фон создается космическим излучением, излучением от находящихся в земной коре, воздухе и других объектах внешней среды природных радионуклидов и излучением от техногенных радионуклидов. Поэтому его величина меняется во времени и различна для разной местности. Желательно определять значение фона перед каждой серией измерений.

Система длительных регулярных наблюдений за естественным радиационным фоном получила название *радиационного мониторинга*.

Фон измеряется по двум каналам одновременно (для калия-40 и цезия-137). Его значения заносятся в память микропроцессора и в дальнейшем автоматически вычитаются из результатов измерения активности пробы.

Окончание измерения подтверждается звуковым сигналом.

1.1. Измерить фон внутри свинцового защитного экрана. Для чего нажать кнопку фон и кнопку 2 мин.

1.2. По окончании измерения фона **нажать кнопку «КАЛИЙ-40»** либо **«ЦЕЗИЙ-137»**. На табло индуцируется значение фона для калия-40 либо цезия-137 в единицах скорости счета (число зарегистрированных импульсов фона за заданное время измерения).

1.3. Измеренные значения **автоматически заносятся в память γ -радиометра** и хранятся в ней до следующего измерения фона.

1.4. Если фон уже измерялся и сетевой шнур γ -радиометра не отключался от питающей сети, то после включения кнопки «СЕТЬ» **на табло индуцируется его значение**. При этом над кнопкой «СБРОС» загорается светодиод.

1.5. При повторном измерении величины фона, **нажать кнопку «ФОН» и кнопку времени еще раз**.

5.8. Измерение активности пробы

1. Для корректных измерений **объем пробы должен составлять 0,5 л**. Особой подготовки проб для проведения измерений не требуется.

ВНИМАНИЕ! При измерении жидкостей следует избегать выпадения осадка. При измерении твердых образцов желательно их предварительно измельчить, чтобы заполнить требуемый объем. Время измерения активности пробы – 2 мин или 20 мин. 20-минутный режим используется для измерения малых активностей (0.018 0.2 кБк/л) и рекомендуется только для питьевой воды и детского питания в готовом для употребления виде. Измерение всех остальных продуктов можно проводить в режиме 2 минут.

2. **Установить кювету с исследуемой пробой** внутрь свинцового экрана. Закрыть крышку.
3. **Нажать кнопку «ПРОБА».**
4. **Нажать кнопку времени «2 МИН».**
5. **Измерение активности идет одновременно по двум каналам:** по калию-40 и цезию-137. Однако на табло высвечивается значение объемной активности того радионуклида (калия или цезия), кнопка которого нажата.
6. По окончании измерения **нажать кнопку «КАЛИЙ-40» или «ЦЕЗИЙ-137»** зафиксировать значения показаний радиометра и записать в таблицу результатов (табл. 5.1).
7. Пункты 7.2.4-7.2.6 повторить 5 раз для каждой пробы. Количество исследуемых проб – две. Определить среднее значение объемной активности пробы (A_v).
8. Результат на табло сохраняется до начала следующего измерения.

ВНИМАНИЕ! При превышении уровня активности исследуемой пробы предельной величины 50 кБк/л на табло выводится ориентировочное значение измеряемой активности на сигнал перегрузки «9999». В случае появления индикации "9999" провести повторное измерение при времени «2 МИН». Если на табло снова выводится сигнал перегрузки, то активность пробы значительно превышает 50 кБк/л и необходимо принять меры по ее изоляции.

5.9. Расчёты удельной активности

В результате проведенных замеров определяют объемную активность пробы. Необходимо рассчитать среднюю удельную активность пробы.

Удельная активность по цезию-137 и калию-40 рассчитывается по следующей формуле

$$A_{m \text{ ср}} = \frac{A_{v \text{ ср}}}{m \text{ (кг)}} \cdot V \text{ (л)} \cdot 10^3, \text{ Бк/кг (1)}$$

5.10. Определение удельной эффективной активности строительных материалов

Удельная эффективная активность $A_{m \text{ эфф}}$ природных радионуклидов в строительных материалах (песок, щебень, цементное и кирпичное сырье и др.) и отходах промышленного производства, используемых для изготовления строительных материалов (зола, шлаки и др.), рассчитывают по формуле:

$$A_{m \text{ эфф}} = A_{Ra} + 1,31 \cdot A_{Th} + 0,085 A_K + 0,22 A_{Cs}, \text{ (2)}$$

где A_{Ra} – удельная активность радия-226, A_{Th} – удельная активность тория-232.

Таблица 5.1.

Результаты собственных измерений

Объект исследования	Показания прибора A_v , кБк/л		Удельная активность (рассчитанная по средним значениям), A_m , Бк/кг		$A_{эфф}$, Бк/кг
	Cs-137	K-40	Cs-137	K-40	

Цифровые значения их берут из табл. 39П. Значения же A_K – удельная активность калия-40 и A_{Cs} – удельная активность цезия-137 берут после расчета по формуле (1).

Вычисленные значения $A_{m\ эфф}$ записать в табл. 5.1 результатов.

Полученные значения удельной эффективной активности исследуемых материалов сравнить со значениями, приведенными в табл. 39П и сделать вывод о возможности их применения.

При $A_{m\ эфф} > 1350 \text{ Бк} \cdot \text{кг}^{-1}$ использование материалов для строительных целей ЗАПРЕЩАЕТСЯ.

5.11. Выводы по выполненной работе

Лабораторная работа 6.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРОБАХ

6.1. **Цель работы** – ознакомиться с устройством современного отечественного радиометра РКГ–АТ 1320 и использованием его для определения удельной активности проб (пищевых продуктов, стройматериалов и др.).

6.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить настоящие методические материалы.

2. Перечертить в тетрадь таблицу 6.1 и заполнить её результатами выполненных измерений.

6.3. **Устройство γ -радиометра РКГ-АТ-1320.** Радиометр состоит из блока детектирования (БД), блока защиты (БЗ), блока обработки информации (БОИ) и адаптера сетевого (АС).

Блок детектирования представлен сцинтилляционным детектором. Детектор преобразует γ -излучение в световые импульсы, которые в фотоэлектронном умножителе преобразуются в импульсы напряжения.

После усиления и амплитудного анализа импульсы преобразуются в цифровой код и подаются для хранения в запоминающее устройство. Информация о спектре радионуклидов после усиления и амплитудного анализа преобразуется в цифровой код и подается для хранения в запоминающее устройство блока информации. Интенсивность спектральных линий соответствует количественному содержанию радионуклида в пробе. Положение же спектра соответствует «энергетическому окну» (табл. 6.1) одного из четырех определяемых изотопов (антропогенного радионуклида чернобыльского происхождения – ^{137}Cs и естественных изотопов ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th). Радиометр накапливает и хранит амплитудные спектры.

Изучение спектра γ -излучения позволяет определить, какие изотопы обнаружены в пробе и получить дополнительную информацию об удельной активности проб.

Таблица 6.1.

Энергетические окна (каналы) радиометра

Энергетический диапазон γ -излучения	Энергетические окна (каналы)
^{137}Cs – 0,66 (0,15-0,9) МэВ	96 - 122
^{40}K – 1,46 (0,9 – 1,6) МэВ	208 – 248
^{226}Ra – 2,44 МэВ	256 – 300
^{232}Th – 2,6 МэВ	380 - 420

Обратите внимание на назначение кнопок блока обработки информации (таблица 6.2).

Режим работы «МЕНЮ» содержит четыре варианта:

1 вариант. Режим «ИЗМ» (измерение) имеет 4 функции:

НАБОР – дублирует кнопку набор;

Таблица 6.2.

Назначение кнопок прибора

Наименование кнопки	Назначение кнопок управления
НАБОР	Ввод параметров измерения (время, масса пробы, геометрия сосуда). Дублирует функцию набора спектра в режиме «Измерение».
СТОП	Остановка набора спектра.
ПУСК	Продолжение набора спектра после остановки.
АКТИВ	Определение удельной активности ^{137}Cs , ^{40}K . Определение объемной активности A_v : нажать дважды.
АКТИВ	Определение удельной активности ^{137}Cs , ^{40}K .

	Определение объемной активности A_v : нажать дважды.
ВВОД	После набора заданных параметров измерения. Работа в режиме «МЕНЮ». Выбор состава нуклидов. Возврат в предыдущее состояние. Работа со спектрами (расширение \rightarrow , \leftarrow , логар., интегр.).
МЕНЮ а) \uparrow или \downarrow б) \rightarrow или \leftarrow	Определение ^{241}Am , ^{226}Ra , ^{232}Th в режиме «обр.». Выбор режима для работы со спектрами. Работа со спектрами: а) изменение вертикального масштаба спектра. Возврат в исходное состояние - нажать кнопку «Ввод». б) увеличение или уменьшение масштаба определенной области спектра с помощью кнопок «РАСШ.» и «ВВОД».

ПРОД. – продолжение измерения, для чего необходимо задать новое время набора;

ПРОВ. – проверка (при необходимости) сохранности градуировки радиометра от контрольной пробы;

КОН. Ф. – оперативный контроль фона.

2 вариант. Режим «СПЕК.» (спектр) имеет 5 функций:

ЧТЕНИЕ – чтение спектра, записанного в памяти прибора. Для чтения необходимо ввести его номер и нажать «ВВОД».

ЗАПИСЬ – запись спектра в памяти. Необходимо присвоить ему номер (от 1 до 299) и нажать «ВВОД».

ЗАП. ФОН – запись рабочего фона для сосуда, заданного при набор.

3. кон. фон – запись контрольного фона.

ИНФОРМ. – информация о спектре (время набора, время записи, масса, геометрию измерения).

3 вариант. Режим «ОБР.» (обработка) имеет 3 функции:

«АКТИВН.» – выбор состава измеряемых нуклидов в пробе:

а) Cs + K.

б)ЕРН – естественные радионуклиды, т.е. ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th и расчет их удельной активности A_m .

в) ЕРН + Cs – определение $A_{\text{эфф}}$.

г) ^{137}Cs .

«ВЫЧ. Ф.» – (вычитание фона) из спектров от 1 до 299 хранящихся в памяти.

«СЛОЖ. Ф.» – (сложение фонов) позволяет к измеряемому спектру добавить фоновый или другой спектр, находящийся в памяти.

4 вариант. Режим «НАСТ.» (настройки) имеет 3 функции:

«ДАТА» – для установки даты и текущего времени.

«КОНТР.» – (контрастность) для установки контрастности изображения стрелками ↑ или уменьшение ↓.

«ПРИБОР» – информация о данном приборе.

Выбор режима и функций осуществляются с помощью кнопок со стрелками и нажатием кнопки «ВВОД».

ВНИМАНИЕ! γ -радиометр РКГ-АТ1320 использует контрольную пробу для проверки сохранности градуировки и стабилизации энергетической шкалы радиометра при проверке его работоспособности. Работа с данной пробой не требует специальных мер радиационной защиты и контроля.

6.4. Порядок выполнения работы

1) *Контроль работоспособности прибора.* Нажать кнопку «ВКЛ.». На экране в течение несколько секунд будет видна надпись «АТОМТЕХ», а затем появится сообщение:

Прогрев прибора Осталось 9:28 Установить контрольную пробу Меню - прервать

Установите *контрольную пробу* в блок защиты и закройте крышку.

Прогрев и проверка работоспособности радиометра продолжается 10 минут. По окончании *прогрева* автоматически производится *проверка сохранности градуировки прибора*. На экране высвечивается табло и звучит звуковой сигнал.

Проверка Скорость счета имп/с <table border="1"> <tr> <td>27±2,7</td> <td>28</td> </tr> </table>	27±2,7	28
27±2,7	28	
Центр пика, канал <table border="1"> <tr> <td>236±4,6</td> <td>235,3</td> </tr> </table>	236±4,6	235,3
236±4,6	235,3	

Меню - прервать

Значения в левых окнах – нормируемые, в правых – текущие данные. Если положение центра пика соответствует нормируемому значению – появляется сообщение: «Проверка завершена». Если положение центра пика не соответствует нормируемому значению, радиометр *автоматически* повторяет проверку.

2) *Оперативный контроль радиационного фона* проводится следующим образом:

а) Извлечь контрольную пробу из блока защиты и поместить в него пустой измерительный сосуд.

б) Войти в меню нажатием «МЕНЮ» в режиме «ИЗМ.» (измерение), выбрать функцию «КОН. Ф.» (оперативный контроль фона) и нажать кнопку «ВВОД».

в) Через 150 с прозвучит сигнал и появится информация о скорости счёта фона ($N_{\phi} \approx 20,37$ имп./с) и сообщение «ФОН В НОРМЕ».

Положительный результат оперативного контроля фона с размещенным в блоке защиты пустым измерительным сосудом свидетельствует о радиационной чистоте сосуда.

В том случае, если появится сообщение «ФОН НЕ В НОРМЕ» – следует повторить контроль фона. Для этого необходимо войти в меню нажатием кнопки «МЕНЮ» в режиме «ИЗМ.» (измерение), выбрать функцию «КОН. Ф.» (оперативный контроль фона) нажатием кнопки «ВВОД». Через 300 с появится сообщение «ФОН В НОРМЕ».

3) *Измерение удельной активности пробы.* Для измерения необходимо:

а) нажать кнопку «МЕНЮ» в режиме «ИЗМ.» (измерение), выбрать функцию «НАБОР».

б) Нажать кнопку «ВВОД» и ввести массу пробы в граммах, время измерения 600 с (300 с), геометрию (объем) сосуда.

б) загрузить пробу, закрыть крышку блока защиты и нажать кнопку «ВВОД».

4) *Определение типа изотопа в пробе.* На экране отображается изображение измеряемого спектра радионуклида, время измерения, дата проведения измерения, номер канала, температура в блоке детектирования и др. Отображаемое на экране изображение спектра пробы обрабатывается с помощью маркера по энергетическим шкалам и соответствующей им энергии γ -излучателей. По величине энергии γ -излучателей можно определить какие изотопы обнаружены в пробе. Для этого необходимо воспользоваться данными энергетического окна (см. таблицу 6.1). Результаты спектрального анализа записать в таблицу 6.3.

После завершения измерения подается звуковой сигнал.

5) *Обработка результатов измерений.* Для определения удельной активности A_m природных изотопов (ЕРН) и ^{137}Cs необходимо дважды нажать кнопку «МЕНЮ», войти в режим «ОБР.» (обработки), выбрать функцию «АКТИВН.» и нажать кнопку «ВВОД». На табло появится сообщение:

Таблица 6.3.

Результаты спектрального анализа

Наименование пробы	Номер пика	Номер канала	Энергия спектра, МэВ	Тип изотопа обнаруженного в пробе
Контроль				
Проба №1				
Проба №2				
Проба №3				

Нажатием кнопки « → » выбрать состав нуклидов в пробе в следующей последовательности:

- а) Cs+K;
- б) EPH (естественные радионуклиды);
- в) EPH + Cs.

Выбор нуклидов
Маринелли 1л
Состав нуклидов

Cs+K

Ввод - активность

После нажатия кнопки «ВВОД» появится сообщение «Идет расчет». Затем появляется таблица с результатами измерений удельной активности выбранного состава нуклидов.

Для получения значения удельной эффективной активности измеренных радионуклидов $A_{эфф}$ необходимо дважды нажать на кнопку «ВВОД» в режиме EPH+ Cs.

Возврат в исходное состояние меню происходит после нажатия кнопки «ВВОД».

Для определения удельной активности (A_m) с учетом результирующей погрешности измерений необходимо нажать кнопку «ТЕСТ».

Полученные результаты необходимо занести в табл. 6.4.

Таблица 6.4.

Результаты измерений удельной активности (Бк/кг) проб

Наименование пробы	^{137}Cs	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	$A_{\text{эфф}}$ Бк/кг

Три раза нажать на кнопки «ВКЛ. ОТКЛ.» и выключить прибор.

6.5. Выводы по выполненной работе

По значению $A_{\text{эфф}}$ следует сделать вывод о соответствии полученных результатов существующим нормам.

4.3 Способы защиты от ионизирующей радиации

Объектами защиты от ионизирующей радиации являются:

- население, проживающее в районе размещения источника радиоактивных выбросов (с учетом всех путей воздействия, включая пищевые цепочки);
- сельскохозяйственная продукция местного производства;
- животный и растительный мир;
- прилегающая территория (с точки зрения накопления радиоактивных веществ в почве, грунтовых водах и т.п.);
- территория региона в целом.

Должны соблюдаться законы Республики Беларусь «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения», «О радиационной безопасности населения», «Об охране окружающей среды».

Практическая работа 9 Расчетные задачи

Примеры решения задач

Защита временем:

9.1. Мощность экспозиционной дозы γ -излучения на расстоянии $R_1 = 40$ см от точечного источника равна $P_1 = 4,3$ мкА/кг. Определить время t , в течение которого можно находиться на расстоянии $R_2 = 6$ м от источника, если предельно допустимую экспозиционную дозу принять равной $X = 5,16$ мкКл/кг. Поглощением γ -излучения в воздухе пренебречь.

Решение. Мощность дозы зависит от расстояния до источника по закону

$$P = \frac{\text{const}}{R^2}$$

При $R = R_1$ она равна

$$P_1 = \frac{\text{const}}{R_1^2} \quad (1)$$

При $R = R_2$ она равна

$$P_2 = \frac{\text{const}}{R_2^2} \quad (2)$$

Из отношения выражений (1) и (2) следует

$$P_2 = P_1 \left(\frac{R_1}{R_2} \right)^2$$

Допустимое время работы равно

$$t = \frac{X}{P_2} = \frac{X}{P_1} \left(\frac{R_2}{R_1} \right)^2 = \frac{5,16}{4,3} (\quad)^2 = 270 \text{ с}$$

Проверка размерности

$$[t] = \frac{[X]}{[P_2]} = \frac{\frac{\text{Кл}}{\text{кг}}}{\frac{\text{Кл}}{\text{А}}} = \frac{\text{Кл}}{\text{А}} = \text{с}$$

Ответ: $t = 270 \text{ с}$.

9.2. Рассчитать безопасное время работы на расстоянии $R = 100 \text{ см}$ от источника активностью $A = 10 \text{ Ки}$.

Решение. Использовать соотношение:

$$t_{\text{дв}} =$$

где $t_{\text{дв}}$ – допустимое время работы, ч; $H_{\text{ДД}}$ – допустимая эквивалентная доза = 5 сЗв; Γ – γ -постоянная, равная для ^{60}Co = 3,192 Рсм²/(ч мКи).

$$t_{\text{дв}} = \frac{5 \cdot 10^4}{10 \cdot 3,192} = 1566 \text{ с} = 26,1 \text{ мин.}$$

Ответ: 26,1 мин.

9.2. Расчет времени t_0 , в течение которого можно работать без защитных экранов с источником: $M = 10$ мг-экв Ra, на расстоянии $R = 0,5$ м.

Решение:

$$t_0 = \frac{X_0 R^2 10^4}{M \cdot 8,4} = \frac{0,04 \cdot 0,25 \cdot 10^4}{10 \cdot 8,4} = 1,2 \text{ часа/неделю}$$

Ответ: 1,2 часа в неделю.

