

МИНИСТЕРСТВО ТРАНСПОРТА И КОММУНИКАЦИЙ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
УЧРЕЖДЕНИЕ ОБРАЗОВАНИЯ
«БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ ТРАНСПОРТА»

Кафедра технической физики и теоретической механики

В. А. САВАСТЕНКО

**ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОБЪЕКТОВ
ОТ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ СИТУАЦИЙ.
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ.
ПРАКТИКУМ**

*Допущено Министерством образования Республики Беларусь
в качестве учебного пособия
для студентов учреждений высшего образования
по техническим специальностям*

УДК 614.576 (075.8)

ББК 31.4

С12

Р е ц е н з е н т ы: кафедра физики БГУИР – канд. физ.-мат. наук, доцент *Г. Ф. Смирнова*; доцент кафедры физики канд. физ.-мат. наук *А. В. Березин*;
зав. кафедрой физики БГАТУ канд. физ.-мат. наук, доцент *В. К. Долгий*

Савастенко, В. А.

С12 Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность. Практикум : учеб. пособие / В. А. Савастенко ; М-во трансп. и коммуникаций Респ. Беларусь, Белорус. гос. ун-т трансп. – Гомель : БелГУТ, 2020. – 163 с.

ISBN 978-985-554-774-8

Включает описание методов регистрации излучения, методические указания к лабораторным работам, методику математической обработки результатов эксперимента, задачи, справочный материал и библиографию.

Предназначено для выполнения лабораторных работ, проведения практических занятий и контрольных работ по ядерной физике и радиационной безопасности.

УДК 614.576 (075.8)

ББК 31.4

ПРЕДИСЛОВИЕ

Самая крупная техногенная катастрофа XX века произошла в 1986 г. на Чернобыльской АЭС. Ее экологические, медицинские, социальные и экономические последствия до настоящего времени продолжают оказывать большое негативное влияние на судьбы сотен тысяч людей, оказавшихся заложниками этой катастрофы. Для многих из них последствия этой аварии оказались, без преувеличения, трагическими.

Вопросы радиационного контроля окружающей среды, сельхозпродукции, строительных материалов, оценка и прогнозирование доз, получаемых населением, оценка последствий воздействия искусственных радионуклидов на живые организмы в условиях их хронического поступления для жителей наиболее пострадавших регионов стали приоритетными.

До настоящего времени в нашей республике уровень знаний в вопросах радиационной безопасности не только у большинства населения, но также у многих специалистов и руководителей остается достаточно низким. Это обстоятельство мешает многим объективно оценивать существующую радиоэкологическую ситуацию, вести себя адекватно ей, принимать нужные решения, правильно оценивать информацию, и, что особенно важно, критически относиться к многочисленным, но не всегда обоснованным «рекомендациям».

Сегодня в студенческих аудиториях обучаются те, кто родился и вырос после апреля 1986 г. Но и для них вопросы радиационной безопасности также актуальны, как и для тех, кто закончил вуз. И не только потому, что огромные территории загрязнены искусственными «чернобыльскими» радионуклидами, а последствия этого загрязнения имеют долгосрочное значение.

Интенсивное техногенное влияние на природную среду приводит к изменению естественного радиационного фона (ЕРФ) не только при авариях на ядерных объектах. Уже сегодня население промыш-

ленно развитых стран живет в условиях так называемого техногенно измененного естественного радиационного фона (ТИЕРФ). Основными факторами изменения ЕРФ являются добыча и использование полезных ископаемых и природного газа, производство и использование калийных и фосфорных удобрений, переработка и использование их отходов в строительстве и т. д. Эти процессы сконцентрировали и приблизили к человеку естественные радионуклиды настолько, что их вредное влияние на здоровье населения не учитывать его уже нельзя.

Учебный курс «Радиационная безопасность» был введен в 1990 г. во всех вузах Беларуси в связи с необходимостью повышения уровня радиоэкологического образования специалистов различного профиля, связанной, прежде всего, с тем, что большая часть «чернобыльских» радионуклидов оказалась на белорусской земле.

Ранее автором были изданы учебные пособия: «Практикум по радиационной безопасности» (1994 г.), «Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности» (1998 г.), и «Радиационная безопасность» (2005 г.)

Предлагаемое учебное пособие является их логическим продолжением и обобщением опыта проведения лабораторных работ и практических занятий по радиационной безопасности в Белорусском государственном университете транспорта.

Структура пособия представлена теоретической частью, методическими указаниями к лабораторным работам, задачами, а также подробным справочным и библиографическим материалом.

Выполняя лабораторные работы, студенты исследуют основные закономерности радиоактивного распада, изучают методы защиты от бета- и гамма-излучений, осваивают методики радиометрического контроля, приобретают навыки работы с радиометрами и дозиметрами. В БелГУТе представленные в пособии лабораторные работы выполняются на серийных приборах (радиометр БЕТА, СРП-88Н, дозиметр-радиометр МКС-АТ1125). При отсутствии указанных приборов практически все эти работы можно выполнить на доступном аналогичном отечественном или зарубежном оборудовании.

Задачи, включенные в пособие, предназначены для проведения практических занятий, контрольных работ и для самостоятельной работы студентов. Большинство из них составлено с учетом фактических данных о загрязненности территорий экологически опасными радионуклидами, об уровнях радиационного фона и индивидуальных

дозах, полученных населением районов, наиболее пострадавших в результате аварии на ЧАЭС в 1986 г. В начале каждого раздела приводятся основные формулы, которые соответствуют упрощенным методикам расчета определяемых величин. В условиях задач преимущественно используются единицы СИ, рекомендованные Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) для применения в дозиметрии и радиологии.

Физической основой радиационной безопасности является ядерная физика. Содержание лабораторных работ и задач, предлагаемых в пособии, позволяет использовать их в техническом вузе также при изучении физики атомного ядра в курсе общей физики, особенно при отсутствии отдельного практикума по радиационной безопасности.

Пособие рассчитано, в первую очередь, на студентов технических вузов, имеющих достаточную подготовку по физике. Вместе с тем автором руководило стремление сделать пособие полезным и доступным для тех, кто в силу характера своей будущей профессии физику в вузе не изучал и обладает знаниями лишь в объеме средней школы. Поэтому методические указания ко всем лабораторным работам содержат необходимые для понимания сути работ краткие теоретические сведения, подробное описание используемых приборов, порядок проведения измерений и вычислений.

Человечество все более отчетливо начинает осознавать, что обеспечить радиационную безопасность населения в условиях интенсивного техногенного влияния на природную среду становится все труднее. Правильное понимание и решение проблем радиационной безопасности ввиду их масштабности возможно только при наличии необходимых знаний у специалистов различного профиля. Данное издание, по замыслу автора, поможет студентам определенную часть таких знаний получить.

Наиболее вероятно, что студенты, которые будут пользоваться этим пособием, не станут специалистами в области ядерной физики, дозиметрии, радиологии или радиационной экологии, но сведения и навыки, приобретенные с его помощью, принесут им несомненную пользу как в быту, так и в будущей профессиональной деятельности, независимо от ее специализации.