Защита расстоянием:

9.3. Рассчитать безопасное расстояние R , см работы с источником ^{60}Co с активностью $A = 50$ мКи.

Решение. Использовать соотношение:

$$R^2 = \frac{A \cdot \Gamma \cdot t}{X_{\text{ДД}}}$$

Для определения R необходимо из правой части уравнения извлечь квадратный корень. В этой формуле: Γ – γ -постоянная, равная для ^{60}Co 13,85 (Рсм²)/(ч мКи); t – время работы в часах в течение 1 года.

9.4. Расчет безопасного расстояния R_0 , на котором облучение соответствует предельно допустимому, если: $M = 10$ мг-экв Ra, $t = 4$ час/нед.

Решение.

$$R_0 = \sqrt{\frac{M \cdot t \cdot 8,4}{P \cdot 10^4}} = \sqrt{\frac{10 \cdot 4 \cdot 8,4}{0,04 \cdot 10^4}} = \cong 1,0 \text{ метр}$$

Ответ: 1,0 м.

Защита минимальной массой радионуклида

9.5. Расчет гамма-эквивалента M_0 любого изотопа, с которым можно работать без защитных экранов если: $t = 36$ часов, расстояние $R = 1,0$ м.

Решение.

$$M_0 = \frac{P_0 R^2 \cdot 10^4}{8,4 \cdot 36} = \frac{0,04 \cdot 1,0 \cdot 10^4}{8,4 \cdot 36} = 1,3 \text{ мг-экв Ra}$$

Ответ: 1,3 мг-экв Ra.

9.6. Рассчитать количество радиоизотопа ^{226}Ra , обеспечивающего безопасную работу с ним в течение года на расстоянии $R = 1,0 \text{ м}$, см?

Решение. Использовать для расчета допустимой активности соотношение:

$$A = ,$$

где $\Gamma = 9,03 \text{ (Рсм}^2\text{)/(ч мКи)}$.

Для расчета допустимой массы используют формулу:

$$m = a_2 \cdot M A T = 7,56 \cdot 10^{-17} \cdot M \cdot A \cdot T_{1/2}$$

1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк. Период полураспада $T_{1/2} \text{ } ^{226}\text{Ra} = 1600$ лет.

Защита экранированием:

9.7. Мощность экспозиционной дозы без защиты на рабочем месте равна $X_{\text{изм}} = 280 \text{ мР/ч}$. Найти толщину защиты из железа, если источником является цезий-137 ($E_\gamma = 0,662 \text{ МэВ}$), а время работы 25 ч/неделю.

Решение. Предельно допустимая мощность экспозиционной дозы равна (прил. 3) мР/ч.

$$X_{\text{ДМД}} = = \frac{100}{26} = 4$$

Кратность ослабления мощности дозы вычислим по формуле:

$$K = = = 70$$

Используя формулу: $d = \frac{\ln K}{\mu}$,

получаем $d = \frac{\ln 70}{0,57} = 7,5 \text{ см}$.

Полученное значение толщины защиты в 1,5 раза меньше, чем приводимое в справочниках, т.к. не учтен вклад рассеянного излучения.

Задачи для самостоятельного решения

9.8. *Защита временем облучения.* Для градуировки дозиметра применяется точечный изотропный радионуклид активностью $A = 50$ мКи. Определить время работы при шестидневной рабочей неделе без защиты, чтобы обеспечить предельно допустимую эквивалентную дозу для персонала категории А. Расстояние от источника до оператора $R = 2$ м. Ослаблением и рассеиванием γ -излучения в воздухе пренебречь.

Ответ: $t = 1$ ч.

9.9. Рассчитать безопасное время работы на расстоянии $R = 1,5$ м от источника ^{137}Cs активностью 40 Ки, используя соотношение:

$$t_{\text{дв}} = \frac{X_{\text{дд}} \cdot R^2}{A \cdot \Gamma},$$

$t_{\text{дв}}$ – допустимое время работы, ч; $X_{\text{дд}}$ – допустимая доза облучения, Зв; Γ – постоянная радионуклида.

9.10. При градуировке дозиметрического прибора используется точечный радионуклид кобальт активностью 8,5 ГБк. Сколько минут в день при шестидневной рабочей неделе можно работать персоналу без защиты, если расстояние от источника до рабочего места равно 3 м и доза равномерно распределяется по году?

Ответ: 32 мин.

9.11. *Защита расстоянием.* Рассчитать безопасное расстояние, на котором облучение соответствует предельно допустимому ($D = 100$ мР), если $M = 200$ мг-экв Ra, $t = 12$ ч/нед.

Ответ: 4,5 м.

9.12. Определить безопасное расстояние R при 36-часовой рабочей неделе, на котором можно работать с полониево-бериллиевым источником, испускающим 10^6 нейт./с с энергией $E_{\text{п}} \approx 5$ МэВ. γ -излучением пренебречь.

Ответ: 66 см.

9.13. На расстоянии 0,3 м от точечного источника мощность поглощенной дозы, обусловленная γ -излучением кобальта-60, составляет 10^{-7} Гр/с. На каком расстоянии от источника можно работать, чтобы доза облучения персонала не превышала предельно допустимой величины при 36-часовой рабочей неделе и равномерном распределении дозы по году?

Ответ: 1,1 м.

9.14. *Защита экранированием.* Мощность экспозиционной дозы без защиты на рабочем месте равна $P_{\text{изм}} = 280$ мР/ч. Найти толщину защиты из железа, если источником является ^{60}Co ($E_{\gamma} = 0,661$ МэВ), а время работы 25 ч/нед.

Ответ: 11,3 см.

9.15. Мощность экспозиционной дозы, измеренная дозиметром от точечного изотропного источника γ -излучения ($E_\gamma = 1,25$ МэВ) на рабочем месте равна $P_{\text{изм}} = 77,2$ мкР/с. Определить толщину свинцовой защиты $X_{\text{РВ}}$, если продолжительность работы с источником для персонала составляет $t = 6$ ч.

Ответ: $84,5 \cdot 10^{-3}$ м.

9.16. Свинцовая защита (толщина $X = 1,5$ см) рассчитана для работы с точечным изотропным источником ($E_\gamma = 0,7$ МэВ) в течение $t_1 = 0,5$ ч с соблюдением предельно допустимой дозы. Какую толщину свинцовой защиты следует добавить, чтобы обеспечить работу в течение $t_2 = 10$ ч?

Ответ: $\Delta X_{\text{РВ}} = 3,25$ см; $X_{\text{РВ}} = 4,75$ см.

9.17. Определить толщину защиты экрана при работе с точечным изотропным источником ($E_\gamma = 0,7$ МэВ), γ -эквивалент которого равен 50 мг-экв Ра, в течение 6 ч на расстоянии 0,5 м.

Ответ: 4,3 см.

9.18. Рассчитать толщину защиты из свинца от точечного источника кобальта активностью 100 мКи. Расстояние до рабочего места – 2 м, время работы – 36 ч/неделю.

Ответ: 4,7 см.

9.19. Спроектировать защиту из свинца от γ -излучения точечного изотропного источника с активностью $A = 10$ мКи. Расстояние до рабочего места $R = 1$ м. Время работы $t = 6$ ч в день.

Ответ: 3,4 см.

9.20. Точечный изотропный источник транспортируется в течение двух суток. Активность источника $A = 5,4$ Ки. Определить толщину свинцового контейнера, учитывая, что расстояние от экспедитора до источника $R = 2$ м.

Ответ: $137 \cdot 10^{-3}$ м.

9.21. Рассчитать толщину защиты из парафина для снижения плотности потока нейтронов $j_0 = 10^5$ нейт./ $(с \cdot см^2)$ с

энергией $E_n = 1$ МэВ до предельно допустимого значения при 36-часовой рабочей неделе. $\Delta_{1/2}$ принять равным 7 см.

Ответ: 84 см.

9.22. Оператору при работе со смесью радиоактивных продуктов деления с эффективной энергией $E_{эф} = 1,5$ МэВ пришлось изменить расстояние с $R_1 = 5$ м до $R_2 = 1$ м. Какой толщины должен быть свинцовый экран, если при работе на расстоянии 5 м соблюдалась предельно допустимая экспозиционная доза? Предусмотреть двукратный запас. Источник считать точечным изотропным.

Ответ: 8,2 см.

9.23. Рассчитать приближенно толщину защиты из бетона, обеспечивающую допустимые условия облучения персонала при работе 18 часов в неделю с точечным источником кобальта ($E_\gamma = 1,25$ МэВ), если создаваемая им мощность поглощенной дозы в воздухе равна 1,6 мкГр/с.

Ответ: 42 см.

9.24. По условиям эксперимента оператору предстоит работать 36 ч в неделю с точечным источником цезий-137 ($E_\gamma = 0,662$ МэВ) активностью 24,5 ГБк. Рассчитать толщину защиты из свинца, которая обеспечивает на расстоянии 0,6 м от источника допустимый уровень облучения персонала.

Ответ: 4,9 см.

9.25. Рассчитайте толщину слоя свинца, обеспечивающего снижение мощности дозы от γ -излучения ^{131}I в 1000 раз.

Ответ: 5,1 см.

9.26. Рассчитайте толщину защитного экрана из свинца, снижающего дозу, создаваемую в течение 6-часового рабочего дня на расстоянии 0,5 м от источника ^{124}Sb активностью 37 МБк, до уровня 180 мкЗв/день.

Ответ: 5,7 см.

Лабораторная работа 7

МЕТОДЫ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

7.1. Цель работы. Изучить возможность защиты от ионизирующего излучения расстоянием и различными материалами (экранами).

7.2. Порядок выполнения работы

1. Изучить методические материалы.
2. Перечертить в тетрадь таблицы и заполнить их во время работы с прибором, рассчитать полученные данные и сделать вывод о результатах выполненных измерений.

7.3. Теория. Массовое облучение людей может произойти после *аварий на радиационно опасных объектах* и применения *ядерного оружия*.

Методы защиты населения от внешнего облучения после аварии на ядерных реакторах АЭС или взрыва ядерного боеприпаса *зависят от их этапа*:

— начальный этап аварии (несколько часов от начала аварийного выброса): укрытие и простейшая защита органов дыхания, применение стабильного йода, эвакуация, контроль доступа в район загрязнения;

— промежуточный этап аварии (от нескольких первых часов до нескольких суток после наступления аварии): переселение, санобработка людей, контроль пищевых продуктов и воды, использования заготовленных кормов для животных, медицинская помощь;

— восстановительный этап (принимается решение о возвращении к нормальным условиям жизни, может растянуться на несколько десятков лет): контроль доступа в район загрязнения, переселение, контроль воды и пищевых продуктов, кормов для животных, дезактивация территории.

Меры защиты делят на физические и химические:

К **физическим мерам защиты** от внешнего излучения относят защиту:

1. **Временем** – чем меньше время пребывания вблизи источника радиации, тем меньше полученная от него доза облучения.

Расчет времени t_0 , в течение которого можно работать без защитных экранов с источником:

$$t_0 = \frac{X_0 R^2}{M \cdot \Gamma} \text{ часа в неделю.}$$

2. **Расстоянием** – излучение уменьшается с удалением от компактного источника (пропорционально квадрату расстояния). Если на расстоянии 1 м от источника радиации дозиметр фиксирует 1000 мкР/час, то уже на расстоянии 5 м показания снизятся приблизительно до 40 мкР/час.

Расчет безопасного расстояния R_0 , на котором облучение соответствует предельно допустимому:

$$R_0 = \text{метр.}$$

3. **Экранированием источника излучения** называют размещение между человеком и источником радиации вещества. Чем его больше и чем оно плотнее, тем большую часть радиации это вещество поглотит.

Ослабляющее действие экрана принято характеризовать *слоем половинного ослабления*, т.е. толщиной материала, проходя через который интенсивность¹⁷ проникающей радиации уменьшается в два раза. Слой половинного ослабления для различных материалов не одинаковый (42П).

Экраны, защищающие от воздействия γ -излучения, изготавливают из свинца, вольфрама, нержавеющей стали, медных сплавов, чугуна, бетона и других материалов. Лучшими для этой цели считают вещества, имеющие большую атомную массу и значительную плотность.

Толщину защитного экрана выбирают равной длине максимального *пробега β -частиц* в материале экрана (43П).

Энергия α -частиц лежит в пределах от 4,0 до 10,0 МэВ и при взаимодействии с веществом теряется на ионизационные упругие столкновения со связанными электронами атомов среды. Поэтому пробег α -частиц мал и защита от потоков его излучения не представляет проблемы. Для определения максимального пробега α -частицы в воздухе применяют формулу Гейгера:

$$R_{\alpha} \cong 0,31 \cdot E_{\alpha}^2,$$

а в любом веществе с атомной массой «А» – формулу Брэгга:

$$R_{\alpha} = 10^{-4} \frac{A E_{\alpha}^2}{\rho}$$

где: R_{α} – максимальный пробег α -частицы (см.); ρ – плотность вещества, используемого для защиты, (г/см³).

Толщина экрана, необходимая для полного поглощения потока α -излучения, превосходит длину пробега α -частиц в материале, из которого он изготовлен.

4. **Минимальным количеством радионуклида.** Расчет γ -эквивалента M_0 любого изотопа, с которым можно работать t времени без защитных экранов:

¹⁷ Интенсивность излучения – энергия излучения, проходящая через единицу поперечного сечения за единицу времени (Дж с⁻¹ м⁻²).

$$M_0 = \text{мГ-ЭКВ}$$

5. **Дезактивацией** (удалением радионуклидов) продуктов питания, воды, различных поверхностей.
6. **Использованием средств защиты органов дыхания и кожных покровов** (респираторы, повязки, маски, накидки и др.).
7. **Санитарно-гигиеническими мероприятиями** (умывание, душ, бани и др.).
8. **Регулярным проветриванием и вентиляцией помещений, рабочих объемов** (позволяет значительно уменьшить облучение радоном и продуктами его распада).

Основные меры защиты населения от длительного внутреннего облучения зависят от этапа аварии:

А. Начальный и промежуточный этапы аварии:

1. Стимуляция обменных процессов.
2. Потребление с пищей как можно больше йодсодержащих продуктов для защиты щитовидной железы.
3. Применение комплексообразователей для связывания в кишечнике радионуклидов.

Б. Восстановительный этап аварии:

1. Снижение поступления в организм радионуклидов с пищей:

- ограничить потребление местных загрязнённых продуктов питания, особенно грибов;
- тщательно мыть овощи и фрукты;
- очищать от кожуры все корнеплоды;
- предварительно вымачивать мясо в холодной воде в течение 2-3 часов;
- производить рациональную кулинарную обработку продуктов;
- использовать способы дезактивации продуктов в домашних условиях.

2. Обеспечить усиление выведения радионуклидов из организма через кишечник, почки и потовые железы.

3. Использование продуктов и пищевых добавок, обладающих радиопротекторным (защитным) действием: пектина (семена и фрукты), фитатов (зерновые, бобовые), альгината натрия (морские овощи) и серосодержащих аминокислот (капуста).

4. Использование продуктов, содержащих пищевые волокна (цельное зерно, овощи, орехи, семена, бобовые), пектины, камедь, лигнины (яблоки, белокочанная и цветная капуста), связывающие в кишечнике радионуклиды и выводящие их из организма.

5. Применяют защитных меры для получения «чистой» сельскохозяйственной продукции: подбор культур, специальная обработка почвы, известкование кислых почв, применение органических удобрений и химической защиты растений.

6. Использование радиационно безопасных стройматериалов при строительстве или отделке жилья (окраска стен, оклеивание обоями) с целью снижения количества радона в помещении.

Химические методы защиты человека от ИИ включают применение радиопротекторов (радиозащитных средств), витаминов (особенно витаминов А, С и Е), микро- и макроэлементов, лекарственных трав и средств, обладающие адаптогенным действием и улучшающих функцию организма (например, употребление женьшеня, лимонника, хвоща полевого, земляники, боярышника, крапивы, пустырника и др.).

7.4. Методика проведения работы

В лабораторной работе используется радиометр СРП-88П, предназначенный для измерения потока гамма излучения от 10 до $3 \cdot 10^4$ фотонов/с (с^{-1}) с погрешностью $\pm 10\%$.

Прибор состоит из сцинтилляционного блока детектирования, преобразующего фотоны γ -излучения в световые вспышки, а затем – в электрические импульсы. Блок детектирования выполнен в виде гильзы диаметром 40 мм, длиной 400 мм, внутри которой установлены электронные блоки, сцинтиллятор-кристалл Na J (Te) размером 25×40 мм и фотопумножитель. Величина интенсивности потока γ -излучения фиксируется на табло пульта универсального цифрового измерения.

Для проведения лабораторной работы необходимо установить на пульте универсального цифрового измерения переключатели:

- «Порог» – в положение «Изм.»;
- «Диапазон» – в положение «0,3».

1. Провести оценку защиты расстоянием путем изменения интенсивности потока γ -излучения в зависимости от расстояния между источником излучения (блоком детектирования) и пультом цифрового измерителя.

За начальную точку измерения (R_0) принято расстояние, равное 3 см, соответствующее расстоянию, при котором блок детектирования касается пульта измерения. Дальнейший отсчет расстояния (высоты) ведется в соответствии со шкалой, установленной с левой стороны пульта управления ($R_i = 6, 11, 16, 21$ и 25 см). Интенсивность потока на расстояние, равным 25 см, принимается за естественный фон.

На каждом расстоянии производится пять замеров. Результаты измерений, абсолютные числовые значения (показание прибора $0,821$ абсолютное число 821), записываются в табл. 7.1.

По результатам измерений потока γ -излучения провести вычисление величин:

$$N_{\text{ср}} = \frac{\sum N_i}{5}$$

$$N_R = N_{cp} - N_{\phi},$$

где $N_{\phi} = \text{const} = N_{cp}$ при $R = 25$

$$N_{\text{выч}} = N_0 \left(\frac{R_0}{R_i} \right)^2,$$

где $N_0 = \text{const} = N_R$ при $R = 3$, а $R_0 = 3 = \text{const}$.

По результатам расчета построить график и делается вывод о влиянии расстояния на интенсивность фотонов γ -излучения.

$$N_R, N_{\text{выч}} = f(R_i)$$

Таблица 7.1.

Изменение интенсивности потока излучения от расстояния

№ замера	R _i в см					
	3	6	11	16	21	25
1						
2						
3						
4						
5						
N _{cp}						
N _R						
N _{выч}						

2. Провести оценку защиты экраном. Измеряем изменения интенсивности поглощения потока γ -излучения различными материалами.

Установить исследуемый материал (экран) между блоком детектирования и корпусом пульта измерения. Провести три измерения интенсивности фотонов γ -излучения (N_i).

Таблица 7.4.

Исследуемые материалы	Интенсивность гамма излучения,		δN	$d_{1/2}$
	при наличии	без экрана		

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
	N ₁	N ₂	N ₃	N _{ср.}	N ₁	N ₂	N ₃	N _{ср.}		
Бетон d = ...мм. μ =										
Сталь d = ...мм. μ =										
Свинец d = ...мм. μ = ...										

Убрать исследуемый материал, не изменяя расстояние между детектором и корпусом пульта измерения. Провести три измерения интенсивности γ -излучения без материала (экрана). Результаты измерений записать в табл. 7.4.

3. Расчёты результатов выполненных измерений

1. Определить количество фотонов, поглощенных 1 мм материала (экрана):

$$\delta N =$$

где d – толщина исследуемого материала в мм, $N_{ср.}$ – без экрана, $N_{ср.}$ – с экраном. В расчетах используем средние значения интенсивности потока γ -излучения без экрана и с экраном, соответственно.

2. Определить толщину половинного ослабления потока γ -излучения исследуемого материала.

$$d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0,693}{\mu},$$

где μ – линейный коэффициент ослабления при энергии гамма, излучения 1,25 МэВ.

μ равно для бетона – $0,14 \text{ см}^{-1}$, стали – $0,34 \text{ см}^{-1}$ и свинца – $0,66 \text{ см}^{-1}$.

По результатам расчета δN и $d_{1/2}$ дать заключение об эффективности поглощения (защиты) исследуемых материалов от γ -излучения.

5. Выводы по выполненной работе

ПРИЛОЖЕНИЕ

Периоды	Ряды	Группы элементов										
		I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII		0	
		- R ₂ O	- RO	- R ₂ O ₃	RH ₄ RO ₂	RH ₃ R ₂ O ₅	RH ₂ RO ₃	RH R ₂ O ₇	RO ₄		- -	
1	I	H 1 1.00794 водород										2 He 4.00260 гелий
2	II	Li 3 6.941 литий	Be 4 9.01218 бериллий	5 B 10.81 бор	6 C 12.011 углерод	7 N 14.0067 азот	8 O 15.9994 кислород	9 F 18.998403 фтор				10 Ne 20.179 неон
3	III	Na 11 22.98977 натрий	Mg 12 24.305 магний	13 Al 26.98154 алюминий	14 Si 28.0855 кремний	15 P 30.97376 фосфор	16 S 32.06 сера	17 Cl 35.453 хлор				18 Ar 39.948 аргон
4	IV	K 19 39.098 калий	Ca 20 40.08 кальций	Sc 21 44.9559 скандий	Ti 22 47.90 титан	V 23 50.9415 ванадий	Cr 24 51.996 хром	Mn 25 54.9380 марганец	Fe 26 55.847 железо	Co 27 58.9332 кобальт	Ni 28 58.70 никель	
	V	29 Cu 63.546 медь	30 Zn 65.38 цинк	31 Ga 69.72 галлий	32 Ge 72.59 германий	33 As 74.9216 мышьяк	34 Se 78.96 селен	35 Br 79.904 бром				36 Kr 83.80 криптон
5	VI	Rb 37 85.4678 рубидий	Sr 38 87.62 стронций	Y 39 88.9059 иттрий	Zr 40 91.22 цирконий	Nb 41 92.9064 ниобий	Mo 42 95.94 молибден	Tc 43 98.9062 технеций	Ru 44 101.07 рутений	Rh 45 102.9055 родий	Pd 46 106.4 палладий	
	VII	47 Ag 107.8682 серебро	48 Cd 112.41 кадмий	49 In 114.82 индий	50 Sn 118.69 олово	51 Sb 121.75 сурьма	52 Te 127.60 теллур	53 I 126.9045 иод				54 Rn 131.30 ксенон
6	VIII	Cs 55 132.9054 цезий	Ba 56 137.33 барий	57 La-Lu 71 .. лантаноиды	Hf 72 178.49 гафний	Ta 73 180.9479 тантал	W 74 183.85 вольфрам	Re 75 186.207 рений	Os 76 190.2 осмий	Ir 77 192.22 иридий	Pt 78 195.09 платина	
	IX	79 Au 196.9665 золото	80 Hg 200.59 ртуть	81 Tl 204.37 таллий	82 Pb 207.2 свинец	83 Bi 208.9804 висмут	84 Po [209] полоний	85 At [210] астат				86 Rn [222] радон
7	IX	Fr 87 [223] франций	Ra 88 226.0254 радий	89 Ac-(Lr) 103 .. актиноиды	Ku 104 [261] курчатовий	Ns 105 [261] нильсборий						

Рис. 1П. Таблица Менделеева

Таблица 1П

Греческий алфавит

α - альфа	ε - эпсилон	ι - йота	ν - ню	ρ - ро	ϕ - фи
β - бета	ζ - дзета	κ - каппа	ξ - кси	σ - сигма	χ - хи
γ - гамма	η - эта	λ - ламбда	o - омикрон	τ - тау	ψ - пси
δ - дельта	θ - тэта	μ - ми	π - пи	υ - ипсилон	ω - омега

Таблица 2П

Список сокращений

км – километр	км ² – квадратный километр	Дж – джоуль
м – метр	м ² – квадратный метр	T _{1/2} – период полураспада
дм - дециметр	мм ² – квадратный миллиметр	эВ – электрон-вольт
см – сантиметр	кал - калория	МэВ – миллион электрон-вольт
мм – миллиметр	ккал – килокалория	СИ – система интернациональная
мкм – микрометр	% – процент	ЛПЭ – линейна передача энергии
кг – килограмм	°С – градус Цельсия	ln - логарифм
г – грамм	мм. рт. ст. – миллиметр ртутного столба	см. смотри
мг – миллиграмм	Бк - Беккерель	млн. - миллион
мкг – микрограмм	Гр - Грей	тыс. - тысяча
л – литр	Зв - Зиверт	с.- страница
мл – миллилитр	Ки - Кюри	
г. - год	Р - рентген	
ч.– час	А - ампер	
мин.– минута	Кл - кулон	
с – секунда	Вт – ватт	

Таблица 3П

Приставки для образования десятичных кратных и дольных единиц

Название приставки	Обозначение приставки		Коэффициент умножения, соответствующий приставке	Примеры	
	русское	международное			
Кратные	пета-	П	P	10 ¹⁵	пентакюри
	тера-	Т	T	10 ¹²	терабеккерель
	гига-	Г	G	10 ⁹	гигакури
	мега-	М	M	10 ⁶	мегагрей
	кило-	к	k	10 ³	килобеккерель
	гекто-	г	h	10 ²	гектоватт
	дека-	да	da	10 ¹	декакури
Дольные	деци-	д	d	10 ⁻¹	дециметр
	санти-	с	c	10 ⁻²	сантиметр
	милли-	м	m	10 ⁻³	миллиметр
	микро-	мк	μ	10 ⁻⁶	микроампер
	нано-	н	n	10 ⁻⁹	нанокюри
	пико-	п	p	10 ⁻¹²	пикогрей

III Схемы радиоактивного распада ядер урана и тория

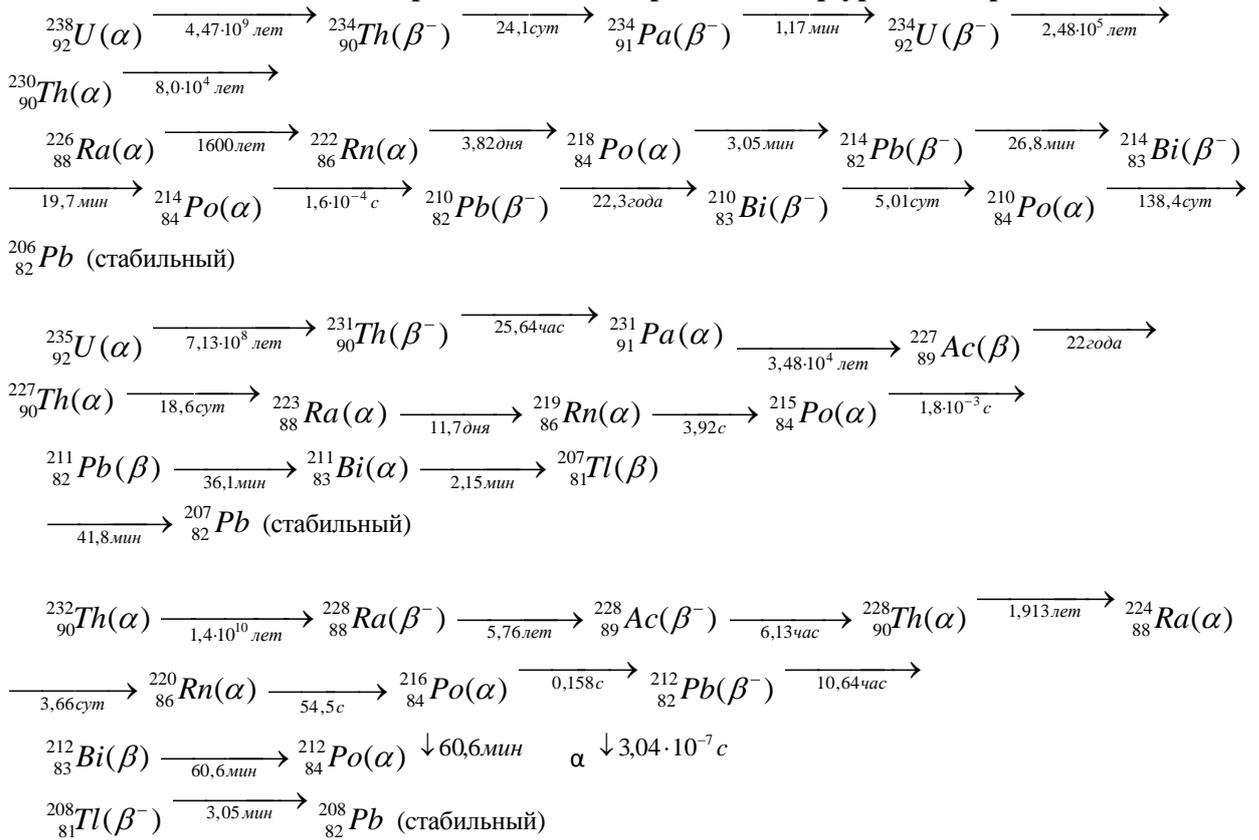


Таблица 4П

Универсальные постоянные

Наименование	Величина
Атомная единица массы (а.е.м.)	$\text{amu} = 1,66053 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
Электрон - заряд	$e = 1,60219 \cdot 10^{-19} \text{ К}$
Электрон - удельный заряд	$e/m = 1,76 \cdot 10^{-11} \text{ С/кг}$
Электрон - масса	$m = 9,10956 \cdot 10^{-31} \text{ кг}$
Электрон - молярная масса	$1 \cdot 10^{-6} \text{ кг/моль}$
Электрон - магнитный момент	$m_e = 9,28477 \cdot 10^{-24} \text{ Дж/Т}$
Протон- комптоновская длина волны	$1,32141 \cdot 10^{-15/\text{SUP}> \text{ м}}$
Протон - удельный заряд	$e/M_p = 0,595 \cdot 10^8 \text{ С/кг}$
Протон - масса	$m_p = 1,67252 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
Протон - молярная масса	$0,001007 \text{ кг/моль}$
Протон - магнитный момент	$m_p = 1,4106203 \cdot 10^{-26} \text{ Дж/Т}$
Нейтрон-комптоновская длина волны	$1,31959 \cdot 10^{-15} \text{ м}$
Нейтрон - масса	$M_n = 1,6749575 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
Нейтрон - молярная масса	$0,001009 \text{ кг/моль}$
Нейтрон - магнитный момент	$9,66237 \cdot 10^{-27} \text{ Дж/Т}$
Мюон - масса	$M_m = 1,883566 \cdot 10^{-28} \text{ кг}$
Мюон - молярная масса	$0,000113 \text{ кг/моль}$
Мюон - магнитный момент	$4,49045 \cdot 10^{-26} \text{ Дж/Т}$
Мюон - аномаль. магнитный момент	$0,001166$

Исходные данные для практической работы 1 и 2

№	Радионук- лид	Тип рас- пада	T _{1/2}	Лин. коэф. ослабл., см ⁻¹		Радио- нуклид	T _{1/2}	УПА ¹⁸ , Ки/км ²
				4	5			
	1	2	3	4	5	6	7	8
1	⁷⁹ Rb	β+	23 мин	0,11	0,3	¹⁴⁷ Pm	3 года	1,2
2	⁸⁴ Rb	β-	33 сут	0,12	0,31	¹⁴⁶ Eu	5 сут	1,4
3	¹³⁰ Cs	β+	30 мин	0,13	0,32	¹⁵³ Sm	47 ч	1,6
4	¹³² Cs	β-	7 сут	0,14	0,33	¹⁴⁸ Eu	55 сут	1,8
5	¹³⁷ Cs	β-	30,14 лет	0,15	0,34	¹⁵² Eu	13 лет	2
6	⁵² Mn	β+	6 сут	0,16	0,35	¹⁴⁷ Eu	24 сут	2,2
7	²²³ Fr	β-	22 мин	0,17	0,36	¹⁵¹ Gd	120 сут	2,4
8	⁶⁰ Cu	β+	23 мин	0,18	0,37	¹⁶⁰ Tb	72 сут	2,6
9	⁵⁸ Co	β+	71 сут	0,19	0,38	¹⁷¹ Tm	2 года	2,8
10	¹⁰³ Ag	β+	66 мин	0,2	0,39	¹⁷⁴ Lu	3 года	3
11	⁵⁶ Co	β+	79 сут	0,21	0,4	²²⁸ Th	2 года	3,2
12	¹⁹⁴ Au	β+	40 ч	0,22	0,41	²³⁴ Th	24 сут	3,4
13	¹⁹⁹ Au	β-	3 сут	0,23	0,42	²³⁰ Pa	17 сут	3,6
14	¹¹¹ Ag	β-	8 сут	0,24	0,43	²³³ Pa	27 сут	3,8
15	²⁸ Mg	β-	21 ч	0,25	0,44	²³⁰ U	21 сут	4
16	⁴⁵ Ca	β-	163 сут	0,26	0,45	²³² U	72 года	4,2
17	⁸⁹ Sr	β-	51 сут	0,27	0,46	²³⁷ U	7 сут	7 сут
18	⁹⁰ Sr	β-	29 лет	0,28	0,47	²³⁵ Np	396 сут	4,6
19	¹³¹ Ba	β+	12 сут	0,29	0,48	²³⁴ Np	4 сут	4,8
20	¹⁴⁰ Ba	β-	13 сут	0,3	0,49	²³⁹ Np	2 сут	5
21	²²³ Ra	α	11 сут	0,31	0,5	²³⁶ Pu	3 года	5,2
22	²²⁸ Ra	β-	6 лет	0,32	0,51	²⁴¹ Pu	14 лет	5,4
23	⁶⁵ Zn	β+	244 сут	0,33	0,52	²⁴⁰ Am	51 ч	5,6
24	⁷² Zn	β-	47 ч	0,34	0,53	²⁴⁴ Cm	18 лет	5,8
25	¹⁰⁷ Cd	β+	7ч	0,35	0,54	²⁴⁹ Cm	64 мин	6
26	¹¹⁵ Cd	β-	54 ч	0,36	0,55	²⁴⁵ Bk	5 сут	6,2
27	¹⁹³ Hg	β+	4 ч	0,37	0,56	²⁵⁰ Cf	13 лет	6,4
28	²⁰³ Hg	β-	47 сут	0,38	0,57	¹²⁵ Sn	10 сут	6,6
29	⁶⁰ Co	β-	5 лет	0,39	0,58	²¹⁰ Pb	22 года	6,8
30	¹⁰⁹ In	β+	4 ч	0,4	0,59	⁹⁵ Zr	64 сут	7
31	²⁰² Tl	β+	12 сут	0,41	0,6	¹⁸¹ Hf	42 сут	7,2
32	²⁰⁴ Tl	β-	4 года	0,42	0,61	³³ P	25 сут	7,4
33	⁴⁶ Sc	β-	84 сут	0,43	0,62	⁷⁴ As	18 сут	7,6
34	⁸⁸ Y	β+	107 сут	0,44	0,63	¹²⁵ Sb	60 сут	7,8
35	⁹¹ Y	β-	59 сут	0,45	0,64	²⁰⁵ Bi	15 сут	8
36	²²⁵ Ac	α	10 сут	0,46	0,65	⁴⁸ V	16 сут	8,2
37	²²⁷ Ac	β-	28 лет	0,47	0,66	⁹⁵ Nb	35 сут	8,4

¹⁸УПА – удельная поверхностная активность.