В. А. Савастенко

1 РЕГИСТРАЦИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ

1.1 Приборы радиометрического и дозиметрического контроля

Радиометры – это приборы, предназначенные для измерения активности радионуклидов, потока частиц, плотности потока частиц или фотонов.

Спектрометры – это приборы, которые, как и радиометры, позволяют измерить активность радионуклидов, поток частиц, плотность потока частиц или фотонов. Однако, в отличие от радиометров, с помощью спектрометров можно также определить энергию регистрируемого излучения и даже распределение частиц и фотонов по значениям их энергии, то есть получить и исследовать энергетический спектр излучения. Спектрометр – это фактически тот же радиометр с расширенными возможностями в части измерения энергии излучения.

Для исследования различных видов излучения используют γ -спектрометры, α -спектрометры, β -спектрометры, n -спектрометры и т. д. Как правило, спектрометры – это очень сложные и дорогостоящие устройства, что в значительной мере ограничивает их массовое использование.

Дозиметрами называют приборы, предназначенные для измерения экспозиционной, поглощенной, амбиентной доз или их мощности.

В практике массового радиометрического и дозиметрического контроля наибольшее распространение получили радиометры и дозиметры.

подавляющее большинство дозиметров и радиометров состоят из трех функциональных блоков: детектор (приемник) излучения, измерительное устройство и блок питания. При необходимости радиометр можно отградуировать и по соответствующей методике измерений использовать в режиме дозиметра, а дозиметр – в режиме радиометра.

Детекторы излучения – это приборы и устройства, регистрирующие элементарные частицы (протоны, нейтроны, электроны, позитроны).

троны), атомные ядра (дейтроны, α -частицы и др.), а также рентгеновские и γ -фотоны. Детекторы, в которых при попадании в их объем частицы или фотона возникает электрический импульс, называются электронными.

Действие детекторов основано на процессах, происходящих при взаимодействии различных видов излучения с веществом. Для детектирования применяются ионизационные, сцинтилляционные, полупроводниковые, фотографические, химические, активационные и другие методы регистрации излучения. В настоящее время наибольшее распространение получили ионизационные и сцинтилляционные детекторы, относящиеся к числу электронных детекторов излучения. При выполнении лабораторных работ, включенных в настоящий практикум, используются приборы, действие которых основано на ионизационных и сцинтилляционных методах регистрации излучения.

1.2 Ионизационные детекторы. Счетчик Гейгера

Действие ионизационных детекторов основано на ионизации регистрируемой заряженной частицей атомов и молекул газа, заполняющего детектор. Если регистрируемая частица не обладает электрическим зарядом (нейтроны, фотоны), то ионизацию газа производят вторичные заряженные частицы (электроны, протоны и др.), возникающие под действием первичного (регистрируемого) излучения.

Все ионизационные детекторы представляют собой герметичную газонаполненную камеру с двумя электродами – анодом и катодом, на которые подается напряжение. Вследствие ионизации в ионизационных детекторах возникает электрический газовый разряд.

Наиболее характерными типами ионизационных газоразрядных детекторов являются ионизационные камеры, пропорциональные счетчики и счетчики Гейгера.

Ионизационные камеры и пропорциональные счетчики обладают достаточно высокой чувствительностью, позволяют измерять энергию излучения и потоки частиц до 10^6 с^{-1} . При соответствующем подборе материала стенок, химического состава газовой смеси и режима работы они могут использоваться для прямого измерения экспозиционной, поглощенной и амбиентной доз излучения. Эти детекторы достаточно широко использовались на первых этапах развития ядерной физики. Однако неспособность регистрировать излучение

высокой интенсивности, характерная нестабильность работы, сложности выделения из шумов электрического сигнала, вызываемого регистрируемой частицей, значительно ограничивают их использование. В настоящее время ионизационные камеры и пропорциональные счетчики применяются редко даже в научных исследованиях, в основном для регистрации и определения энергетического спектра нейтронов.

В практике массового радиометрического и дозиметрического контроля до настоящего времени широко используются счетчики Гейгера.

Счетчик Гейгера – это газоразрядный детектор частиц, предназначенный для регистрации различных видов ионизирующих излучений. Его действие основано на возникновении в счетчике самостоятельного газового разряда при попадании заряженной частицы в его рабочий объем.

Счетчики Гейгера не способны «различать» виды излучения и измерять энергию частиц, поэтому с их помощью непосредственно можно измерять лишь поток ионизирующих частиц (интенсивность излучения) или плотность потока частиц. Путем соответствующего подбора материала стенок, геометрии счетчика и состава заполняющего его газа, а также введением специальных фильтров, показания счетчика Гейгера в ограниченном интервале энергий регистрируемых частиц можно сделать примерно пропорциональными керме, экспозиционной, поглощенной или AMBIENTной дозе излучения.

Благодаря дешевизне, долговечности, простоте и надежности в эксплуатации счетчики Гейгера находят широкое применение в различных приборах и устройствах, предназначенных для измерения дозы и интенсивности ионизирующего излучения. Счетчики этого типа в качестве детектора излучения используются в большинстве бытовых дозиметров, а также дозиметров и радиометров специального назначения. Промышленностью выпускаются два вида счетчи-

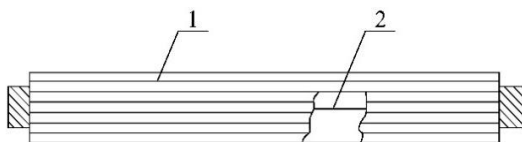


Рисунок 1

ков Гейгера – цилиндрические и торцовые.

Цилиндрический счетчик Гейгера (рисунок 1) представляет собой герметично запаянную тонкостенную металлизиро-

ванную трубку 1 (катод), вдоль оси которой натянута тонкая металлическая нить 2 (анод).

У торцовых счетчиков Гейгера (рисунок 2) в металлическом или стеклянном металлизированном корпусе 1 (катоде) в торцевой части имеется тонкое слюдяное окошко 3. Конец металлической нити 2 (анода) закрыт стеклянной бусинкой для предотвращения коронного разряда. Счетчик Гейгера

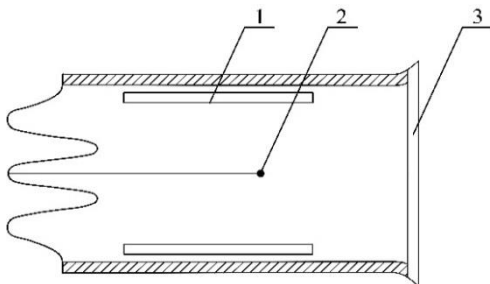


Рисунок 2

заполняется нейтральным газом, чаще всего инертным – аргоном или неоном под давлением 100–200 мм рт. ст. Электроды счетчика, в зависимости от его типа, находятся под напряжением порядка 250–1000 В. Величина рабочего напряжения зависит от конструкции счетчика и состава заполняющей его газовой смеси.

Регистрируемое излучение проникает в цилиндрический счетчик через его боковую поверхность, в торцовый – через слюдяное окошко и частично через боковую поверхность. Первичные электроны, входящие в состав регистрируемого излучения, а также вторичные электроны, выбитые регистрируемым излучением из боковой стенки или атомов газа, ускоряются электрическим полем и устремляются к аноду. Проходя через газ, они вызывают ионизацию и возбуждение встречающихся на их пути атомов. Освобождающиеся при этом дополнительные вторичные электроны также ускоряются электрическим полем и, двигаясь к аноду, производят ионизацию новых атомов. Положительные ионы, образующиеся вследствие ионизации, движутся к аноду.