№	Радионук- лид	Тип рас- пада	T _{1/2}	Лин. коэф. ослабл., см ⁻¹		Радио- нуклид	T _{1/2}	УПА Ки/км ²
38	¹⁴¹ Ce	β-	325 сут	0,48	0,67	¹⁸³ Ta	5 сут	8,6
39	¹⁴⁷ Nd	β-	11 сут	0,49	0,68	²¹⁰ Po	138 сут	8,8
40	¹⁴⁷ Pm	β-	3 года	0,5	0,69	¹⁸⁵ W	75 сут	9
41	¹⁴⁶ Eu	β+	5 сут	0,51	0,7	¹²⁶ I	13 сут	9,2
42	¹⁵³ Sm	β-	47 ч	0,52	0,71	⁷⁹ Rb	23 мин	9,4
43	¹⁴⁸ Eu	α	55 сут	0,53	0,72	⁸⁴ Rb	33 сут	9,6
44	¹⁵² Eu	β-	13 лет	0,54	0,73	¹³⁰ Cs	30 мин	9,8
45	¹⁴⁷ Eu	β+	24 сут	0,55	0,74	¹³² Cs	7 сут	10
46	¹⁵¹ Gd	α	120 сут	0,56	0,75	¹³⁷ Cs	30 лет	10,2
47	¹⁶⁰ Tb	β-	72 сут	0,57	0,76	⁵² Mn	6 сут	10,4
48	¹⁷¹ Tm	β-	2 года	0,58	0,77	²²³ Fr	22 мин	10,6
49	¹⁷⁴ Lu	β+	3 года	0,59	0,78	⁶⁰ Cu	23 мин	10,8
50	²²⁸ Th	α	2 года	0,6	0,79	⁵⁸ Co	71 сут	11
51	²³⁴ Th	β-	24 сут	0,61	0,8	¹⁰³ Ag	66 мин	11,2
52	²³⁰ Pa	α	17 сут	0,62	0,4	⁵⁶ Co	79 сут	11,4
53	²³³ Pa	β-	27 сут	0,63	0,41	¹⁹⁴ Au	40 ч	11,6
54	²³⁰ U	α	21 сут	0,64	0,42	¹⁹⁹ Au	3 сут	11,8
55	²³² U	α	72 года	0,65	0,43	¹¹¹ Ag	8 сут	12
56	²³⁷ U	β-	7 сут	0,66	0,44	²⁸ Mg	21 ч	12,2
57	²³⁵ Np	α	396 сут	0,67	0,45	⁴⁵ Ca	163 сут	12,4
58	²³⁴ Np	β+	4 сут	0,68	0,46	⁸⁹ Sr	51 сут	12,6
59	²³⁹ Np	β-	2 сут	0,69	0,47	⁹⁰ Sr	29 лет	12,8
60	²³⁶ Pu	α	3 года	0,7	0,48	¹³¹ Ba	12 сут	13
61	²⁴¹ Pu	β-	14 лет	0,1	0,49	¹⁴⁰ Ba	13 сут	13,2
62	²⁴⁰ Am	α	51 ч	0,12	0,5	²²³ Ra	11 сут	13,4
63	²⁴⁴ Cm	α	18 лет	0,13	0,51	²²⁸ Ra	6 лет	13,6
64	²⁴⁹ Cm	β-	64 мин	0,14	0,52	⁶⁵ Zn	244 сут	13,8
65	²⁴⁵ Bk	α	5 сут	0,15	0,53	⁷² Zn	47 ч	14
66	²⁵⁰ Cf	α	13 лет	0,16	0,54	¹⁰⁷ Cd	7ч	14,2
67	¹²⁵ Sn	β-	10 сут	0,17	0,55	¹¹⁵ Cd	54 ч	14,4
68	²¹⁰ Pb	β-	22 года	0,18	0,56	¹⁹³ Hg	4 ч	14,6
69	⁹⁵ Zr	β-	64 сут	0,19	0,57	²⁰³ Hg	47 сут	14,8
70	¹⁸¹ Hf	β-	42 сут	0,2	0,58	⁶⁰ Co	5 лет	15
71	³³ P	β-	25 сут	0,22	0,59	¹⁰⁹ In	4 ч	15,2
72	⁷⁴ As	β+	18 сут	0,24	0,6	²⁰² Tl	12 сут	15,4
73	¹²⁵ Sb	β-	60 сут	0,26	0,61	²⁰⁴ Tl	4 года	15,6
74	²⁰⁵ Bi	β+	15 сут	0,28	0,62	⁴⁶ Sc	84 сут	15,8
75	⁴⁸ V	β+	16 сут	0,3	0,63	⁸⁸ Y	107 сут	16
76	⁹⁵ Nb	β-	35 сут	0,32	0,64	⁹¹ Y	59 сут	16,2
77	¹⁸³ Ta	β-	5 сут	0,34	0,65	²²⁵ Ac	10 сут	16,4
78	²¹⁰ Po	α	138 сут	0,36	0,66	²²⁷ Ac	28 лет	16,6
79	¹⁸⁵ W	β-	75 сут	0,38	0,67	¹⁴¹ Ce	325 сут	16,8
80	¹²⁶ I	β+	13 сут	0,4	0,68	¹⁴⁷ Nd	11 сут	17

Дозовые коэффициенты для фотонного излучения радионуклидов

Радионуклид	Тип распада	Энергия, МэВ		Г, Р·см ² ч·мКи	В _{βγ} , Зв·м ² с·Бк	В _{αγ} , Зв·м ² с·Бк
		частиц	γ-излуч.			
Криптон-85	β	0,672	0,51	1,29·10 ⁻²		
Стронций-89	β	1,489/2,8*				
Стронций-90	β	0,546/1,1				
Цирконий-95	β	0,397/1,1	0,739	4,12	3,70·10 ⁻¹⁶	4,99·10 ⁻¹⁴
Молибден-99	β	1,230	0,260	1,68	1,50·10 ⁻¹⁶	1,76·10 ⁻¹⁴
Рутений-103	β	0,225	0,468	2,98	2,68·10 ⁻¹⁶	3,16·10 ⁻¹⁴
Рутений-106	β	0,039/1,4	0,201	1,15	1,03·10 ⁻¹⁶	1,36·10 ⁻¹⁴
Иод-131	β	0,607/0,41	0,380	2,16	1,93·10 ⁻¹⁶	2,56·10 ⁻¹⁴
Теллур-132	β	0,22	0,233	1,76	1,58·10 ⁻¹⁶	1,57·10 ⁻¹⁴
Ксенон-133	β	0,343	0,031	0,505		
Цезий-134	β	0,657	1,55	8,72	7,83·10 ⁻¹⁶	1,05·10 ⁻¹³
Цезий-137	β	0,512	0,564	3,24	2,91·10 ⁻¹⁶	3,81·10 ⁻¹⁴
Барий-140	β	0,989/2,3	0,182	1,14	1,03·10 ⁻¹⁶	1,19·10 ⁻¹⁴
Церий-141	β	0,435	0,076	0,43	3,88·10 ⁻¹⁷	5,14·10 ⁻¹⁵
Церий-144	β	0,316/1,3	0,021	0,13	1,16·10 ⁻¹⁷	1,40·10 ⁻¹⁵
Нептуний-239	β	0,723	0,172	0,82	7,35·10 ⁻¹⁷	1,16·10 ⁻¹⁴
Плутоний-238	α	5,5	1,8·10 ⁻³	2,09·10 ⁻⁴	1,87·10 ⁻¹⁹	1,24·10 ⁻¹⁶
Плутоний-239	α	5,15/5,3	8,0·10 ⁻⁴	4,16·10 ⁻⁴	3,73·10 ⁻²⁰	5,37·10 ⁻¹⁷
Плутоний-240	α	5,123	1,7·10 ⁻³	2,19·10 ⁻⁴	1,96·10 ⁻²⁰	1,17·10 ⁻¹⁶
Плутоний-241	β	4,896	2,5·10 ⁻⁶	1,72·10 ⁻⁴	1,54·10 ⁻²⁰	1,72·10 ⁻¹⁹
Кюрий-242	α	6,07	1,8·10 ⁻³	1,7·10 ⁻⁴	1,52·10 ⁻²⁰	1,24·10 ⁻¹⁶
Углерод-14	β	0,156/0,054				
Фосфор-32	β	1,709/0,69				
Кобальт-60	β	0,318/1,5	2,5	12,9	1,15·10 ⁻¹⁵	1,69·10 ⁻¹³
Таллий-208	β	1,8	0,583			
Полоний-210	α	5,305/55	8,5·10 ⁻⁶	5,5·10 ⁻⁵	4,94·10 ⁻²¹	5,74·10 ⁻¹⁹
Висмут-210	β	4,65				
Висмут-212	α, β	6,051	0,727			
Радон-222	α	5,49				
Радий-226	α	4,6/110	2,44	9,031		
Уран-238	α	4,15				

* – запись в форме 1,489/2,8 означает: числитель – максимальная энергия частицы E; знаменатель – эффективная энергия частицы E_{эф}.

Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-2001)

Наименование продуктов	Ки/кг, Ки/л	Бк/кг, Бк/л
<i>Для цезия - 137</i>		
Вода питьевая	$2,7 \cdot 10^{10}$	10
Молоко и цельномолочная продукция	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Молоко сгущенное и концентрированное	$5,4 \cdot 10^{-9}$	200
Творог и творожные изделия	$1,4 \cdot 10^{-9}$	50
Сыры сычужные и плавленые	$1,4 \cdot 10^{-9}$	50
Масло коровье	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Мясо и мясные продукты, в том числе: говядина, баранина и продукты из них; свинина, птица и продукты из них	$1,4 \cdot 10^{-9}$ $4,9 \cdot 10^{-9}$	500 180
Картофель	$2,2 \cdot 10^{-9}$	80
Хлеб и хлебобулочные изделия	$1,1 \cdot 10^{-9}$	40
Мука, крупы, сахар	$1,6 \cdot 10^{-8}$	60
Жиры растительные	$1,1 \cdot 10^{-8}$	40
Жиры животные и маргарин	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Овощи и корнеплоды	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Фрукты	$1,1 \cdot 10^{-9}$	40
Садовые ягоды	$1,9 \cdot 10^{-9}$	70
Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод садовых	$2,0 \cdot 10^{-9}$	74
Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	$5,0 \cdot 10^{-9}$	185
Грибы свежие	$1,0 \cdot 10^{-7}$	370
Грибы сушеные	$6,8 \cdot 10^{-7}$	2500
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	$1,0 \cdot 10^{-9}$	37
Наименование продуктов	Ки/кг, Ки/л	Бк/кг, Бк/л
Прочие продукты питания	$1,0 \cdot 10^{-8}$	370
<i>Для стронция - 90</i>		
Вода питьевая	$1,0 \cdot 10^{-11}$	0,37
Молоко и цельномолочная продукция	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Хлеб и хлебобулочные изделия	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Картофель	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	$5,0 \cdot 10^{-11}$	1,85

**Основные физические величины, используемые в
радиационной защите, и их единицы**

Физическая величина	Наименование и обозначение единицы		Переход	
	системная	внесистемная	от системной к внесистемной единице	от внесистемной к системной единице
<i>Активность нуклида</i> в радиоактивном источнике – число распадов в единицу времени.	Беккерель (Бк, Вq)	Кюри (Ки, Сu)	1 Бк = 1 расп. в с, 1 Бк = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки	1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
<i>Удельная активность.</i>	Беккерель на килограмм (Бк/кг)	Кюри на килограмм (Ки/кг).	$1 \text{ Бк/кг} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки/кг}$	$1 \text{ Ки/кг} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк/кг}$
<i>Поглощенная доза излучения</i> – количество энергии ионизирующего излучения, поглощенное единицей массы физического тела, например, тканями организма.	Грей (Гр, Gy)	Рад (рад, rad).	1 Гр = 1 Дж / кг; 1 Гр = 100 рад; 1 Дж = 10^5 рад/г	1 рад = 100 эрг/г = 0,01 Гр = 10^2 Дж/кг = 10^{-2} Гр; 1 рад/г = 10^{-5} Дж
<i>Доза эквивалентная</i> – поглощенная доза, умноженная на коэффициент, учитывающий неодинаковую радиационную опасность разных видов ионизирующего излучения (см. табл. 8П).	Зиверт (Зв, Sv)	Бэр (бэр, rem)	1 Зв = 1 Гр = 1 Дж/кг = 100 бэр (для β- и γ излучения); $1 \text{ Зв} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$	1 бэр = 0,01 Зв = 10 мЗв
<i>Экспозиционная доза</i> излучения. Отношение суммарного заряда всех ионов одного знака, возникающих при полном торможении электронов и позитронов, образованных фотонами в элементарном объеме воздуха, к массе воздуха в этом объеме.	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	$1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р} = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р}$	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$
<i>Мощность дозы облучения</i> - доза, полученная организмом за единицу времени.	Грей в секунду (Гр/с = Дж/кг·с = Вт/кг); Зиверт в секунду (Зв/с), Ампер на килограмм (А/кг)	Рад в секунду (рад/с), Бэр в секунду (бэр/с), Рентген в секунду (Р/с)	1 Гр/с = 100 рад/с, 1 Гр/с = 1 Зв/с = 100 Р/с (для β- и γ- излучения); 1 Зв/с = 100 бэр/с 1 А/кг = 3876 Р/с.	1 рад/с = 0,01 Гр/с, 100Р/с = 1 Зв/с = 1 мкГр/с.
<i>Удельная поверхностная активность</i> радионуклида	Беккерель на квадратный метр	Кюри на квадратный километр	$1 \text{ Ки/км}^2 = 3,7 \cdot 10^4 \text{ Бк/м}^2$	$1 \text{ Бк/м}^2 = 2,7 \cdot 10^{-5} \text{ Ки/км}^2$

да.	(Бк/м ²)	(Ки/км ²)		
Интегральная доза	Грей-килограмм (Гр-кг)	Рад-грамм (Рад-г)		1 рад-г = 10 ⁻⁵ Гр-кг

Таблица 9П

Взвешивающий радиационный коэффициент (W_R)

Вид и энергия излучения	Радиационный коэффициент W_R
Фотоны всех энергий	1
Электроны и мюоны всех энергий	1
Нейтроны с энергией:	
менее 10 кэВ	2
10-100 кэВ	4
более 100 кэВ до 2 МэВ	12
более 2 МэВ до 20 МэВ	8
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5
α -частицы, продукты деления, тяжелые ядра	20

Таблица 10П.

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, W_T

Органы, ткани	Коэффициент
Гонады (половые железы)	0,2
Красный костный мозг	0,12
Толстый кишечник	0,12
Желудок	0,12
Лёгкие	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Головной мозг	0,025
Остальные ткани	0,05 ¹⁹

¹⁹ Это значение распределяется поровну между пятью оставшимися органами и тканями.

Исходные данные для практической работы № 3

№ п/п	Задача 1			
	Г, (Р см ²) / (ч · мКи)	А, мКи	t, ч	R, см
1	3,24 (цезий-137)	5	250	300
2	9,03 (радий-226)	12	500	180
3	13,85 (кобальт-60)	15	200	200
4	9,03 (радий-226)	10	600	150
5	3,24 (цезий-137)	9	400	130
6	13,85 (кобальт-60)	2	700	100
7	9,03 (радий-226)	12	2000	20
8	13,85 (кобальт-60)	10	250	160
9	9,03 (радий-226)	8	280	90
10	13,85 (кобальт-60)	15	260	30
11	3,24 (цезий-137)	7	2000	150
12	13,85 (кобальт-60)	2	3000	90
13	9,03 (радий-226)	5	600	40
14	13,85 (кобальт-60)	10	1000	100
15	3,24 (цезий-137)	10	1600	130
16	9,03 (радий-226)	11	2000	160
17	13,85 (кобальт-60)	2	3000	80
18	3,24 (цезий-137)	4	600	70
19	13,85 (кобальт-60)	4	1200	150
20	9,03 (радий-226)	10	3500	150
21	13,85 (кобальт-60)	1	550	50
22	3,24 (цезий-137)	3	4000	60
23	13,85 (кобальт-60)	4	1500	40
24	9,03 (радий-226)	2	1000	200
25	3,24 (цезий-137)	3	5500	30
26	9,03 (радий-226)	6	4300	80
27	13,85 (кобальт-60)	8	7000	100
28	3,24 (цезий-137)	20	3000	70
29	13,85 (кобальт-60)	12	1600	60
30	9,03 (радий-226)	16	8000	50

Таблица 12П

Данные для решения задачи 2 и 3

№ п/п	Задача 2		Задача 3					
	A_{0s} , Ки/км ²	t, лет	V, литр молока в сутки	M, кг/сутки	A_v , Бк/л	A_m , Бк/кг	B_{ig} , мЗв/Бк	Продукты питания
1	40	60	2	0,2	400	600	$1,4 \cdot 10^{-5}$	говядина
2	30	70	0,5	0,5	300	800	$1,4 \cdot 10^{-5}$	баранина
3	35	60	1	2,2	150	130	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
4	25	65	—	1,5	—	185	$1,4 \cdot 10^{-5}$	птица
5	20	70	0,2	0,2	550	1500	$1,4 \cdot 10^{-5}$	грибы
6	20	75	0,3	—	12	—	$3,5 \cdot 10^{-5}$	молоко
7	15	60	0,1	0,1	120	800	$1,4 \cdot 10^{-5}$	грибы
8	19	70	0,25	1,5	135	180	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
9	22	60	1,5	1,7	170	185	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
10	33	65	1,3	0,5	160	550	$1,4 \cdot 10^{-5}$	говядина
11	34	75	1,2	0,8	185	150	$1,4 \cdot 10^{-5}$	свинина
12	24	60	1,9	0,3	127	580	$1,4 \cdot 10^{-5}$	баранина
13	23	67	1,2	0,7	111	650	$1,4 \cdot 10^{-5}$	говядина
14	40	68	0,5	1,0	172	80	$1,4 \cdot 10^{-5}$	фрукты
15	39	70	0,65	—	8	—	$3,5 \cdot 10^{-5}$	молоко
16	39	60	1,27	1,3	136	125	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
17	38	65	2,2	1,25	122	85	$1,4 \cdot 10^{-5}$	картофель
18	28	50	—	1,33	—	110	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
19	26	50	0,56	0,85	140	120	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
20	28	65	1,36	0,5	112	700	$1,4 \cdot 10^{-5}$	баранина
21	27	70	1,8	0,2	132	200	$1,4 \cdot 10^{-5}$	клюква
22	35	50	1,2	0,5	5	8	$3,5 \cdot 10^{-5}$	картофель
23	27	50	1,5	0,5	122	60	$1,4 \cdot 10^{-5}$	творог
24	28	70	1,7	0,6	4	7	$3,5 \cdot 10^{-5}$	мука
25	29	70	1,0	1,3	121	140	$1,4 \cdot 10^{-5}$	овощи
26	21	55	0,5	—	5	—	$3,5 \cdot 10^{-5}$	молоко
27	22	65	0,4	0,5	118	70	$1,4 \cdot 10^{-5}$	фрукты
28	23	60	0,8	0,2	136	300	$1,4 \cdot 10^{-5}$	черника
29	24	70	1,0	0,1	120	190	$1,4 \cdot 10^{-5}$	земляника
30	25	70	2,0	0,3	120	900	$1,4 \cdot 10^{-5}$	баранина

Примечание:

$B_{ig} = 1,4 \cdot 10^{-5}$ мЗв/Бк – для цезия-137;

$B_{ig} = 3,5 \cdot 10^{-5}$ мЗв/Бк – для стронция-90.

Таблица 13П

Данные для решения задачи 4

№ п/п	Задача 4							
	$A_s,$ Ки/км ²	$t_n,$ лет	$t_k,$ лет	$t_{жд},$ ч	$K_{жд}$	$t_{пз},$ ч	$K_{пз}$	$t_{ом},$ ч
1	1	10	60	8	10	8	5	8
2	2	1	70	8	13	6	7	10
3	3	0	60	8	15	10	5	6
4	4	0	60	8	8	6	6	10
5	5	1	70	8	6	8	7	8
6	6	5	50	10	7,5	6	7	8
7	7	1	65	8	8	8	5	8
8	8	0	72	8	8	6	9	10
9	9	0	68	8	10	8	8	8
10	10	1	56	10	26	6	7	8
11	11	0,5	30	8	44	10	7	6
12	12	0	75	10	30	6	6	8
13	13	10	65	8	2	8	7	8
14	14	2	70	10	6	6	8	8
15	15	10	60	8	2	4	8	12
16	16	5	50	8	7,7	8	8	8
17	17	2	60	8	2	4	7	12
18	18	10	55	8	6	10	6	6
19	19	0,5	60	8	2	8	5	8
20	20	0	55	10	15	6	5	8
21	21	1	65	8	10	10	7	6
22	22	5	70	8	9	6	5	10
23	23	0	20	10	13	6	9	8
24	24	10	54	10	7	6	5	8
25	25	3	60	8	44	10	7	6
26	26	5	45	10	8	6	6	8
27	27	10	40	10	50	6	9	8
28	28	0	70	8	8	10	5	6
29	30	0	50	10	75	6	10	8
30	40	10	50	8	68	10	5	6

Принятые допущения:

1. $T_{реж} = 24$ ч.
2. В задаче не учитывается время пребывания и коэффициент защищенности защитного сооружения.
3. В задаче не учитывается время пребывания и коэффициент защищенности при поездке в транспорте.
4. В задаче учтено только гамма-излучение.

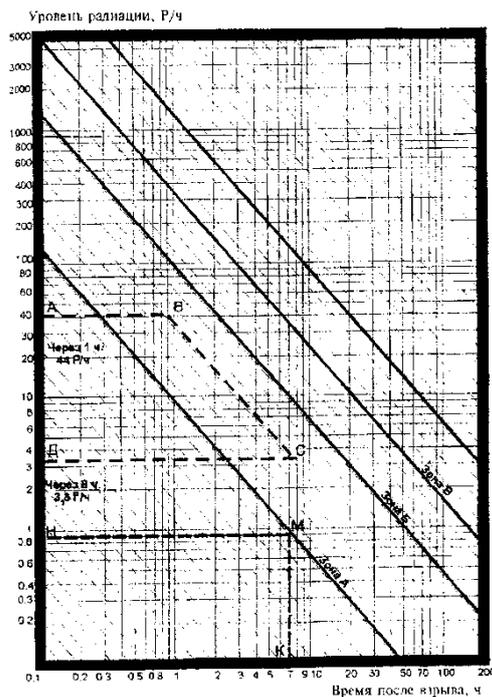


Рис. 2П. Пересчет уровней радиации с одного времени, прошедшего после взрыва, на другое время

Таблица 14П

Дозы внутреннего (ингаляционного) поражения людей, Гр

Эл. реакт., МВт	Расстояние от поврежденного реактора, км													
	6	8	10	16	18	20	25	30	40	50	60	70	80	100
440	67	44	31	13	12	10	6,50	4,50	2,50	1,70	0,80	0,50	0,30	0,15
1000		100	71	30	27	22	15	10	5,5	3	2	1,2	0,75	0,30
1500				44	33,5	27	22	15,5	8	4,7	3	1,8	1,1	0,50
2000				58	54	45	30	20	11	6,5	4	2,5	1,5	0,60
3000				87	81	67	44	31	16,5	9,5	4,7	3,7	2,2	1,0
4000						90	59	41	22	12,5	7,5	4,7	3,0	1,2

Таблица 15П

Размеры зон возможного ингаляционного радиоактивного облучения, км

Электрич. мощность реактора, МВт	Диаметр круга	Зона поражения					
		Легкой степени (цвет синий)		Средней степени (цвет желтый)		Тяжелой степени (цвет коричневый)	
		длина	ширина	длина	ширина	длина	ширина
440	1,9	30	3,3	20	2,5	10	1,9
1000	2,6	46	4,3	30	3,3	17	2,6

1500	2,7	55	4,8	36	3,5	21	2,7
2000	2,8	63	5,3	40	3,9	24	2,8
3000	3,3	70	5,4	50	4,5	29	3,3
4000	3,6	78	5,5	56	4,8	34	3,6

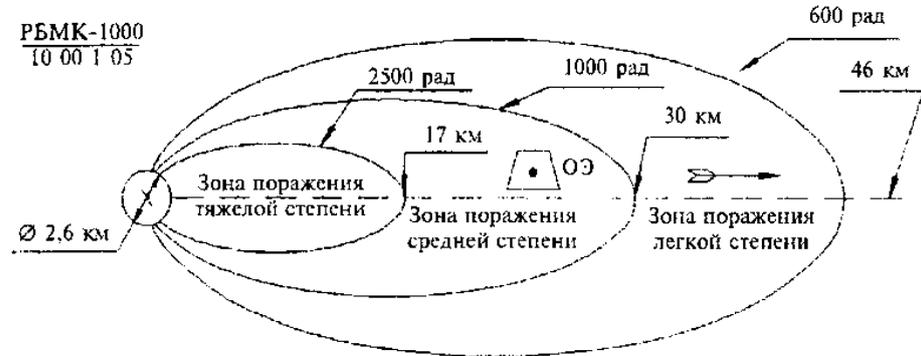


Рис. 3П. Зона ингаляционного поражения при аварии на АЭС

Таблица 16П

Возможные потери незащищенных людей в зависимости от полученной ими дозы ингаляционного (внутреннего) облучения

Величина дозы, Гр	Потери, %	Степень поражения; срок сохранения работоспособности, сут.
3	1	Легкая; до 10
4	1,8	
5	2,8	
6	4	
7	5,5	
9	9	Средняя; до 7
10	11,3	
13	19	
16	29	
17	32,7	
18	36,6	Тяжелая; до 7
19	41	
20	45	
25	70	
27	82	
28	88	
30	100	

Таблица 17П

Коэффициенты ослабления доз радиации ($K_{осл}$)

На открытой местности	1
Автомобиль, крытый вагон	2
Бульдозер, авто грейдер	4
Открытые щели, траншеи	3...4
Деактивированные щели, траншеи	20
Перекрытые щели, траншеи	40
Укрытия, убежища	400...1000
Производственное здание, цех	5...8
Дома жилые каменные: одноэтажные трехэтажные пятиэтажные	10...13/40...50 20...30/400...600 25...50/400...600
Дома жилые деревянные: одноэтажные двухэтажные	2/7 7...13/12...16

Примечание. Числителем показан диапазон изменения $K_{осл}$ для этажей дома, а знаменателем – для подвала. Нижняя граница диапазона характеризует $K_{осл}$ нижних этажей (например, для 3-этажного цеха).

Таблица 18П

Дозы внешнего облучения, Гр, при открытом расположении людей

Эл. мощность реактора, МВт	Расстояние от реактора, км							
	5	10	20	25	30	40	50	70
440	0,65	0,26	0,12	0,09	0,04	0,03	0,02	0,01
1000	1,5	0,60	0,28	0,21	0,12	0,10	0,09	0,06
1500	2,25	0,90	0,42	0,31	0,15	0,12	0,11	0,10
4000	6	2,4	1,10	0,85	0,40	0,30	0,25	0,21

Таблица 19П

Размеры зон радиоактивного загрязнения, км, при аварии на реакторе

Эл. мощность реактора, МВт	Г (чрезвычайно опасного)		В (опасного загрязнения)		Б (сильного загрязнения)		А (умеренного загрязнения)	
	длина	ширина	длина	ширина	длина	ширина	длина	ширина
440	60	7,5	140	18	200	25	340	42
1000	120	15	190	24	250	31	400	50
2000	160	20	230	29	300	37	440	55
3000	180	22	260	32	320	40	460	56
4000	200	25	270	34	340	42	480	60

Таблица 20П

Уровни радиации, рад/ч, на оси следа через 1 ч после аварии

Эл. мощн. МВт	Расстояние от аварийного реактора, км											
	10	20	30	40	50	60	70	100	150	200	300	500
440	200	170	145	120	100	90	75	45	20	9	1,7	0,06
1000	460	390	330	280	235	200	170	100	45	20	4	0,14
1500	690	580	500	420	360	300	250	150	70	30	6	0,2
2000	920	780	660	560	470	400	340	200	90	40	8	0,3
3000	1370	1160	990	840	710	600	510	310	140	60	12	0,4
4000	1830	1150	1320	1120	950	800	680	410	180	80	15	0,55

Таблица 21П

Суммарные людские потери от радиации, %, в зависимости от полученной ими дозы облучения

Доза облучения, Гр	При однократном облучении до:	Продолжительность, Т	Время выхода из строя после начала облучения, %						Смертность облучаемых, %
			часы			сутки			
			Дождь 3	6	12	1	14	30	
1	4 сут.	до 4 сут.	-	-	-	-	-	Един. случаи	
1,25	4 сут.	до 4 сут.	-	-	-	-	-	5	
1,5	4 сут.	до 4 сут.	-	-	-	-	-	15	
1,75	4 сут.	до 30 мин	1	3	3	3	3	32	
		1 ч	-	3	3	3	3	32	
		2 ч	-	1	3	3	3	32	
		3 ч	-	1	3	3	3	32	
		6 ч	-	-	3	3	3	32	
		12 ч	-	-	1	3	3	32	
		1 сут	-	-	-	2	3	32	
		4 сут	-	-	-	1	3	32	
2	4 сут.	до 20 мин	3	5	5	5	5	50	Единичные случаи
		30 мин	2	5	5	5	5	50	
		1 ч	1	5	5	5	5	50	
		2 ч	-	1	5	5	5	50	
		3 ч	-	3	5	5	5	50	
		6 ч	-	-	5	5	5	50	
		12 ч	-	-	2	5	5	50	
		1 сут	-	-	-	4	5	50	
4 сут	-	-	-	2	5	50			
2,5	1 ч	10 мин	8	10	10	10	10	85	10

	20 мин	7	10	10	10	10	85	
	30 мин	6	10	10	10	10	85	
	1 ч	4	10	10	10	10	100	
	2 ч	1	9	10	10	10	100	

Продолжение таблицы 21П

Доза облучения, Гр	При однократном облучении до:	Продолжительность, Т	Время выхода из строя после начала облучения, %						Смертность облучаемых, %
			часы			сутки			
			Дождь 3	6	12	1	14	30	
3	-	1 ч	10	20	20	20	20	100	20
		3 ч	2	15	20	20	20	100	
		12 ч	-	6	15	20	20	100	
		4 сут	-	3	7	12	20	100	
4	-	1 ч	25	40	40	40	40	100	40
		6 ч	2	16	34	40	40	100	
		12 ч	-	7	18	28	40	100	
5	-	1 ч	45	60	60	60	60	100	70
		10ч	12	33	53	60	60	100	
		4 сут	2	16	32	45	60	100	
6	-	1 ч	64	64	80	80	85	100	100
		6 ч	23	23	73	80	85	100	
		4 сут	9	9	28	48	85	100	

Таблица 22П

Режимы работы при авариях на радиационно опасных объектах

№ режима	Уровень радиации после аварии, рад/ч	Время начала после аварии, ч, мин	№ смены	Продолжительность работы смены, ч, при каждом выходе							
				1-й выход	2-7-й выходы						
1	5	0,13	1	2	8	8	8	8	8	8	6
			2	8	8	8	8	8	8	8	0
3	10	0,43	1	2	8	8	8	5,5	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения
			2	8	8	8	8	0			
			3	8	8	8	8	0			
9	40	3,46	1	2	8	8	8	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	
			2	3,4	8	8	0				
			3	6,2	8	8	0				
			4	8	8	8	0				
11	50	4,43	1	2	8	8	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения		
			2	3,1	8	8					
			3	5	8	8					
			4	8	8	2,2					
			5	8	8	0					
17	150	13,08	1	2	3,6	3,8	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после дозы облучения		
			2	2,4	4	4					
			3	2,8	4,4	4,3					
			4	3,4	4,9	4,5					
			5	4,1	5,5	5					
			6	5	6,2	0					

			7	6,1	6,9	0			
21	350	27,40	1	2	2,2	1,7			
			2	2,2	2,3	1,7			
			3	2,4	2,4	1,8			
			4	2,6	2,5	1,8			

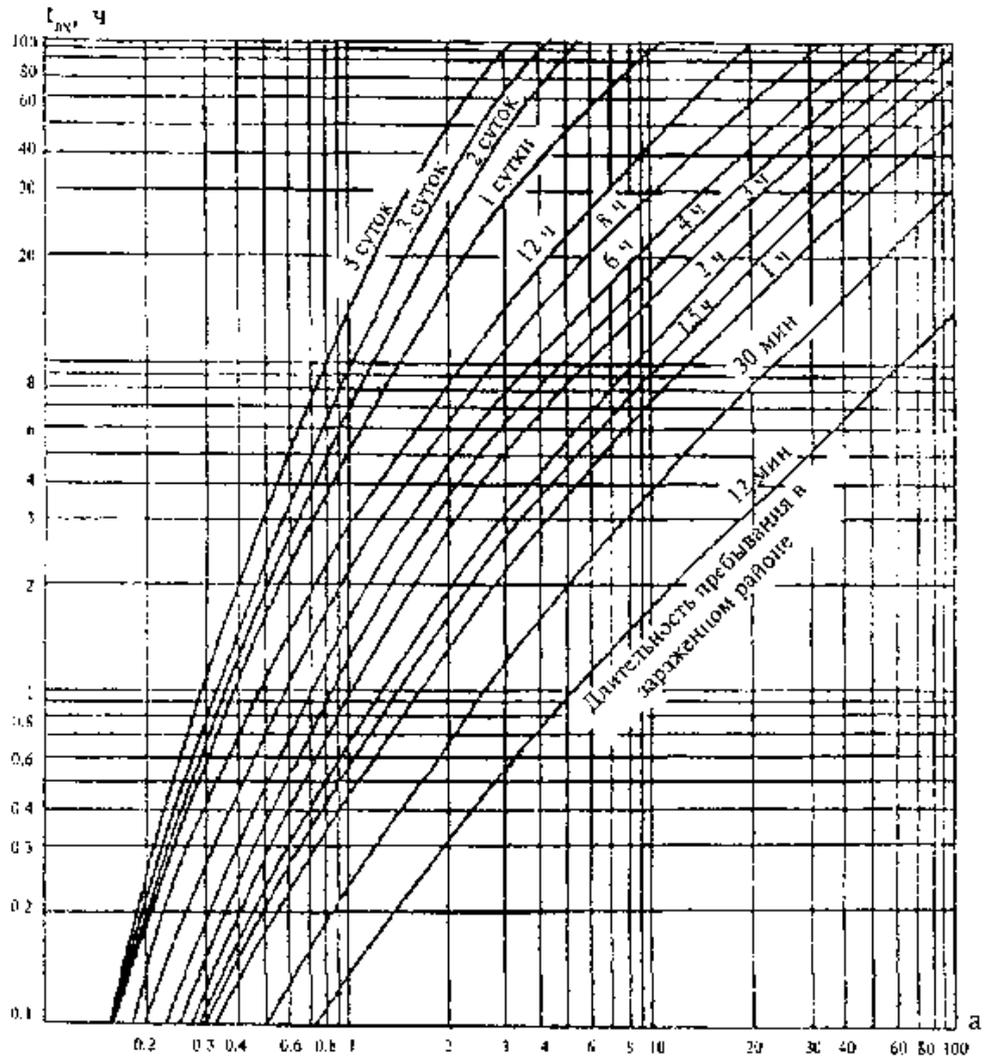


Рис. 4П. График для определения времени начала работ на загрязненной местности

Таблица 23П

**Допустимое время пребывания на загрязненной радиоактивными
веществами местности**

	Время прошедшее с момента взрыва до начала облучения							
	минуты			часы				
	15	30	45	2	3	4	6	10
0,2	0,25	0,20	0,15	0,15	0,15	0,15	0,15	0,15
0,3	0,45	0,30	0,25	0,20	0,20	0,20	0,20	0,20
0,4	1,45	0,40	0,35	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25
0,5	3,45	1,00	0,45	0,35	0,35	0,30	0,30	0,30
0,6	8 сут.	1,25	1,00	0,40	0,45	0,40	0,40	0,40
0,7	Без огранич.	2,00	1,15	0,50	0,50	0,45	0,45	0,45
0,8		2,55	1,45	1,00	1,00	0,50	0,50	0,50
0,9		4,00	2,00	1,10	1,10	1,00	1,00	0,55
1		6,00	2,45	1,20	1,20	1,20	1,10	1,00
2		30,00	4,00	3,10	2,45	2,30	2,10	
2,5		5 сут	6,30	4,30	3,50	3,15	2,50	
3		10,00	6,00	5,00	4,00	3,30		
4		24,00	11,00	8,00	6,00	6,00		
6		36,00	20,00	12,00	8,00			
10		40,00	21,00					

Здесь К – коэффициент ослабления радиации (табл. 17П);

Д – допустимая (заданная) доза облучения, Гр;

$P_{вх}$ – уровень радиации в момент входа в зараженный район, Р/ч.

Таблица 24П

**Данные о суммарном выбросе радионуклидов во время аварии на
Чернобыльской АЭС**

Выброс	Радионуклиды	Количество · 10 ¹⁸ Бк
Суммарный	≈30	14
Благородные газы	Ксенон, криптон	5,3
Элементы с атомной мас- сой ~130	Йод, теллур, цезий, барий, церий	
Элементы с атомной массой ~ 90	Стронций, ниобий, молибден, цир- коний	2,1
Уран и трансурановые элемен- ты	Плутоний, нептуний, кюрий	0,5
Долгоживущие изотопы	Йод-129 ($T_{1/2}$ 15,7 млн. л.), третия ($T_{1/2}$ 12,3 г), углерода ($T_{1/2}$ 5,73 тыс. л)	0,01

Состав Чернобыльского радиоактивного выброса

Номер варианта	Радионуклид	Активность (А), Бк·10 ¹⁶	Масса, г	Период полураспада (Т _{1/2})	Период полувыведения (Т _δ)
1	Криптон-85	3,3	0,26	10,72 г	
2	Стронций-89	20	186	50,5 дн.	1,8·10 ⁴
3	Стронций-90	2	4000	29,1 г	1,8·10 ⁴
4	Цирконий-95	35	440	64 дн.	7
5	Молибден-99	29	11,3	2,75 дн.	
6	Рутений-103	33	275	39,3 дн.	
7	Рутений-106	17	1370	368 дн.	35
8	Иод-131	65	142	8,05 дн.	138
9	Теллур-132	11	9,8	3,26 дн.	
10	Ксенон-133	170	246	5,25 дн.	
11	Цезий-134	4,7	980	2,06 г	70
12	Цезий-137	8,7	27000	30 лет	70
13	Барий-140	43,5	160	12,7 дн.	65
14	Церий-141	26,5	173,5	32,5 дн.	
15	Церий-144	25,6	2160	284 дн.	563
16	Нептуний-239	1,1	0,9	2,35 дн.	
17	Плутоний-238	0,008	125	87,74 г	
18	Плутоний-239	0,006	26400	24390 лет	7,3·10 ⁴
19	Плутоний-240	0,008	9470	6537 лет	
20	Плутоний-241	1,4	3665	14,4 г	
21	Кюрий-242	0,21	11,8	163 дн.	
22	Углерод-14			5570 лет	10
23	Фосфор-32	1,05		14,3 дн.	19
24	Кобальт-60	4,18·10 ⁻³	5,27 г		60
25	Таллий-208		3,06 мин.		
26	Полоний-210	1,66·10 ⁻²	138,4 дн.		50
27	Висмут-210		5 дн.		
28	Висмут-212			60,6 мин.	
29	Радон-222			3,82 дн.	
30	Радий-226	3,65·10 ⁻⁶		1600 лет	8,1·10 ³
31	Нептуний-237			2,4·10 ⁶ лет	
32	Уран-238	1,23·10 ⁻¹²		4,5·10 ⁹ лет	6