Таким образом, попадание в счетчик ионизирующей частицы (электрона, позитрона, альфа-частицы, протона и др.) с энергией, достаточной для образования хотя бы одной электронно-ионной пары, способно вызвать появление целой лавины электронов и положительных ионов.

Регистрация рентгеновского и γ -излучения (фотонного излучения) происходит практически полностью за счет ионизации газа вторичными электронами, выбитыми фотонами из стенок счетчика.

Медленные нейтроны регистрируются счетчиками Гейгера, заполненными трехфтористым бором, по вторичным альфа-частицам. Быстрые нейтроны регистрируются счетчиками заполненными водородом или со стенками из водородосодержащего материала по вторичным протонам отдачи.

Возникающий в счетчике газовый разряд является самостоятельным. Механизм его развития можно объяснить следующим образом. Электроны, образующие первичную лавину, движутся в счетчике к аноду, положительные ионы – к катоду. Достигая катода, ионы выбивают из него электроны, присоединяют их к себе и нейтрализуются. При этом существует вероятность, что положительные ионы вырывают из катода больше электронов, чем необходимо для их нейтрализации. Эти дополнительные свободные электроны, ускоренные электрическим полем, порождают новые электронно-ионные лавины. Если энергия электронов недостаточна для ионизации газа, то при столкновении с ними нейтральные атомы переходят в возбужденное состояние. Возвращение атомов в основное состояние (снятие возбуждения) сопровождается испусканием фотонов.

Наряду с ионизацией в газе протекает и обратный процесс – рекомбинация положительных ионов и электронов. При воссоединении положительных ионов и электронов возникает электромагнитное излучение, так называемое рекомбинационное свечение.

Свечение нейтральных атомов при снятии возбуждения и рекомбинационное (в основном ультрафиолетовое) вызывают фотоэффект – вырывание электронов из внутренней поверхности катода. Фотоэлектроны, как и дополнительные электроны, вырванные из катода при нейтрализации на нем положительных ионов, ускоряются электрическим полем и движутся к аноду, порождая новые электронно-ионные лавины и возбуждая нейтральные атомы.

В результате многократного повторения описанных процессов в счетчике возникает самоподдерживающийся (самостоятельный) газовый разряд, являющийся откликом на попадание в его рабочий объем ионизирующей частицы. Для того, чтобы счетчик смог отреагировать на появление в нем следующей частицы, входящей в состав регистрируемого излучения, самостоятельный разряд в счетчике необходимо погасить.

По способу гашения самостоятельного газового разряда различают самогасящиеся и несамогасящиеся счетчики Гейгера.

В несамогасящихся счетчиках применяется радиотехнический метод прерывания газового разряда. На рисунке 3 приведена электрическая схема включения несамогасящегося счетчика Гейгера.

Для прерывания газового разряда в цепь счетчика вводится высокоомный резистор с сопротивлением $R \sim 10^8 - 10^9$ Ом и конденсатор.

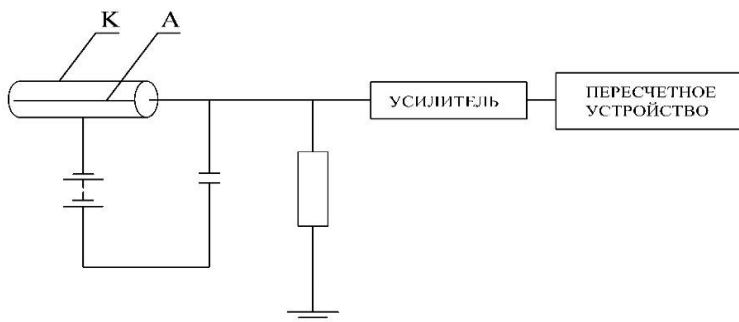


Рисунок 3

При отсутствии газового разряда напряжение между катодом К и анодом А счетчика $U_{сч}$ равно напряжению на клеммах источника $U_{ист}$.

Самостоятельный разряд, возникающий в счетчике, замыкает цепь, и через резистор с сопротивлением R начинает течь ток I . По закону Ома для замкнутой цепи это приводит к уменьшению напряжения между катодом и анодом счетчика: $U_{сч} = U_{ист} - IR$.

При большом сопротивлении R резистора напряжение на счетчике снижается до критического значения U_0 , (напряжения зажигания) ниже которого электрическое поле счетчика не может сообщить электронам энергию, достаточную для образования электронной лавины.

Если $U_{сч} < U_0$ электроны и положительные ионы рекомбинируют, не успевая достигнуть электродов. Газовый разряд прерывается.

Импульс тока, возникающий в цепи счетчика, усиливается и подается на пересчетную схему.

Длительность самостоятельного газового разряда в несамогасящемся счетчике $\sim 10^{-6}$ с. После его гашения положительные ионы дрейфуют к катоду и нейтрализуются на нем.

В течение $\tau \approx 10^{-2}$ с (τ – время разрядки конденсатора через резистор) напряжение на счетчике восстанавливается. Время восстановления напряжения называют «мертвым временем» счетчика. Все это время счетчик оказывается практически неработоспособным, нечувствительным к проходящим через его объем ионизирующим частицам. Счетчик с «мертвым временем» $\tau \approx 10^{-2}$ с способен за секунду среагировать примерно на 100 частиц.

Большое время восстановления чувствительности ограничивает применение несамогасящихся счетчиков Гейгера для регистрации ионизирующих излучений с высокой интенсивностью.

Гашение газового разряда в самогасящихся счетчиках Гейгера достигается за счет подбора состава газовой смеси, заполняющей счетчик. Обычно счетчики этого типа заполняют смесью из инертного (неона, аргона) и многоатомного (10 % паров спирта, этилена) газов или инертным газом с добавкой 0,1 % галогенов (хлора, брома, йода).

Ионизирующая частица, попадая в рабочий объем самогасящегося счетчика, вызывает появление электронно-ионной лавины. Механизм ее возникновения такой же, как и у несамогасящихся счетчиков. Однако в самогасящихся счетчиках возникающий газовый разряд является кратковременным. Его гашение – это результат эффективного поглощения молекулами многоатомной добавки ультрафиолетовых фотонов, высвечиваемых возбужденными атомами и рекомбинирующими ионами. Исчезновение ультрафиолетовых фотонов предотвращает появление фотоэлектронов и, таким образом, устраняет условия для образования новых электронно-ионных лавин.

Из-за диссоциации многоатомных молекул срок работы содержащих их газоразрядных счетчиков ограничен регистрацией 10^8 – 10^9 ионизирующих частиц.

В галогенных счетчиках Гейгера гашение газового разряда происходит в результате присоединения электроотрицательными одновалентными атомами хлора, брома или йода, электронов, в том числе и фотоэлектронов, и экранирования поля анода облаком медленных положительных ионов. Срок службы галогенных счетчиков практически не ограничен.