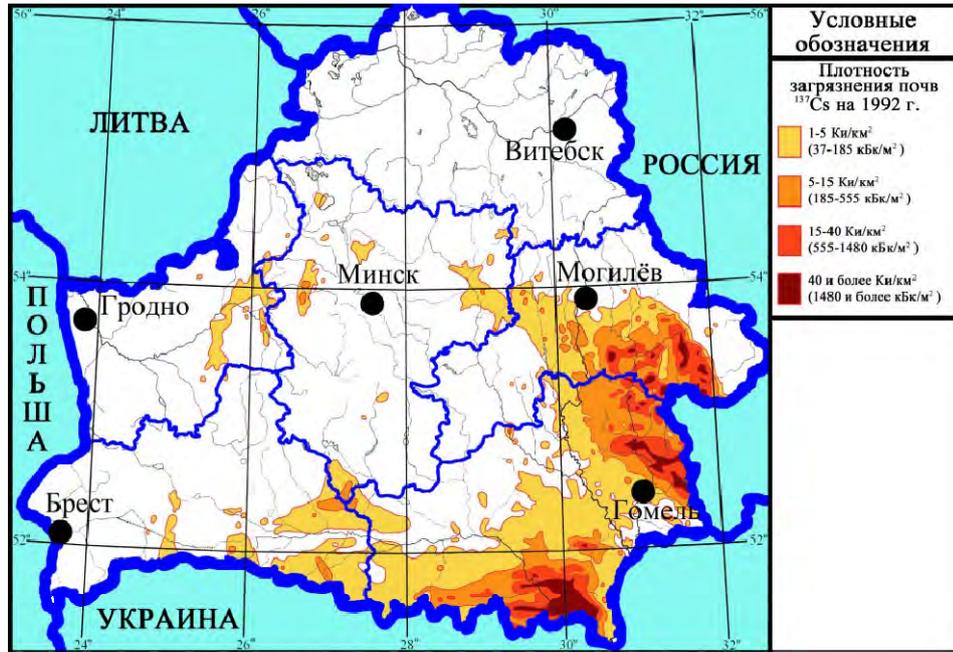
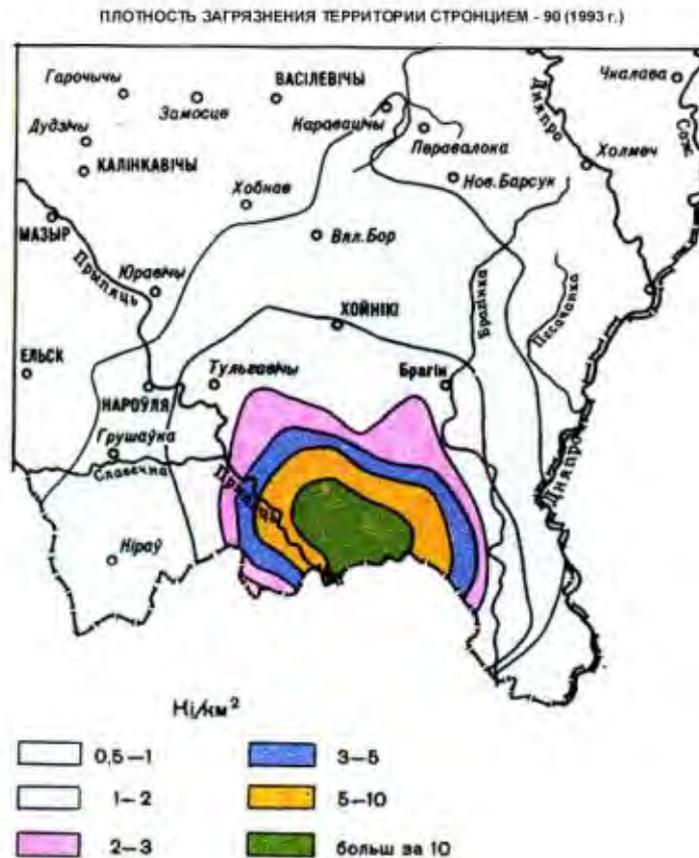
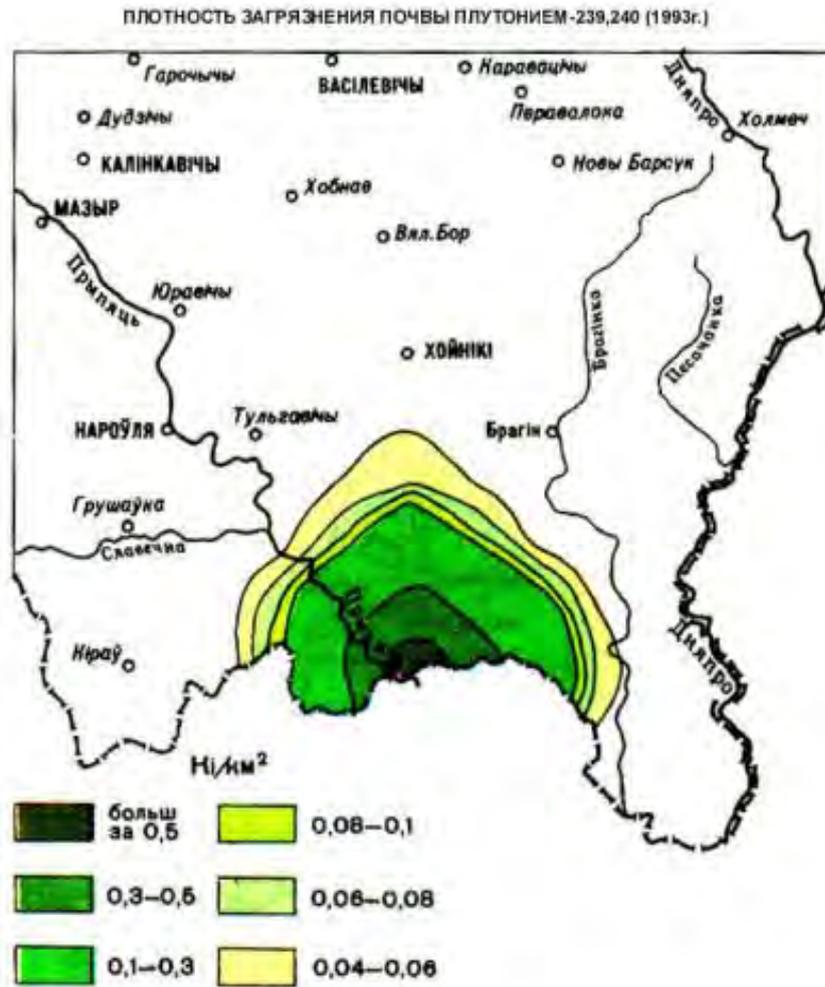


Рис. 5П. Загрязнение территории Беларуси цезием-137



www.chernobyl.by

Рис. 6П. Загрязнение территории Беларуси стронцием-90



www.chernobyl.by

Рис. 7П. Загрязнение территории Беларуси плутонием-239, 240

Исходные данные для практической работы № 7

N п/п	Задача 1				Задача 2	
	Время измерения мощности экспозиционной дозы на объекте, ч. мин		Мощность экспозиционной дозы, Р/ч		Время, прошедшее с момента взрыва до начала облучения, ч	Время пребывания на радиоактивно зараженной местности, ч
	первое измерение, t ₁	второе измерение, t ₂	при первом измерении, \dot{X}_1	при втором измерении, \dot{X}_2		
1	2	3	4	5	6	7
1	10-30	11-00	60,1	48,1	3	5
2	6-45	7-00	107,3	85,9	2	6
3	8-00	8-15	40,9	34,8	1	4
4	9-35	10-20	153,9	100,0	5	7
5	6-15	6-30	76,6	61,4	1	6
6	8-00	8-10	67,7	60,9	3	7
7	11-50	12-20	133,6	106,9	4	5
8	17-15	18-00	92,3	60,0	2	4
9	8-50	9-05	51,1	43,5	2	8
10	15-45	16-30	102,7	82,2	6	7
11	7-00	7-10	115,8	104,3	3	5
12	13-45	14-00	107,3	85,9	3	8
13	13-00	13-15	89,1	80,2	6	7
14	11-25	11-35	79,6	75,7	4	5
15	8-25	8-40	76,7	61,4	1	5
16	79-35	9-50	92,0	78,3	3	6
17	11-15	12-00	118,5	88,9	8	7
18	10-00	10-30	133,3	100,0	4	8
19	8-05	8-20	122,7	104,3	3	5
20	7-00	7-30	81,8	49,1	1	7
21	9-30	9-45	106,6	80,0	4	5
22	9-00	9-45	58,2	46,6	4	6
23	8-15	8-30	23,7	21,4	2	7
24	10-10	10-20	35,0	33,3	2	9
25	11-20	11-50	147,2	110,4	4	10
26	7-20	7-35	56,8	45,5	3	6
27	9-50	10-05	65,7	49,3	4	7
28	11-05	11-50	40,9	26,6	3	6
29	8-20	8-35	38,8	31,1	3	4
30	12-15	12-45	26,1	22,2	2	4

Определение времени, прошедшего с момента взрыва

Отношение мощностей экспозиционных доз при втором и первом измерениях, \dot{X}_1 / \dot{X}_2	Время между двумя измерениями, ч, мин			
	10 мин	15 мин	30 мин	45 мин
0,95	4 ч	6 ч	12 ч	18 ч
0,90	2 ч	3 ч	6 ч	9 ч
0,85	1 ч 20 мин	2 ч	4 ч	6 ч
0,80	1 ч	1 ч 30 мин	3 ч	4 ч 30 мин
0,75	50 мин	1 ч 15 мин	2 ч 30 мин	3 ч 30 мин
0,70	40 мин	1 ч	2 ч	3 ч
0,65	35 мин	50 мин	1 ч 40 мин	2 ч 30 мин
0,60	30 мин	45 мин	1 ч 30 мин	2 ч 30 мин
0,55	–	40 мин	1 ч 20 мин	1 ч 50 мин

0,50	–	35 мин	1 ч 10 мин	1 ч 45 мин
------	---	--------	------------	------------

Таблица 28П

Коэффициент пересчета К мощности экспозиционной дозы на один час после взрыва

Время, прошедшее после взрыва, ч	Поправочный коэффициент, К	Время, прошедшее после взрыва, ч	Поправочный коэффициент, К	Время, прошедшее после взрыва, ч	Поправочный коэффициент, К
0,5	0,44	6	8,59	16	27,86
1	1	7	10,33	17	29,95
1,5	1,63	8	12,13	18	32,08
2	2,30	9	13,96	19	34,24
2,5	3,00	10	15,85	20	36,41
3	3,74	11	17,77	24	45,31
3,5	4,50	12	19,72	30	59,23
4	5,28	13	21,71	36	73,72
4,5	6,08	14	23,73	48	104,1
5	6,90	15	25,73	72	169,3

Таблица 29П

Экспозиционные дозы излучения (X_{100}) на открытой местности для заданного времени пребывания людей при мощности экспозиционной дозы 100 Р/ч на 1 ч после взрыва, Р

Время, прошедшее с момента взрыва до начала облучения, ч	Время пребывания на радиоактивно зараженной территории, ч																
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	12	14	16	18	20	22	24
1	64,8	98,8	121	138	151	161	170	178	184	190	201	209	216	222	228	233	237
2	34,0	56,4	72,8	85,8	96,4	105	113	119	125	131	140	148	155	161	166	170	174
3	22,4	38,8	52,8	62,4	71,2	77,8	84,6	91,9	95,8	100	110	117	124	130	134	138	142
4	16,4	29,4	40,2	49,2	56,6	63,4	69,4	74,7	79,4	83,8	91,6	93,3	104	109	114	118	122
5	13,0	23,6	32,4	40,0	46,8	52,8	58,0	62,8	67,2	71,2	78,5	84,7	90,2	95,3	99,8	104	108
6	10,6	19,4	27,0	33,8	39,8	45,0	49,8	54,2	58,2	62,0	68,7	77,5	79,8	84,6	88,9	92,9	96,6
7	9,0	16,5	23,3	29,3	34,6	39,4	43,9	47,8	51,6	55,1	61,6	66,7	71,6	76,1	80,2	88,8	87,2
8	7,5	14,4	20,4	25,6	30,4	34,8	38,8	42,6	46,1	49,3	55,1	60,4	65,2	69,5	73,5	77,2	80,5
9	6,8	12,8	18,1	22,9	27,4	31,3	35,1	38,6	41,8	45,3	50,4	55,2	59,6	63,7	67,3	70,5	73,4
10	6,0	11,2	16,0	20,4	24,5	28,2	31,7	34,9	37,9	40,7	46,0	50,8	55,1	59,7	62,8	66,2	69,4

Данные к решению задач 3 и 4

N п/п	Задача 3	Задача 4			Задача 5
	Заданная доза облучения, N _{зад} , бэр	Количество рабочих и служащих на объекте N, чел	Ранее полу- ченная доза, N _{рп} , бэр	Время, про- шедшее после первого облуче- ния, недели	K _{осл} радиации за- щитными соору- жениями
1	2	3	4	5	6
1	25	360	25	3	160
2	15	280	30	5	90
3	23	400	30	4	70
4	30	420	40	5	80
5	35	340	18	4	200
6	15	260	28	8	200
7	30	370	23	3	1100
8	25	430	8	2	1000
9	20	300	30	9	90
10	21	440	22	4	1600
11	18	500	20	9	150
12	20	460	33	6	1400
13	30	390	36	7	180
14	25	460	28	4	190
15	14	375	36	8	1800
16	20	416	33	7	90
17	14	400	36	5	90
18	30	470	22	2	1200
19	25	395	38	4	1300
20	29	600	34	5	150
21	30	300	30	4	85
22	15	320	18	4	160
23	30	218	16	3	1250
24	11	350	30	3	400
25	23	120	30	4	180
26	20	100	40	4	200
27	28	80	35	3	100
28	15	150	28	5	300
29	18	388	38	2	400
30	30	250	40	3	200

Таблица 31П.

Допустимое время пребывания людей на радиоактивно загрязненной территории

Значение соотношения $\frac{X_{зад}}{X_{вх}}$	Время, прошедшее после взрыва до начала облучения, ч												
	0,5	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	12	24
	Допустимое время пребывания на местности, зараженной радиоактивными веществами, ч, мин												
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
0,2	0-15	0-14	0-13	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12	0-12
0,3	0-22	0-22	0-20	0-19	0-19	0-19	0-19	0-19	0-18	0-18	0-18	0-18	0-18
0,4	0-42	0-31	0-26	0-26	0-25	0-25	0-25	0-25	0-25	0-25	0-25	0-24	0-24
0,5	1-02	0-42	0-35	0-34	0-32	0-32	0-32	0-31	0-31	0-31	0-31	0-31	0-30
0,6	1-26	0-54	0-44	0-41	0-39	0-39	0-38	0-38	0-37	0-37	0-37	0-37	0-37
0,7	2-05	1-08	0-52	0-49	0-47	0-46	0-45	0-45	0-44	0-44	0-44	0-44	0-43
0,8	2-56	1-23	1-02	0-57	0-54	0-53	0-52	0-51	0-51	0-51	0-50	0-50	0-49
0,9	4-09	1-42	1-12	1-05	1-02	1-00	0-59	0-58	0-57	0-57	0-57	0-57	0-55
1,0	5-56	2-03	1-23	1-14	1-10	1-08	1-06	1-05	1-05	1-04	1-04	1-03	1-02
2,0	Без ограничений	11	4-06	3-13	2-46	2-35	2-29	2-24	2-20	2-18	2-16	2-13	2-06
2,5		31	6-26	4-28	3-48	3-28	3-16	3-08	3-03	2-59	2-55	2-51	2-40
3,0		Без ограничений	9-54	6-09	5-01	4-28	4-10	3-58	3-49	3-43	3-38	3-30	3-14
4,0			23	11-05	8-12	6-57	6-10	5-50	5-33	5-19	5-10	4-58	4-26
6,0			193	35-35	19-48	14-4	12	11	10	9-24	8-57	8-19	7-01
10,0		Без ограничений	Без ограничений			124	59	38	30	25	22	21	18

Примечание:

$X_{зад}$ – заданная (установленная) экспозиционная доза излучения;

$K_{осл}$ – коэффициент ослабления дозы радиации зданиями, сооружениями;

$X_{вх}$ – мощность экспозиционной дозы в момент входа в зону заражения (начало облучения).

Таблица 32П

Значение остаточных эквивалентных доз облучения в зависимости от времени

	Время, прошедшее после облучения, недели													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
Остаточная доза ($H_{ост}$) радиации (доля от ранее полученной), %	90	75	60	50	42	35	30	25	20	17	15	13	11	10

Примечание:

1. Остаточная доза ($D_{ост}$) – это доза в процентах от полученной дозы в результате облучения, не восстановленная организмом к данному сроку.

2. В первые четверо суток после облучения восстановление организма не происходит.

3. Все возможное восстановление организма происходит примерно за три месяца. Около 10% радиационного поражения не восстанавливается (необратимая часть).

4. При повторном облучении остаточная доза суммируется с вновь полученной дозой.

Возможные радиационные потери при однократном (до 4-х суток) облучении

Суммарная доза H_{Σ} , бэр	Выход из строя, % ко всем облученным в течение времени, отсчитываемого от конца облучения				Смертельный исход лучевой болезни от всего количества пораженных, %	Заболевания человека и их последствия
	двое суток	вторая и третья неделя	третья и четвертая неделя	всего пораженных		
10 и более	Гибель плода или грубые дефекты					
25 и более	Подавление иммунитета					
30 и более	Мутации в генах возрастают в 2 раза					
40 и более	Рост инфекционных осложнений					
100	Ед. случаи	0	Единичные случаи	Единичные случаи	0	Лучевая болезнь первой степени (легкая)
125	То же	0	5	5	0	
130	То же	0	7	7	0	
140	То же	0	10	10	0	
145	То же	0	12	12	0	
150	То же	0	15	15	0	
155	1	0	16	17	0	
160	2	0	18	20	0	
165	2	0	20	22	0	
170	3	0	22	25	0	
175	5	0	25	30	0	
180	7	0	27	34	0	
190	10	0	30	40	0	
200	15	0	35	50	Единичные случаи	Лучевая болезнь второй степени (средней тяжести)
210	20	0	40	60	2	
225	30	40	0	70	5	
240	40	40	0	80	8	
250	50	35	0	85	10	
260	60	30	0	90	12	
280	75	25	0	100	15	
300	85	15	0	100	20	
350	90	10	0	100	35	Лучевая болезнь третьей степени (тяжелая)
400	100	0	0	100	43	
450	100	0	0	100	50	
500	100	0	0	100	75	
550	100	0	0	100	85	
600	100	0	0	100	90	Лучевая болезнь 4-й степени (крайне тяжелая)
Более 600	100	0	0	100	100	

Примечания.

1. Рабочие и служащие работают в производственных зданиях ($K_{осл} = 7$) и проживают в каменных домах ($K_{осл} = 10$).

2. Режим (графы 13-16) предусматривает пребывание рабочих и служащих в течение суток на открытой местности до 2 ч., остальное время – в производственных зданиях и жилых домах. Допустимая предельная норма принята 100 мбэр, что соответствует допус-

тимальной мощности дозы (ДМД), мбэр/ч, $\dot{H}_{\text{ДМД}} = \frac{100}{t}$,
где t – число часов работы персонала в неделю, ч.

При проектировании защиты принимается $\dot{H} = 2,9$ мбэр/ч, если время работы менее 18 ч в неделю и $\dot{H} = 1,4$ мбэр/ч при постоянном пребывании в помещении в течение рабочего дня.

Режимы защиты рабочих и служащих и производственной деятельности объекта в условиях радиоактивного заражения местности

Наименование зон	Уровни радиации через 1 ч после взрыва, Р/ч	Условное наименование режима защиты	Коэффициент ослабления	Характеристика режима												Общая продолжительность соблюдения режима, сутки
				Время прекращения работы объекта (люди непрерывно находятся в защитных сооружениях), ч				Продолжительность работы объекта с использованием для отдыха защитных сооружений, ч				Продолжительность режима с ограниченным пребыванием на открытой местности, ч				
				К ₁ 25... 50	К ₂ 51... 100	К ₃ 101.. 200	К ₄ 1000 и более	К ₁ 25... 50	К ₂ 51... 100	К ₃ 101.. 200	К ₄ 1000 и более	К ₁ 25... 50	К ₂ 51... 100	К ₃ 101.. 200	К ₄ 1000 и более	
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
			К ₁	4				10				22				
А	80	А-3	К ₂		3				9				24			1,5
			К ₃			3				8				25		
			К ₄				3				7				26	
			К ₁	6				16				26				
Б	100	Б-1	К ₂		4				14				30			2
			К ₃			3				12				33		
			К ₄				3				9				36	
			К ₁	8				24				28				
Б	140	Б-2	К ₂		6				18				36			2,5
			К ₃			5				16				39		
			К ₄				4				12				44	
			К ₁	12				36				46				
Б	180	Б-3	К ₂		8				24				64			4
			К ₃			6				20				70		
			К ₄				5				14				77	
			К ₁	24				48				72				
Б	240	Б-4	К ₂		12				28				104			6
			К ₃			8				24				112		
			К ₄				6				18				120	
			К ₁	48				72				120				

Продолжение таблицы 34П

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
В	300	В-1	К ₂		16				32				192			10
			К ₃			12				28				200		
			К ₄				8				24				208	
			К ₁	96				120				144				
В	400	В-2	К ₂		24				48				288			15
			К ₃			18				36				306		
			К ₄				12				32				316	
			К ₁	144				168				168				
В	500	В-3	К ₂		36				60				394			20
			К ₃			32				48				400		
			К ₄				24				40				416	

Примечание:

1. Рабочие и служащие работают в производственных зданиях ($K_{\text{осл}} = 7$) и проживают в каменных домах.
2. Режим (графы 13-16) предусматривает пребывание рабочих и служащих в течение суток на открытой местности до 2 ч, остальное время – в производственных зданиях и жилых домах.

Таблица 35П

Стадии радиоактивного выброса аварийного блока

Стадии	Условия выброса	Характер выброса
I (26 04)	Взрыв и механический выброс, $\uparrow t$ до 1800-2000 К	Мелкодисперсный \approx составу в топливе, много инертного газа, I, Te, Cs
II (26 04-2 05)	Горение графитной кладки	Мелкодисперсный \approx составу в топливе, графитная пыль, продукты его горения
III (2-5 05)	Постепенный нагрев топлива в активной зоне, $\uparrow t$ до 2500-2800 К	\uparrow мощности выброса, много летучих компонентов, I, $\rightarrow \approx$ составу в топливе
IV (5-6 05)	Охлаждение топлива	Быстрое \downarrow в 100 раз выброса
V (до ноября 1986 г)	Завершение строительства «Укрытия»	

Таблица 36П

Площади загрязнения территории Республики Беларусь цезием-137 в результате катастрофы на Чернобыльской АЭС по состоянию на 1 января 2009 г.

Область	Загрязнено территории всего		В том числе с уровнем загрязнения территории, тыс. км ²			
	тыс. км ²	% от общей площади	1-5 Ки/км ²	5-15 Ки/км ²	15-40 Ки/км ²	40 и более Ки/км ²
Брестская	3,55	10,82	3,38	0,17	-	-
Витебская	0,02	0,04	0,02	-	-	-
Гомельская	25,91	64,13	17,13	5,61	1,69	1,48
Гродненская	1,35	5,40	1,35	<0,01	-	-
Минская	1,44	3,53	1,44	<0,01	-	-
Могилевская	8,84	30,48	5,86	1,80	0,81	0,37
Республика Беларусь	41,11	19,75	29,18	7,58	2,50	1,8

Таблица 37П.

Зонирование территории республики по уровню радиоактивного загрязнения

Наименование зоны	Уровень загрязнения территории, кБк/м ² (Ки/км ²)		
	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	^{238, 239, 240} Pu
Зона проживания с периодическим радиационным контролем	37-185 (1-5)	5,55-18,5	0,37-0,74
-«-«- с правом на отселение	185-555 (5-15)	18,5-74	0,74-1,85
-«-«- последующего отселения	555-1480 (15-40)	74-111	1,85-3,7
-«-«- первоочередного отселения	>1480 (>40)	>111	>3,7
-«-«- эвакуации (отчуждения)	Территория вокруг ЧАЭС, с которой в 1986 году было эвакуировано население		

Динамика воздействия радиационной обстановки на человека после аварии на ЧАЭС

Период	Основные радионуклиды, определявшие (ющие) радиационную обстановку	Тип радионуклидов
I Апрель –июнь 1986 г.	Короткоживущие	^{131}I , ^{127}Te , ^{132}Te , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{99}Mo
II Лето 1986 – лето 1987 г.	Среднеживущие	$^{103, 106}\text{Ru}$, $^{141, 144}\text{Ce}$, ^{89}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{134}Cs , ^{241}Pu
III Лето 1987 г. – по настоящее время	Долгоживущие	^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{238, 239, 240}\text{Pu}$, ^{241}Am

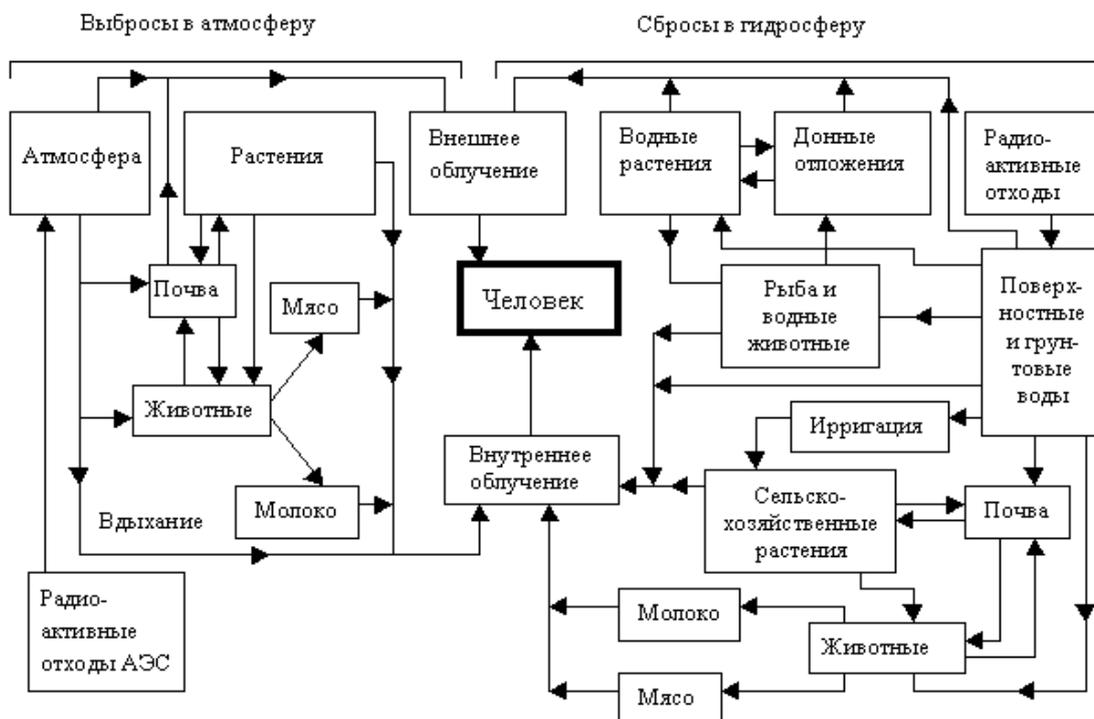


Рис. 8П. «Пищевые цепочки» радионуклидов чернобыльского происхождения

Таблица 39П

Коэффициенты перехода ^{137}Cs и ^{90}Sr в продукты питания

Продукты	Коэффициент перехода (Бк/кг) / (кБк/м ²)	
	^{137}Cs	^{90}Sr
Молоко	0,2-3,7	0,1-0,4
Мясо (говядина)	1-4	0,2
Птица	1	0,6
Рыба *	5	2
Хлеб ржаной	0,6-0,8	0,4
Хлеб пшеничный	0,5-0,6	0,3
Картофель	0,2-4,6	0,1-0,5
Капуста	1,5-2	0,5-0,6
Свёкла	3	0,6
Морковь	2	0,5
Яблоки	1,4	0,2-0,3
Грибы	60	1

* На территории водосброса реки

Таблица 40П

Основные пределы доз ионизирующего облучения человека

Нормируемые величины	Пределы доз, мЗв	
	Профессионалы	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	150	15
На коже ²⁰	500	50
На кистях и стопах	500	50

Таблица 41П

Классификация строительных материалов по удельной эффективной активности

Класс	$A_{m\text{эфф}}$, Бк/кг	Область применения
1	< 370	Вновь строящиеся жилье и общественные здания
2	< 740	В дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений
3	< 1350	Дорожное строительство вне населенных пунктах

Таблица 42П.

Удельная активность естественных радионуклидов в строительных материалах (Бк/кг)

Вид материала	Радий-226	Торий-232
Глина	20,4	33,7
Бетон легкий	21,8	15,2
Бетон тяжелый (цемент)	23,7	16,7
Песок	7,8	12,3
Щебень из доломитов и известняков	12,6	4,8
Щебень из гранита	27,4	35,9
Гранитный отсев	43,0	118,2
Стройматериалы	27,8	32,6

²⁰ Относится к среднему по площади в 1 см² значению в покровном слое толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя – 40 мг/см².

Таблица 43П

Линейный коэффициент ослабления узкого пучка гамма-излучения, см⁻¹

N п/п	E _γ , МэВ	Воздух, ρ=0,0013 г/см ³ ; μ·10 ⁻³	Вода, ρ=1 г/см ³	Алюминий, ρ=2,7 г/см ³	Бетон, ρ=2,35 г/см ³	Железо, ρ=7,8 г/см ³	Свинец, ρ=11,3 г/см ³
1	0,1	0,19	0,16	0,456	0,397	2,92	62,068
2	0,2	0,16	0,13	0,329	0,291	1,146	10,689
3	0,3	0,14	0,12	0,281	0,251	0,864	4,278
4	0,4	0,12	0,10	0,250	0,224	0,738	2,496
5	0,5	0,11	0,10	0,228	0,204	0,659	1,725
6	0,6	0,10	0,09	0,210	0,189	0,604	1,350
7	0,662	0,10	0,09	0,200	0,178	0,570	1,18
8	0,8	0,09	0,08	0,184	0,166	0,525	0,983
9	1,0	0,08	0,07	0,166	0,149	0,470	0,789
10	1,25	0,07	0,06	0,148	0,132	0,408	0,655
11	1,5	0,07	0,06	0,135	0,122	0,381	0,592
12	2,0	0,06	0,05	0,117	0,104	0,333	0,525
13	3,0	0,04	0,04	0,0953	0,0853	0,283	0,480
14	4,0	0,04	0,03	0,0837	0,0745	0,259	0,478
15	5,0	0,03	0,03	0,0761	0,0674	0,246	0,483
16	6,0	0,03	0,03	0,0712	0,0630	0,239	0,495
17	8,0	0,03	0,02	0,0650	0,0571	0,231	0,521
18	10,0	0,02	0,02	0,0618	0,0538	0,231	0,555

Таблица 44П

Линейный коэффициент ослабления гамма-излучения μ, см⁻¹, для некоторых материалов

№ п/п	Материал	ρ, г/см ³	E, МэВ		
			1	3	6
1	Оксид бериллия	2,3	0,140	0,789	0,0552
2	Висмут	9,8	0,700	0,409	0,440
3	Карбид бора	2,5	0,150	0,0825	0,0675
4	Кирпич огнеупорный	2,05	0,129	0,0738	0,0543
5	Кирпич силикатный	1,78	0,113	0,0646	0,0473
6	Углерод	2,25	0,143	0,0801	0,0590
7	Глина	2,2	0,130	0,0801	0,0590
8	Цемент	2,07	0,133	0,0760	0,0559
9	Бетон поргланд	2,4	0,154	0,0878	0,0646
10	Стекло свинцовое	6,4	0,439	0,257	0,257
11	Парафин	0,89	0,646	0,0360	0,0246
12	Каучук	0,915	0,0662	0,0370	0,0254
13	Дуб	0,77	0,0521	0,0293	0,0203
14	Сосна	0,67	0,0452	0,0253	0,0175
15	Ткани человека	1,0	0,0699	0,0393	0,0274
16	Гранит	2,45	0,155	0,0887	0,0654
17	Известняк	2,91	0,187	0,109	0,0824
18	Песчаник	2,40	0,152	0,0871	0,0641
19	Песок	2,2	0,140	0,0825	0,0578
20	Сталь (1% С)	7,83	0,460	0,276	0,234
21	Нержавеющая сталь	7,8	0,462	0,279	0,236

Слой половинного ослабления материалов

1. Свинец	1.8 см	4. Грунт, кирпич	14 см
2. Сталь	2.8 см	5. Вода	23 см
3. Бетон	10 см	6. Дерево	30 см

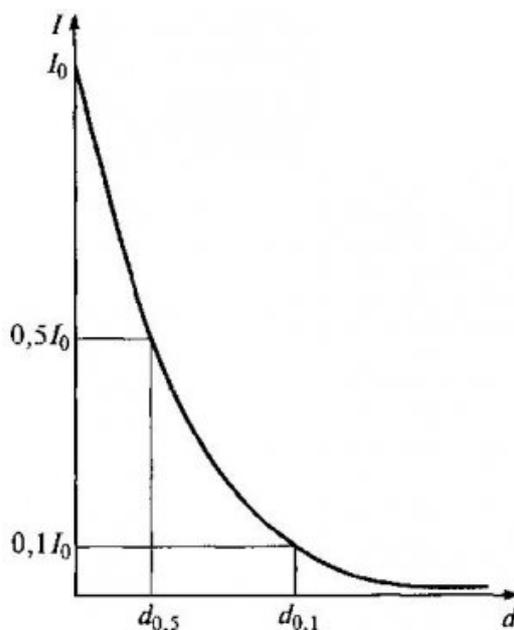


Рис. 9П. Распределение интенсивности γ -излучения по толщине слоя вещества. Кривая интенсивности γ -излучения не пересекается с осью абсцисс. γ -излучение полностью не поглощается, его интенсивность можно ослабить. Так, например, при толщине экрана $d_{0,5}$ интенсивность излучения ослабляется в 2 раза, а при толщине $d_{0,1}$ — в 10 раз.

Таблица 46П.

Толщина слоя полного ослабления β -излучения

Энергия верхней границы β -спектра, МэВ	Толщина слоя материала экрана		
	воздух, м	вода, мм	алюмин., мм
0,01	0,0013	0,002	0,0006
0,02	0,0052	0,008	0,0026
0,10	0,1010	0,158	0,0500
0,20	0,3130	0,491	0,1550
0,50	1,1910	1,870	0,5930
0,70	1,8600	2,920	0,9260
1,00	3,0600	4,800	1,1520
1,50	4,1940	7,800	2,4700
2,00	7,0700	11,10	3,5100

9. ГЛОССАРИЙ

Авария радиационная – нарушение эксплуатации ядерной установки (например, атомной станции) с выходом радиоактивных материалов и/или ионизирующих излучений в количествах, приводящих к значительному облучению персонала, населения и окружающей среды.

Активность – мера радиоактивности, количество распадающихся атомных ядер или число актов распада за одну секунду. Измеряется в Беккерелях (Бк, в СИ), либо Кюри (Ки, внесистемная единица).

Активность объемная – отношение активности радиоактивного вещества к объему этого вещества. Измеряется в Бк/м³ и т.д.

Активность удельная – отношение активности радиоактивного вещества к массе этого вещества. Измеряется в Бк/кг.

Альфа-распад (α -распад) – самопроизвольное превращение ядер тяжелых химических элементов, сопровождающийся испусканием α -частиц () из ядра. Образуется новый химический элемент, смещенный на два номера к началу периодической системы Менделеева.

Альфа-частицы (α -частицы) – испускаемые ядром атома частицы, состоящие из 2 протонов и 2 нейтронов, имеющие положительный заряд, низкую проникающую и высокую ионизирующую способность. Опасны при внутреннем облучении организма²¹.

Ампер на килограмм (А/кг) – единица мощности экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучений, при которой за время 1 с сухому атмосферному воздуху передается экспозиционная доза излучения = 1 Кл/кг.

Атом – наименьшая частица химического элемента, сохраняющая его свойств. Состоит из атомного ядра и электронной оболочки, в которой на определенных энергетических уровнях располагаются электроны. Общее число электронов равно порядковому номеру в периодической системе Д.И. Менделеева.

Атомная масса – масса атома химического элемента, выраженная в атомных единицах массы (а.е.м.) = 1/12 части массы изотопа ¹²C = 1,6605655·10⁻²⁷ кг. Создается массой протонов и нейтронов в данном атоме.

Атомная единица энергии – энергия, соответствующая одной атомной единице массы. 1 а.е.м. = 931,5016 МэВ.

Атомное ядро – положительно заряженная центральная часть атома, в которой сосредоточена вся масса атома. Состоит из протонов и нейтронов. Заряд ядра определяется суммарным зарядом протонов и соответствует атомному номеру химического элемента в периодической системе элементов.

АЭС – атомная электростанция, предназначенная для производства электрической энергии.

Беккерель (Бк) – 1 распад в секунду.

Бета-распад (β -распад) – самопроизвольные превращения атомных ядер некоторых элементов, сопровождающиеся испусканием электрона и анти-

²¹ Внутреннее облучение – облучение органов и тканей человека в результате поступления радионуклидов в организм человека.

нейтрона (или позитрона и нейтрона).

Бета – частицы (β -частицы) – частицы с высокой скоростью распространения, идентичные электрону и позитрону, испускаемые ядром атома.

Биологический эквивалент рада (бэр) – внесистемная единица эквивалентной дозы излучения. 1 бэр – доза любого вида ионизирующего излучения, производящая такое же биологическое действие, как и поглощённая доза в 1 рад. $1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зиверт}$.

Биологическое действие излучения – биологические, физиологические, генетические и другие изменения в живых клетках и организмах, вплоть до гибели клеток и организмов, в результате действия ионизирующего излучения.

Взвешивающий коэффициент (в.к.): 1) **в.к. радиационный** – множитель поглощённой дозы, учитывающий относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов; 2) **в.к. органов и тканей** – множитель эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые для учёта различной чувствительности органов и тканей к возникновению стохастических эффектов радиации.

Внешнее облучение – воздействие на организм ионизирующего излучения от внешних по отношению к нему источников излучения.

Внутреннее облучение – воздействие на организм ионизирующего излучения радиоактивных веществ, находящихся внутри (попавших внутрь) организма.

γ -лучи – форма ионизирующей радиации, которая не имеет массы, состоит из фотонов, имеет высокую проникающую способность и оказывает наиболее серьёзный повреждающий эффект.