«Мертвое время» самогасящихся газоразрядных счетчиков меньше, чем у несамогасящихся, но все же достаточно велико – порядка 10^{-4} с. Самогасящиеся счетчики Гейгера способны регистрировать 10^4 – 10^5 ионизирующих частиц в секунду. Число импульсов тока,

возникающих в газоразрядных счетчиках обоих типов, зависит от напряжения между его электродами и не всегда совпадает с числом пронизывающих его частиц.

Число импульсов, регистрируемых счетчиком Гейгера в единицу времени, называют скоростью счета импульсов.

Типичная зависимость скорости счета импульсов v от напряжения $U_{сч}$, приложенного между электродами счетчика Гейгера, приведена на рисунке 4. Зависимость $v = f(U_{сч})$ называют счетной характеристикой детектора.

При напряжении $U_{сч} < U_0$ (U_0 – напряжение зажигания) электрические импульсы в цепи анода не возникают. Счетчик «не чувствует» пронизывающего его ионизирующего излучения. Это связано с тем, что при $U_{сч} < U_0$ электронно-ионные пары, образующиеся в рабочем объеме счетчика под воздействием ионизирующего излучения, рекомбинируют, не успевая достигнуть электродов.

С ростом напряжения процессы рекомбинации становятся менее вероятными, чем ионизация атомов, что и приводит к росту числа частиц, регистрируемых счетчиком в интервале значений напряжения от U_0 до U_1 .

При дальнейшем повышении напряжения от U_1 до U_2 число импульсов, регистрируемых счетчиком в единицу времени, становится практически постоянным. При напряжении $U_1 \leq U_{сч} \leq U_2$ появление в объеме счетчика ионизирующей частицы приводит к возникновению в цепи счетчика одного электрического импульса. Счетчик работает в гейгеровской области.

Участок счетной характеристики, соответствующий этой области, называется плато и представляет собой ее рабочую часть. Протяженность плато у счетчиков Гейгера – не менее 100 В. Скорость счета импульсов в его пределах изменяется не более чем на 3–5 %. У некоторых счетчиков плато имеет незначительный уклон

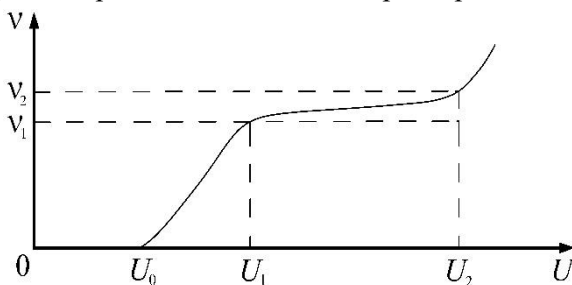


Рисунок 4

$$K = \frac{v_2 - v_1}{v_1(U_2 - U_1)} \cdot 100 \% . \quad (1)$$

Рабочее напряжение счетчика Гейгера выбирается примерно в середине плато.

При напряжении $U_{сч} \geq U_2$ попадание в счетчик одной ионизирующей частицы вызывает не один, а несколько последовательных импульсов тока в цепи анода. То есть происходит многократная регистрация одной частицы. При дальнейшем повышении напряжения в счетчике возникает непрерывный, самостоятельный газовый разряд, приводящий к порче счетчика. В режиме $U_{сч} \geq U_2$ счетчик Гейгера применяться не может. При работе со счетчиком следует иметь в виду, что даже в гейгеровской области он регистрирует не все пронизывающие его частицы. Отношение числа зарегистрированных частиц (фотонов) к числу частиц (фотонов), попавших в счетчик, называют эффективностью регистрации. Эффективность регистрации зависит от энергии частиц и вероятности их взаимодействия с материалом стенок и окошка счетчика, а также с атомами и молекулами газа, заполняющего его объем. В частности, для газоразрядных счетчиков характерна очень низкая чувствительность по отношению к фотонному излучению, регистрируемому в основном по вторичным электронам и позитронам, которые испускаются стенками и окошком счетчика при взаимодействии с рентгеновскими и гамма-фотонами. Вероятность взаимодействия фотонного излучения с веществом очень мала, поэтому эффективность регистрации его счетчиками Гейгера с металлическим или металлизированным корпусом (катодом) не превышает 1–2 %. Эффективность регистрации рентгеновского и гамма-излучения торцовыми счетчиками со слюдяным окошком еще ниже.

Торцовые газоразрядные счетчики Гейгера обладают высокой чувствительностью по отношению к бета-излучению. Поэтому их широко используют в радиометрах, предназначенных для измерения бета-активности источников, а также потока и плотности потока бета-частиц.

1.3 Сцинтилляционные детекторы

Сцинтилляция – это кратковременная световая вспышка с длительностью высвечивания $\sim 10^{-4} \dots 10^{-9}$ с, возникающая под действием ионизирующих излучений. Вещества, в которых при прохождении заряжен-

ных частиц возникают сцинтилляции, называют сцинтилляторами. Сцинтилляторы могут быть неорганическими и органическими.

Неорганические сцинтилляторы в большинстве своем являются активированными монокристаллами. В качестве неорганических сцинтилляторов используются монокристаллы NaJ(Tl), CsJ(Tl), KJ(Tl), Li(Eu), мелкокристаллический порошок ZnS(Ag) и другие неорганические соединения. Одним из лучших и наиболее часто применяемым неорганическим сцинтиллятором является NaJ(Tl).

Органическими сцинтилляторами могут быть некоторые органические кристаллы (антрацен – C₁₄H₁₀, стильбен – C₁₄H₁₂, нафталин – C₁₀H₈), жидкие растворы сцинтиллирующих веществ в органических растворителях (ксилол с добавкой *p*-терфенила (5 г/л), толуол с добавкой *p*-терфенила (4 г/л) и др.) или твердые растворы сцинтиллирующих веществ в пластмассах (полистирол с добавкой *p*-терфенила (0,9 %) и др.).

К числу сцинтилляторов относятся инертные газы и их смеси в газообразном, жидком и твердом состояниях.

Сцинтилляции являются одним из видов люминесценции. Механизм превращения энергии частицы в световую достаточно сложный, зависит от типа сцинтиллятора и природы регистрируемого излучения. Упрощенно возникновение сцинтилляций можно объяснить следующим образом. Заряженная частица, проходя через сцинтиллятор, растрчивает свою энергию на ионизацию и возбуждение встречающихся атомов и молекул. Переходя из возбужденного состояния в основное, атомы и молекулы сцинтиллятора испускают электромагнитное излучение в области видимого света или ультрафиолета.

Максимум в спектре люминесценции для большинства неорганических и органических сцинтилляторов находится в видимом диапазоне (~ 350–560) нм. У газовых сцинтилляторов он приходится на ультрафиолетовый диапазон (~ 200 нм).

Сцинтилляции под действием гамма-фотонов обусловлены вторичными электронами и позитронами, возникающими в результате взаимодействия фотонного излучения с веществом сцинтиллятора. Сцинтилляции под действием нейтронов также вызываются вторичными частицами – протонами отдачи или заряженными частицами, возникающими в результате ядерных реакций нейтронов с ядрами атомов сцинтиллятора.

Сцинтилляционный детектор состоит из сцинтиллятора и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), размещенных в едином светоза-

щитном корпусе. Схема сцинтиляционного детектора показана на рисунке 5.

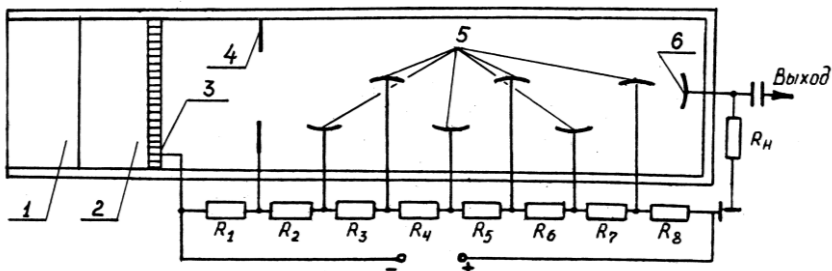


Рисунок 5

Фотоны, высвечиваемые в сцинтиляторе 1, проходят через световод 2 и выбивают из катода 3 электроны.

Выбитые из фотокатода электроны фокусируются электродами 4, умножаются вследствие вторичной электронной эмиссии с помощью системы динодов 5 и, достигая анода 6, создают кратковременный электрический импульс в его цепи. Таким образом ФЭУ преобразует световой сигнал в электрический и одновременно усиливает его.

Интенсивность световой вспышки пропорциональна энергии регистрируемой частицы. Поэтому сцинтиляционные детекторы можно использовать не только для регистрации потока и плотности потока частиц, но и для установления их энергетического распределения. В настоящее время сцинтиляционные детекторы применяются в различных спектрометрах для проведения научных исследований, радиационного контроля окружающей среды, продуктов питания, строительных материалов и т. д.

Для радиометрии внутреннего облучения жителей районов, загрязненных в результате аварии на ЧАЭС, широко используются гамма-спектрометры излучения человека (СИЧ) со сцинтиляционными детекторами на базе NaJ(Tl). С помощью этих приборов идентифицируют радионуклиды, попавшие в организм, измеряют их активность, изучают накопление и выведение радионуклидов из отдельных органов, тканей и организма в целом. Такие измерения позволяют определять дозу внутреннего облучения человека.

Содержание в организме γ -излучателей ($^{40}_{19}\text{K}$, $^{134}_{55}\text{Cs}$, $^{137}_{55}\text{Cs}$ и др.) регистрируется непосредственно по их γ -излучению.

2 ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ

Лабораторная работа № 1

ВЫБОР ВРЕМЕНИ СЧЕТА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ

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

Краткие теоретические сведения

При измерении интенсивности ионизирующего излучения и его дозиметрии существуют случайные ошибки, обусловленных как статистическим характером ядерных процессов, так и целым рядом случайных внешних воздействий на измеряемую величину, связанных с нестабильностью работы регистрирующей аппаратуры, методикой эксперимента, математической обработкой результатов и т. д. Поэтому число импульсов, регистрируемых счетчиком от источника излучения, является случайной величиной.

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

$$P = \int_{\langle X \rangle - S_{\langle X \rangle}}^{\langle X \rangle + S_{\langle X \rangle}} p(x) dx \quad (1)$$

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

где $\langle X \rangle = \frac{\sum_{i=1}^n X_i}{n}$; n – число измерений.

Вероятность P попадания в этот интервал истинного значения $X_{\text{ист}}$ измеряемой величины – доверительная вероятность.

Полуширина доверительного интервала

$$S_{<X>} = \alpha_{n,P} \sigma_{<X>}, \quad (2)$$

где $\alpha_{n,P}$ – коэффициент Стьюдента, зависящий от заданной доверительной вероятности P и числа измерений n (значения $\alpha_{n,P}$ приведены в таблице 1);

$\sigma_{<X>}$ – средняя квадратичная (стандартная) ошибка,

$$\sigma_{<X>} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (X_i - \langle X \rangle)^2}{n(n-1)}}. \quad (3)$$

Для доверительной вероятности $P = 68\%$ уже при $n \approx 7$ полуширина доверительного интервала $S_{<X>} \approx \sigma_{<X>}$. Чем больше n тем точнее это равенство (см. таблицу 1).

Таблица 1 – Коэффициенты Стьюдента $\alpha_{n,P}$

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

Отношение полуширины доверительного интервала к среднему значению измеряемой величины называют относительно ошибкой $\varepsilon_{<X>}$ этой величины. Ее выражают в относительных единицах:

$$\varepsilon_{<X>} = \frac{S_{<X>}}{\langle X \rangle}, \quad (4)$$

или в процентах:

$$\varepsilon_{<X>} = \frac{S_{<X>}}{\langle X \rangle} \cdot 100\%. \quad (4a)$$

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

Если измеряемая величина Y является функцией нескольких случайных переменных $X_1, X_2, X_3, \dots, X_n$, независимых между собой, т. е. $Y = f(X_1, X_2, X_3, \dots, X_n)$, то средняя квадратичная ошибка

$$\sigma_Y = \sqrt{\left(\frac{\partial f}{\partial X_1}\right)^2 \sigma_{X_1}^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial X_2}\right)^2 \sigma_{X_2}^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial X_3}\right)^2 \sigma_{X_3}^2 + \dots + \left(\frac{\partial f}{\partial X_n}\right)^2 \sigma_{X_n}^2}. \quad (5)$$

Из формулы (5) следует, что для суммы или разности двух измеряемых величин X_1 и X_2 средняя квадратичная ошибка

$$\sigma_{X_1 \pm X_2} = \sqrt{\sigma_{X_1}^2 + \sigma_{X_2}^2}. \quad (6)$$

Стандартная относительная ошибка в этом случае

$$\varepsilon_{X_1 \pm X_2} = \frac{\sqrt{\sigma_{X_1}^2 + \sigma_{X_2}^2}}{X_1 \pm X_2}. \quad (7)$$

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

$$v = \frac{N}{t}, \quad (8)$$

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

Воспользовавшись формулами (5) и (8), а также учитывая, что $\sigma_N = \sqrt{N}$, получим выражение для средней квадратичной ошибки при определении скорости счета импульсов:

$$\sigma_v = \sqrt{\frac{\sigma_N^2}{t^2}} = \sqrt{\frac{N}{t^2}} = \sqrt{\frac{v}{t}}. \quad (9)$$

Согласно (4) относительную ошибку ε_v для доверительной вероятности $P = 0,68$ (стандартную ошибку) можно найти по формуле

$$\varepsilon_v = \frac{1}{v} \sqrt{\frac{v}{t}} = \sqrt{\frac{1}{vt}} = \frac{1}{\sqrt{N}}. \quad (10)$$

Выраженная в процентах ошибка

$$\varepsilon_v = \frac{1}{\sqrt{N}} \cdot 100\%. \quad (10a)$$

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

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

$$v = v_\Sigma - v_\Phi,$$

где v_Σ – скорость счета от источника излучения (пробы) вместе с фоном;

v_Φ – скорость счета от фона.