γ -распад – электромагнитное излучение, испускаемое возбужденным ядром с очень малой длиной волны и очень высокой частотой, уменьшающее энергию ядра и не изменяющее массовое число и заряд ядра.

Грэй (Гр) – единица поглощения дозы излучения, при которой облучённому веществу массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения равная 1 Дж, т.е. $1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}$.

Грэй в секунду (Гр/с) – единица мощности поглощённой дозы излучения, при которой за время 1 с облучённым веществом поглощается доза излучения 1 Гр.

Джоуль – единица работы, энергии. Равен работе силы N , перемещающей тело на расстоянии 1 м в направлении действия силы обозначение (Дж).

Детектор ионизирующего излучения – устройство, предназначенное для регистрации ионизирующего излучения в связи с явлениями, возникающими при прохождении излучения через вещество.

Дефект массы (избыток массы) – разность между атомной массой изотопа и его массовым числом.

Доза радиации (облучения) в широком смысле – мера действия ионизирующего излучения; средняя энергия, переданная излучением единице массы вещества. Различают экспозиционную, поглощённую, эквивалентную и эффективную эквивалентную дозы.

Дозиметр – прибор для измерения и регистрации дозы ионизирующего излучения (экспозиционной, поглощенной, эквивалентной) и мощности дозы.

Естественный радиационный фон – фактор внешней среды; уровень радиации, создаваемый космическим излучением и ионизирующим излучением естественно распределенных природных радионуклидов (и изотопами земной коры на поверхности Земли, в воздухе, продуктах питания, воде, организме человека и др.).

Загрязнитель – природный и антропогенный физический агент, химическое вещество и биологический вид, попадающий в среду жизни или возникающий в ней в количествах, выходящих за рамки обычного своего наличия – предельных естественных колебаний или среднего фона в рассматриваемый период.

Закон обратных квадратов – название зависимости одной величины от другой, когда одна из них изменяется обратно пропорционально квадрату другой. В применении к радиации означает, что интенсивность излучения изменяется обратно пропорционально квадрату расстояния от источника.

Закон радиоактивного распада – экспоненциальная зависимость, выражающая долю распавшихся радиоактивных изотопов с течением времени.

Зиверт (Зв) – единица эквивалентной дозы излучения. 1 Зв = эквивалентная доза излучения, при которой: - поглощенная доза излучения равна 1 грэю; и – коэффициент качества излучений равен 1. 1 Зв = 1 Дж/кг.

Зиверт в секунду (Зв/с) – единица мощности эквивалентной дозы излучения. 1 Зв/с = мощность эквивалентной дозы излучения, при которой за время 1 с облучаемым веществом поглощается эквивалентная доза излучения 1 Зв.

Изотопы – разновидности одного химического элемента, различающиеся по массе ядер. У них одинаковый заряд ядер (атомный номер), но различаются числом нейтронов. Имеют одинаковое строение электронных оболочек, т.е. имеют одинаковые химические свойства, и занимают одно и то же место в периодической системе химических элементов.

Излучение (радиация) – испускание и распространение энергии в виде волн и частиц.

Ион – заряженная частица, образующаяся при потере или присоединении электронов атомами, молекулами и т.д. Могут быть положительными (при потере электронов) и отрицательными (при присоединении электронов), заряд иона кратен заряду электрона.

Ионизация – образование положительных и отрицательных ионов из электрически нейтральных атомов и молекул.

Ионизирующее излучение – излучение, взаимодействие которого со средой приводит к ионизации ее атомов и молекул. Ионизирующим излучением является γ -излучение, рентгеновское излучение, пучки электронов и позитронов, протонов, нейтронов, α -частиц.

Ионизирующая радиация (радиационный фон) – естественные излучения, которые приводят к ионизации электрически нейтральных атомов и молекул, действует разрушительным образом на живое вещество и является источником широкого спектра изменений живых организмов.

Коллективная эффективная эквивалентная доза – эффективная эквивалентная доза, полученная группой людей от какого-либо источника радиации.

Космические лучи – потоки частиц высокой энергии, приходящие на Землю из мирового пространства. Первичные космические лучи состоят из протонов, нейтронов, альфа-частиц, ядер легких атомов; вторичные космические лучи – из Вторичное космическое излучение на 80-85% состоят из π -мезонов различного заряда, К-мезонов, протонов, нейтронов, γ -квантов, космогенных радионуклидов и др.

Кулон на килограмм (Кл/кг) – единица экспозиционной дозы излучения. Является экспозиционной дозой излучения, при которой в результате полного использования ионизирующей способности в 1 кг воздуха при нормальных условиях образуются ионы общим зарядом 1 Кл каждого знака. $1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р}$.

Кумулятивная доза – сумма поглощенных доз излучения, полученных объектом, независимо от того, было ли облучение одноразовым или многократным.

Кюри (Ки) – мера радиоактивности. $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10}$ распадов в секунду (Бк); $1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$.

Мощность поглощенной дозы излучения – отношение поглощенной веществом дозы излучения к времени, за которое эта доза излучения поглощена. Мощность поглощенной дозы излучения измеряется в Гр/с, Гр/ч, Гр/год и т.д.

Мощность эквивалентной дозы излучения – отношение эквивалентной дозы излучения к времени, за которое эта доза поглощена веществом. Измеряется в Зв/с, Зв/ч, Зв/год и т.д.

Мощность экспозиционной дозы излучения – отношение экспозиционной дозы излучения к времени, за которое эта доза излучения передана сухому атмосферному воздуху. Измеряется в А/кг.

Нейтрон – элементарная частица, одна из двух частиц, из которых построено атомное ядро, электрически нейтральная. Масса покоя – 1838 масс электрона; распадается на протон, электрон и антинейтрино; период полураспада 750 сек.; античастица – антинейтрон. Испускается после ядерного взрыва, вызывает в 10 раз более мощное повреждение тканей, чем γ -лучи.

Нуклид – общее название атомных ядер, отличающихся числом нейтронов и протонов (нуклонов). Нуклиды с одинаковыми атомами номерами и разными массовыми числами называют изотопами.

Нуклон – протон или нейтрон. Протоны и нейтроны рассматривают как два различных зарядовых состояния нуклона.

Облучение – воздействие радиоактивного излучения или процесс воздействия.

Опухоль – избыточное патологическое разрастание тканей, образуемое качественно изменившимися, недифференцированными клетками. Различают доброкачественные и злокачественные опухоли.

Острая лучевая болезнь – лучевая болезнь, развивающаяся после острого

облучения.

Острое облучение – однократное кратковременное облучение биологического объекта, сопровождающееся получением им дозы излучения, вызывающей неблагоприятные изменения его состояния.

Период полураспада изотопа – время, за которое распадается в среднем половина всех радионуклидов данного типа в любом радиоактивном источнике.

Периодическая система элементов Д. И. Менделеева – классификация химических элементов, графическое выражение периодического закона, устанавливающего периодическое изменение свойств химических элементов при увеличении зарядов ядер их атомов.

Поглощенная доза излучения (Гр) – отношение поглощенной энергии ионизирующего излучения к массе облученного вещества, т.е. энергия, депонированная радиацией в ткани или материале. Единицами измерения поглощенной дозы излучения являются Грэй (в СИ) и рад. $1 \text{ рад} = 0.01 \text{ Гр}$.

Позитрон – элементарная частица, несущая положительный элементарный заряд, античастица электрона с массой, равной массе электрона, но положительным электрическим зарядом.

Полная коллективная эффективная эквивалентная доза – коллективная эффективная эквивалентная доза, которую получают поколения людей от какого-либо источника за все время его существования (человеко-зиверт, чел.-Зв).

Протон – одна из частиц, составляющих ядро атома, несет единичный положительный электрический заряд; стабильная положительно заряженная элементарная частица с зарядом $1,61 \cdot 10^{-19}$ Кл и массой $1,66 \cdot 10^{-27}$ кг. Образует ядро водорода (протия), определяет заряд ядра и атомный номер этого элемента.

Рад – внесистемная единица дозы излучения, поглощенной веществом.
 $1 \text{ рад} = 1 \text{ кг массы тела поглощает эквивалентную энергию в } 0,01 \text{ джоуля.}$
 $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр.}$

Радиационная активность образца – число распадов в секунду в данном радиоактивном образце; единица измерения – беккерель (Бк).

Радиационная защита – способы и средства снижения вредного воздействия ионизирующих излучений на организм. Физическая защита – защита физическими методами (время, расстояние, материалы, поглощающие излучение и др. Химическая защита – защита при помощи приема специальных химических соединений (радиопротекторов), витаминов, микро- и макроэлементов, адаптогенов и др.

Радиационный фон – радиоактивное излучение низкого уровня, источником которого являются космические лучи и радиоактивные вещества, которые в естественных условиях содержатся в атмосфере в незначительных количествах.

Радиация – эмиссия (испускание) и распространение энергии в пространстве или в среде в виде ионизирующих частиц или электромагнитных волн. Отличается длиной электромагнитных волн.

Радикал – одноядерная или многоядерная электронейтральная частица, имеющая неспаренные электроны. Радикалы обладают высокой реакционной способностью и имеют короткое время жизни в свободном состоянии.

Радиоактивное загрязнение – превышение природного (естественного) радиоактивного фона на определенной территории в результате аварии на атомной электростанции или др. объекте атомной энергетики, ненадежного захоронения радиоактивных отходов, проведения испытаний ядерного оружия и др.

Радиоактивное излучение – ионизирующее излучение, испускаемое при распаде радионуклидов.

Радиоактивность – способность некоторых атомных ядер (радионуклидов) самопроизвольно превращаться (распадаться) в другие ядра с испусканием ионизирующих излучений (α -распад, β -распад, испускание нейтронов, деление тяжелых ядер и т.п.). Приводит к изменению атомного номера или массового числа.

Радиоактивные вещества – не относящиеся к ядерным материалам вещества, испускающие ионизирующее излучение.

Радиоактивные осадки – твердые или жидкие частицы, осаждающиеся на поверхность земли из атмосферы, содержащей радионуклиды. Выпадают в результате аварий, сопровождающихся взрывами, на предприятиях и устройствах, использующих ядерное топливо, а также при испытании ядерного оружия. Могут быть результатом переноса изотопов, например, ^{226}Ra , содержащегося в продуктах сжигания каменного угля, ^{137}Cs и ^{90}Sr , выпавших с радиоактивными осадками после аварии на ЧАЭС.

Радиоактивный распад – процесс самопроизвольного распада нестабильного нуклида.

Радиометр – прибор или установка для измерения активности радионуклидов в источнике или образце, а также плотности потока, потока и флюенса ионизирующих частиц.

Радионуклид – нестабильный нуклид, обладающий радиоактивностью и способный к самопроизвольному распаду.

Радиопротекторы – вещества, снижающие генетические и физиологические эффекты радиации.

Радон – радиоактивный газ, выделяющийся при радиоактивном распаде урана и тория, содержащихся в земной коре в естественном состоянии. Вносит примерно половину в естественный радиационный фон на Земле.

Рак – любая злокачественная опухоль эпителиального происхождения.

Рентген – внесистемная единица экспозиционной дозы излучения (P), при которой в результате полного ионизационного поглощения в 1 см^3 воздуха при нормальных условиях образуются $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов с общим зарядом $0,000000003\text{ Кл}$ каждого знака. $1\text{ P} = 0,000258\text{ Кл/кг} = 0,113\text{ эрг/с}^3\text{ воздуха}$, 88 эрг/г воздуха . $1\text{ P/с} = 2,58 \cdot 10^{-4}\text{ А/кг}$. Соотношение между экспозиционной дозой, выраженной в рентгенах, и поглощенной дозой в воздухе, выраженной в радах: $D_{\text{возд.}} (\text{рад}) = 0,88 \cdot X (\text{P})$; для биологической ткани – $D_{\text{биол.ткань}}$

(рад) = (0,93–0,98) · X (Р).

Рентгеновское излучение (рентгеновские лучи) – коротковолновое электромагнитное излучение. Образуется при торможении в веществе быстрых электронов. Обладает большой проникающей способностью, действует на фотографическую эмульсию.

Репарация – восстановление тканей тела и состава популяций организмов, поврежденных или изреженных ионизирующим излучением. Происходит посредством размножения клеток и организмов, уцелевших после облучения.

Риск – вероятность того, что событие или определенный исход наступит, обычно измеряемая в процентах. Риск применяется по отношению к развитию стохастических эффектов.

Стохастический эффект излучения – радиационный эффект, проявляющийся без определенного порогового значения дозы облучения, вероятность его (риск) пропорциональна дозе, а тяжесть его проявления не зависит от дозы облучения. Примеры стохастических эффектов: солидные опухоли, лейкемия, генетические нарушения.

Счётчик Гейгера – устройство, используемое для обнаружения и изменения радиоактивности; названо в честь немецкого физика Г. Гейгера (1882–1945).

Удельная активность – см. активность удельная.

Эквивалентная доза излучения – произведение поглощенной дозы излучения на взвешивающий радиационных коэффициент. Единица измерения – Зиверт (Зв).

Экспозиционная доза излучения – отношение суммарного заряда одного знака, созданного в воздухе при полном использовании ионизирующей способности фотонного излучения, к массе ионизированного воздуха. Представляет собой энергетическую характеристику излучения, оцениваемую по эффекту ионизации сухого атмосферного воздуха.

Электрон – стабильная элементарная частица, несущая отрицательный заряд и движущаяся в электрическом поле ядра по электронным орбитам. Входит в состав всех атомов и существует в свободном состоянии. При переходе электрона на орбиту более близкую к ядру, выделяет энергию.

Элементарные частицы – простейшие структурные элементы материи, которые на современном уровне развития физики нельзя считать соединением других частиц.

Эпицентр – точка на поверхности земли или воды, в которой происходит ядерный взрыв или которая находится непосредственно под или над центром ядерного взрыва.

Эффективная (эквивалентная доза) – сумма эквивалентных доз, полученных различными органами человека, умноженная на взвешивающий тканевой коэффициент, учитывающий разную чувствительность различных тканей к облучению.

10. ЛИТЕРАТУРА

1. Галицкий Э.А., Пестис В.К., Забелин Н.Н. Радиационная безопасность. Гродно, 2005. – 249с.
2. Голенка В.И. Методические указания (для студентов) для подготовки к выполнению рубежного контроля №1 по дисциплине «Безопасность жизнедеятельности» Омск-2005. – 21 с.
3. Голубев Б. П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. 2 изд., М., 1971. – 250 с.
4. ГОСТ 12631-67. Коэффициент качества ионизирующих излучений. М., 1967.
5. ГОСТ 8848–63. Единицы радиоактивности и ионизирующих излучений. М., 1964.
6. Гродзенский Д. Э. Радиобиология. М., 1966. – 630 с.
7. Гудков И.Н. Основы общей и сельскохозяйственной радиобиологии. Киев, 1991. – 328 с.
8. Дзикович И.Б., Ролевич И.В., Шевчук В.Е. Радиационная медицина матери и ребёнка. Мн., 1999. – 145 с.
9. Дорожко С.В., В.П. Бубнов, В.Т. Пустовит. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность. Часть 3. Радиационная безопасность. Мн.: «Технопринт», 2003. – 210 с.
10. Иванов В. И. Курс дозиметрии, 2 изд. М., 1970. – 185 с.
11. Ильенко А. И. Концентрирование животными радиоизотопов и их влияние на популяцию. М., 1974. – 210 с.
12. Калашникова В. И., Козодаев М. С. Детекторы элементарных частиц. М., 1966. – 178 с.
13. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. М., Энергоатомиздат, 1991. – 180 с.
14. Корогодин В. И. Проблемы пострадиационного восстановления. М., 1966. – 120 с.
15. Кудряшов Ю.Б., Беренфельд Б.С. Радиационная биофизика. М., 1979. – 240 с.
16. Кузин А. М., Радиационная биохимия. М., 1962. – 190 с.
17. Ли Д.Е. Действие радиации на живые клетки. М., 1963. – 288 с.
18. Люцко А.М., Ролевич И.В., Тернов В.И. Чернобыль: шанс выжить. Мн., Польша, 1996. – 181 с.
19. Маргулис У.Я. Атомная энергия и радиационная безопасность. М., Энергоатомиздат, 1988. – 195 с.
20. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник – 4-е изд. Перераб. и доп. М. Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.
21. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. М., Энергоатомиздат, 1984. – 260 с.
22. Нормы радиационной безопасности. НРБ-2000. Мн., 2000. – 109 с.
23. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. ОСП-2002. Мн., 2003. – 98 с.

24. Основы радиационной биологии. М., 1964. – 340 с.
25. Павлоцкая Ф.И., Тюрюканова Э. Б., Баранов В. И. Глобальное распределение радиоактивного стронция по земной поверхности. М., 1970. – 310 с.
26. Ролевич И.В., Дорожко С.В., Морзак Г.И. Радиационная безопасность. Изд-во РИВШ. 2010. – 320 с.
27. Современные проблемы радиобиологии. /Под общ. ред. А. М. Кузина, т. 2. М., 1971. – 190 с.
28. Соколовская С.Н., Забелин Н.Н. Сборник задач для самостоятельного решения по радиационной безопасности: учебно-методическое пособие для студентов сельскохозяйственных специальностей. Гродно, ГГАУ. 2009. – 58 с.
29. Тимофеев-Ресовский Н.В. О принципах попадания и мишеней в радиобиологии // Первичные и начальные процессы биологического действия радиации. М., Наука. 1972. – с.26-29.
30. Тимофеев-Ресовский Н.В., Савич А.В., Шальнов М.И. Введение в молекулярную радиобиологию. М., 1981. – 319 с.
31. Чещевик А.Б., Ролевич И.В. и др. Факторы риска последствий чернобыльской катастрофы. Мн., 2001. – 320 с.
32. Эйдус Л.Х. Физико-химические основы радиобиологических процессов и защиты от излучений. М., 1972. – 240 с.
33. Экологические, медико-биологические и социально-экономические последствия катастрофы на ЧАЭС в Беларуси. /По ред. Конопки Е.Ф. и Ролевича И.В. Мн., Белсэнс. 1996. – 280 с.
34. Estimates of ionizing radiation doses in the United States 1960–2000, Wash. 1972. – 80 p.
35. Jarrett DG. Medical Management of Radiological Casualties. Bethesda, MD: Armed Forces Radiobiology Research Institute. 1999. – 150 p.
36. National Research Council, Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation. Health Effects of Exposures to Low Levels of Ionizing Radiation, BEIR V. Washington, D.C. National Academy Press. 1990. – 27-30.
37. Radioactivity in the marine environment, Wash., 1971. – 130 p.
38. Recommendations of the International Committee on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Annals of the ICRP, 1990 vol.21, No.1-3. Oxford, New York: Pergamon Press. 1991. – 15 p.
39. Radioactive contamination of the marine environment. Proceedings of a symposium IAEA, Vienna, 1973; The sea, v. 5, N. Y. 1974. – 95 p.
40. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). Sources, Effects, and Risks of Ionizing Radiation. New York: United Nations. 1993. – 16-17 p.