В соответствии с формулами (6)–(10) стандартная (средняя квадратичная) ошибка определения скорости счета импульсов от источника излучения при наличии радиационного фона

$$\sigma_v = \sqrt{\frac{v_\Sigma}{t_\Sigma} + \frac{v_\Phi}{t_\Phi}}, \quad (11)$$

а стандартная относительная ошибка

$$\varepsilon_v = \frac{\sqrt{\frac{v_\Sigma}{t_\Sigma} + \frac{v_\Phi}{t_\Phi}}}{v_\Sigma - v_\Phi}. \quad (12)$$

Чем больше время измерения, тем больше число зарегистрированных частиц и, следовательно, меньше относительная ошибка

определения скорости счета. Но время измерения, очевидно, не может быть безграничным.

К тому же увеличение длительности эксперимента снижает производительность работы, что особенно важно при проведении массовых исследований. Кроме того, при продолжительном пребывании регистрирующей аппаратуры под напряжением, как правило, снижается стабильность ее показаний, и эффект снижения ошибки измерения за счет растягивания эксперимента во времени может быть сведен на нет этим фактором.

Ошибка определения скорости счета импульсов v от радиоактивного источника при наличии радиационного фона зависит не только от времени измерения, но и от соотношения между временем t_ϕ , затраченным на измерение скорости счета импульсов от фона, и временем измерения скорости счета импульсов от источника излучения вместе с фоном t_Σ . Если общее время измерения $t = t_\Sigma + t_\phi$ фиксировано, то ошибка измерения скорости счета $v = v_\Sigma - v_\phi$ от источника излучения будет минимальной, когда

$$\frac{t_\Sigma}{t_\phi} = \sqrt{\frac{v_\Sigma}{v_\phi}}, \quad (13)$$

где t_Σ – оптимальное время измерения v_Σ ;

t_ϕ – оптимальное время измерения v_ϕ .

При заданной стандартной относительной ошибке измерения ε_v оптимальные минимальные значения τ_ϕ и τ_Σ можно найти по формулам

$$\tau_\phi = \frac{\tilde{v}_\phi + \sqrt{\tilde{v}_\phi \tilde{v}_\Sigma}}{\varepsilon_v^2 (\tilde{v}_\Sigma - \tilde{v}_\phi)^2}; \quad (14)$$

$$\tau_\Sigma = \frac{\tilde{v}_\Sigma + \sqrt{\tilde{v}_\phi \tilde{v}_\Sigma}}{\varepsilon_v^2 (\tilde{v}_\Sigma - \tilde{v}_\phi)^2}, \quad (15)$$

где \tilde{v}_ϕ и \tilde{v}_Σ – приближенные значения скорости счета импульсов от фона и от источника излучения вместе с фоном соответственно.

Формулы (14) и (15) для вычисления τ_ϕ и τ_Σ получены из формулы (12) при условии, что $\frac{t_\Sigma}{t_\phi} = \sqrt{\frac{v_\Sigma}{v_\phi}}$.

Для практического выбора оптимального минимального времени измерения скорости счета импульсов от источника излучения необходимо провести измерение числа фоновых импульсов \tilde{N}_ϕ и числа импульсов от источника вместе с фоном \tilde{N}_Σ в течение $\tau = 10 \dots 100$ с и определить приближенные значения скоростей счета $\tilde{v}_\phi = \tilde{N}_\phi / \tau$ и $\tilde{v}_\Sigma = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tau}$. Затем, задав требуемое значение ε_v , определить соответствующие им минимальные оптимальные величины τ_ϕ и τ_Σ по формулам (14) и (15).

Если скорость счета импульсов v от источника излучения значительно больше фоновой скорости счета v_ϕ последней можно пренебречь.

Соотношение между v_ϕ и v_Σ , при котором скорость счета от фона можно не учитывать, зависит от требуемой точности результата. Так, при измерении с относительной ошибкой $\varepsilon_v = 10\%$ фоновой скоростью счета v_ϕ можно пренебречь, если отношение $\frac{v_\Sigma}{v_\phi} \geq 2$; при

$\varepsilon_v = 3\%$ – v_ϕ можно пренебречь, если $\frac{v_\Sigma}{v_\phi} \geq 5$.

Оптимальное время измерения скорости счета импульсов v от исследуемого источника можно выбирать также с помощью таблицы Белла.

В столбцах таблицы 2 указаны: N'_ϕ – число фоновых импульсов и N'_Σ – число импульсов от источника излучения вместе с фоном, ко-

торые необходимо зарегистрировать, чтобы измерить с соответствующей относительной ошибкой измерения ε_v скорость счета импульсов от источника. Время, необходимое для измерения указанного в таблице Белла числа импульсов N'_Φ и N'_Σ , является оптимальным временем измерения. В каждом столбце этой таблицы ниже горизонтальных разделительных линий (подчеркнутых цифр) находятся значения N'_Φ и N'_Σ , при которых скоростью счета импульсов от фона можно пренебречь и считать, что $v \approx v_\Sigma$.

Таблица 2 – Таблица Белла

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

Коэффициент K в таблице Белла представляет собой отношение приближенных значений \tilde{N}_Σ и \tilde{N}_Φ , измеренных за равные короткие промежутки времени $\tau = 10 \dots 100$ с.

Оптимальное время измерения скорости счета фоновых импульсов

находится с помощью таблицы Белла по формуле: $\tau'_\Phi = \frac{N'_\Phi}{\tilde{v}_\Phi} (N'_\Phi -$

число фоновых импульсов из таблицы Белла, которое соответствует экспериментально определенному значению коэффициента K и заданному значению относительной стандартной ошибки измерения скорости счета импульсов ε_v).

Аналогично по таблице Белла находят оптимальное время измерения скорости счета импульсов от пробы вместе с фоном: $\tau'_\Sigma = \frac{N'_\Sigma}{\tilde{V}_\Sigma}$.

Если экспериментальное значение $K = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{N_\Phi}$ в таблице Белла отсутствует, τ'_Φ и τ'_Σ можно определить приблизительно с помощью интерполяции.

Приборы и принадлежности

Выбор времени счета импульсов от фона и от радиоактивной пробы вместе с фоном производится с помощью радиометра БЕТА (рисунок 1).

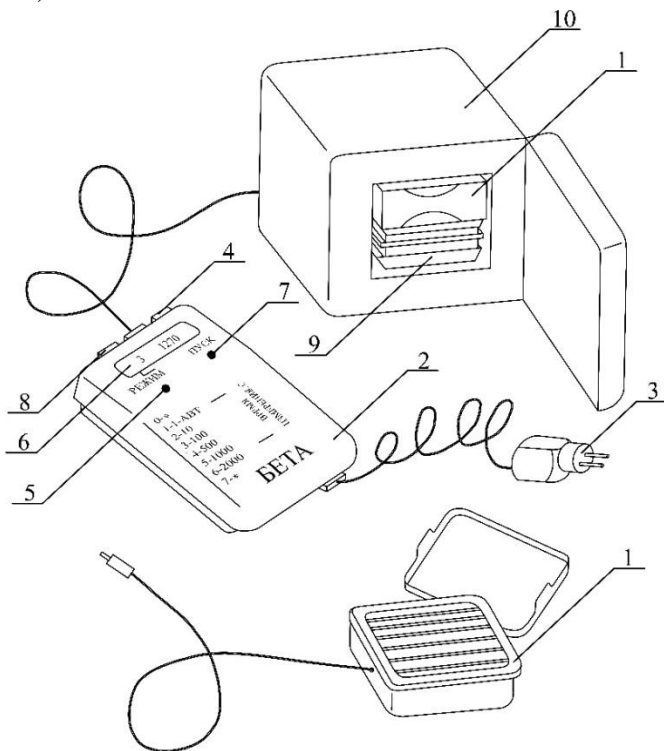


Рисунок 1

Радиометр состоит из блока детектирования 1, измерительного блока 2 и блока питания 3.

Детектором излучения в радиометре БЕТА служит торцовый га-логенный счетчик Гейгера марки СБТ-10А. Счетчик имеет прямо-угольное входное слюдяное окошко размером 91×74 мм.

Блок детектирования подключен к измерительному блоку гибким кабелем. Радиометр включают и выключают переключателем 4. Вре-мя измерения импульсов устанавливается кнопкой 5 – РЕЖИМ. Прибор имеет семь рабочих режимов: 1 с – Авт., 10 с, 100 с, 500 с, 1000 с, 2000 с, К (тестовый). Номер выбранного режима высвечивается на первом знакоместе цифрового жидкокристаллического индикатора 6. Счет импульсов в заданном режиме начинается после нажатия кнопки 7 ПУСК. Сообщение о завершении работы радиометра в заданном ре-жиме производится в форме прерывистого звукового сигнала. Звуковой индикатор включают и выключают переключателем 8.

Число сосчитанных импульсов высвечивается на третьем – ше-стом знакоместах цифрового индикатора. Второе знакоместо исполь-зуется как разделительное.

Седьмой (тестовый) режим работы предназначен для проверки (тестирования) функционирования блока индикации. При нор-мальном функционировании этого блока в режиме тестирования на цифровом табло наблюдается периодическое, последовательное изменение цифр от 0000 до 9999. После достижения значений 9999 цифровое табло обнуляется и в автоматическом режиме те-стирование циклически повторяется. После первого успешного цикла тестирования прибор готов к работе и кнопкой РЕЖИМ пе-реводится в рабочий режим, предусмотренный выполнением из-мерений.

Питание радиометра осуществляется от трех батарейных источников постоянного тока типа А316 или от сетевого блока питания Д2-10М. Элементы питания радиометра размещаются в специальном отсеке из-мерительного блока, закрытом легкоъемной крышкой. Сетевой блок питания 3 подключается к измерительному блоку гибким кабелем через разъем в нижней торцовой части измерительного блока.

Для снижения влияния радиационного фона на точность измере-ний исследуемые радиоактивные пробы в стандартной кювете 9 и детектор 1 размещаются в свинцовом прямоугольном домике 10. Наружные размеры домика – 155×150×125 мм, толщина стенки – 20 мм. При мощности амбиентной дозы фонового излучения в лабо-

ратории менее 0,25 мкЗв/ч допускаются измерения без свинцовой защиты.

Радиометр БЕТА предназначен для регистрации бета-частиц с энергией $0,156 \leq E \leq 3,0$ МэВ ($1 \text{ МэВ} = 1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж).

Если слюдяное окошко детектора закрыть стандартной стальной крышкой толщиной 2 мм, которая имеется в комплекте прибора, радиометр БЕТА регистрирует гамма-излучение.

Принцип действия галогенного торцового счетчика Гейгера, используемого в радиометре БЕТА в качестве детектора излучения, рассмотрен в разделе Регистрация излучения настоящего пособия. Инструкция по эксплуатации радиометра прилагается к прибору и находится на рабочем месте.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Ознакомьтесь с назначением органов управления и правилами эксплуатации радиометра БЕТА. Включите радиометр, выждав ~1,5–2 мин, установите 7-й режим работы и проверьте правильность функционирования блока индикации.

2 Установите 3-й режим работы ($\tau = 100$ с) и проведите однократное измерение числа фоновых импульсов \tilde{N}_ϕ , регистрируемых радиометром от пустой кюветы в свинцовом домике. Вычислите приближенное значение скорости счета фоновых импульсов $\tilde{\nu}_\phi = \frac{\tilde{N}_\phi}{\tau}$.

3 Заполните кювету радиоактивной пробой и измерьте в 3-м режиме ($\tau = 100$ с) число импульсов \tilde{N}_Σ , регистрируемых счетчиком от пробы вместе с фоном. Определите приближенное значение скорости счета импульсов $\tilde{\nu}_\Sigma = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tau}$. Рассчитайте по формулам (14) и (15) оптимальные минимальные значения времени τ_ϕ и τ_Σ , при которых стандартная относительная ошибка измерения скорости счета импульсов от радиоактивной пробы составляет: 0,5 %; 1 %; 2 %; 3 %; 5 %; 10 % (выбор ε_v согласуйте с преподавателем).

4 Задайте стандартную относительную ошибку ε_v , установите режим работы радиометра, при котором время измерения $t_\phi \approx \tau_\phi$, и

измерьте фоновое число импульсов N_{ϕ} . Аналогичным образом проведите измерение числа импульсов N_{Σ} от пробы вместе с фоном. Найдите скорость счета импульсов от исследуемой пробы:

$$v = v_{\Sigma} - v_{\phi} = \frac{N_{\Sigma}}{t_{\Sigma}} - \frac{N_{\phi}}{t_{\phi}}, \text{ где } t_{\Sigma} \text{ и } t_{\phi} - \text{ время, отсчитываемое таймером радиометра при измерении } N_{\Sigma} \text{ и } N_{\phi} \text{ соответственно.}$$

5 Рассчитайте стандартные относительные ошибки измерения скорости счета импульсов от фона $\varepsilon_{v_{\phi}}$ и от исследуемой пробы вместе с фоном $\varepsilon_{v_{\Sigma}}$ по формуле (10а), используя экспериментальные значения N_{ϕ} и N_{Σ} . По формуле (12) рассчитайте также стандартную относительную ошибку скорости счета импульсов от исследуемой пробы и сравните полученное значение с величиной заданной ошибки измерения ε_v .

6 На основании измеренных ранее в п. 2 и 3 значений \tilde{N}_{Σ} и \tilde{N}_{ϕ} рассчитайте коэффициент $K = \frac{\tilde{N}_{\Sigma}}{\tilde{N}_{\phi}}$ и определите с помощью таблицы Белла

Белла $\tau'_{\phi} = \frac{N'_{\phi}}{v_{\phi}}$ – время измерения фоновых импульсов и $\tau'_{\Sigma} = \frac{N'_{\Sigma}}{\tilde{v}_{\Sigma}}$ –

время измерения импульсов от пробы вместе с фоном, при которых относительная ошибка ε_v соответствует выбранному вами значению.

7 Сравните значения t_{ϕ} и t_{Σ} , рассчитанные по формулам (14) и (15), с соответствующими значениями τ'_{ϕ} и τ'_{Σ} , полученными с помощью таблицы Белла. Проанализируйте результаты проведенного сравнения.

Результаты измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

ε_v	$\tau_{\phi}, \text{ с}$	$\tau_{\Sigma}, \text{ с}$	$t_{\phi}, \text{ с}$	$t_{\Sigma}, \text{ с}$	$N_{\phi},$ ИМП	$N_{\Sigma},$ ИМП	$v_{\phi},$ ИМП/с	$v_{\Sigma},$ ИМП/с	$\tau'_{\Sigma}, \text{ с}$	$\tau'_{\phi}, \text{ с}$

Контрольные вопросы и задания

1 Запишите выражение для средней квадратичной ошибки и полуширины доверительного интервала при прямом измерении некоторой величины X .

2 Запишите формулу для вычисления полуширины доверительного интервала S_v и относительной ошибки ε_v при измерении скорости счета импульсов с вероятностью: 1) $P = 0,68$; 2) $P = 0,90$; 3) $P = 0,95$.

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

4 Допустимо ли, чтобы время измерения скорости счета фоновых импульсов и время измерения скорости счета импульсов от источника излучения вместе с фоном были одинаковыми?

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

Рекомендуемая литература: [3, 4, 8, 10].

Лабораторная работа № 2

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ БЕТА-ИЗЛУЧАЮЩИХ НУКЛИДОВ В ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТАХ

Цель работы: определение удельной активности бета-излучающих нуклидов в продуктах питания растительного и животного происхождения методом «толстых» проб.

Краткие теоретические сведения

Содержание радионуклидов в различных продуктах питания, воде, воздухе, строительных материалах, почве и других источниках излучения можно оценить по их активности. **Активность A радионуклида** в источнике (пробе)* – это число распадов радиоактивных ядер, содержащихся в источнике (пробе), происходящих за единицу времени.

По определению

* Источник (проба) – объект, содержащий радиоактивные ядра.

$$A = \frac{dN_{\text{расп}}}{dt}, \quad (1)$$

где $dN_{\text{расп}}$ – число ядер, распадающихся в источнике (пробе) за промежуток времени, длительность которого dt .

Можно показать, что для источника (пробы), содержащего радиоактивные ядра только одного вида, активность радионуклида

$$A = \lambda N, \quad (2)$$

где λ – постоянная распада;

N – число радиоактивных ядер в источнике (пробе).

Активность измеряется в беккерелях (Бк). Бк = 1 расп/с.

В практике измерений до сих пор встречается устаревшая внесистемная единица активности – кюри (Ки) и ее дольные единицы: мКи, мкКи, нКи. Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

Отношение активности A радионуклида в источнике (пробе) к массе m источника (пробы) называют **удельной активностью A_m радионуклида**.

$$A_m = \frac{A}{m}. \quad (3)$$

Удельная активность радионуклида в единицах СИ измеряется в Бк/кг. Наиболее часто встречающимися внесистемными единицами A_m являются Ки/кг, мкКи/кг.

Приборы, предназначенные для измерения активности, называют радиометрами. Они регистрируют излучение, испускаемое радиоактивными ядрами источника (пробы). Все радиометры состоят из детектора излучения, измерительного блока и блока питания. Исследуемые пробы и детектор для снижения уровня радиационного фона обычно размещают в свинцовом домике. Наличие свинцовой защиты особенно важно при измерении проб с низкой активностью.

Обычно радиометры регистрируют число импульсов от фона и от пробы вместе с фоном за определенный промежуток времени, или соответствующие им скорости счета импульсов.

Скорость счета импульсов $v = \frac{N}{t}$ (N – число импульсов, зарегистрированных за промежуток времени, длительность которого t).

В условиях 4π -геометрии съемки (источник находится внутри детектора) скорость счета импульсов v и активность A радиоактивного источника с учетом самопоглощения излучения совпадают. Такие измерения лежат в основе абсолютного метода определения активности проб. Однако абсолютный метод не всегда доступен из-за отсутствия необходимой измерительной аппаратуры, прежде всего детекторов излучения соответствующей конструкции, а также размеров и физико-химических свойств исследуемых материалов. При массовых измерениях активности этот метод практически не используется.

Если источник и детектор находятся на некотором расстоянии друг от друга (2π -я геометрия съемки), скорость счета импульсов от источника меньше, чем число распадов в нем. При этом активность источника и скорость счета импульсов, регистрируемых от него радиометром, взаимно пропорциональны. Такая геометрия съемки осуществляется в большинстве ныне используемых методов радиометрии. Одним из них является метод «толстых» проб, позволяющий определить удельную активность твердых, сыпучих и жидких источников излучения.

В практике массового санитарно-гигиенического контроля загрязнения бета-излучающими радионуклидами пищевых продуктов, воды и почвы экспрессный метод «толстых» проб получил широкое распространение благодаря своей доступности и высокой производительности. После 1986 года он широко использовался санитарно-гигиеническими и ветеринарными службами на территориях, подвергшихся загрязнению радионуклидами вследствие аварии на ЧАЭС.

Для измерения активности методом «толстых» проб применяют радиометры ДП-100, КРК-1, КРВП-ЗАБ, РКБ4-1еМ, БЕТА или их аналоги. Перечисленные радиометры используются для измерения проб с удельной активностью не менее 37 Бк/кг (10^{-9} Ки/кг). Погрешность определения A_m указанным методом относительно велика и достигает $\pm 50\%$. При радиометрии эталонных источников относительная погрешность измерений составляет примерно $\pm 25\%$.

Проба считается «толстой», если ее толщина d больше четырех-пяти слоев половинного ослабления бета-излучения $\Delta_{1/2}$:

$$d \geq (4...5)\Delta_{1/2}. \quad (4)$$

Слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ – толщина поглощающего слоя, при прохождении которого интенсивность бета-излучения уменьшается вдвое. Его величина зависит от энергии бета-частиц и плотности поглотителя.

Метод «толстых» проб позволяет определить суммарную бета-активность всех содержащимися в исследуемой пробе радионуклидов, излучающих электроны и позитроны с энергией в диапазоне, определенном для каждого типа радиометра. Так, например, радиометры, в которых детектором бета-излучения является галогенный торцовый счетчик Гейгера-Мюллера типа СБТ-10А (КРВП-ЗАБ, БЕТА и др.), регистрируют электроны с энергией в диапазоне 0,156–3,0 МэВ.

Определить энергию излучения и радионуклидный состав пробы методом «толстых» проб невозможно. Решение подобной задачи осуществляется с помощью специальных приборов – спектрометров.

При измерении методом «толстых» проб определяют скорость чета фоновых импульсов v_ϕ от пустой стандартной кюветы или кюветы с фоновой пробой (дистиллированной водой) и суммарную скорость счета импульсов v_Σ от исследуемой пробы вместе с фоном.

Удельную A_m активность пробы рассчитывают по формуле

$$A_m = \frac{v_\Sigma - v_\phi}{P_m}, \quad (5)$$

где P_m – чувствительность радиометра.

Чувствительность радиометра зависит от типа радиометра, физико-химических свойств и радионуклидного состава пробы. Чувствительность радиометра БЕТА для некоторых видов пищевых продуктов, воды и почвы приведена в таблице 1.

Таблица 1 – Чувствительность радиометра БЕТА при измерении удельной активности проб (80 % $^{137}_{55}\text{Cs}$ + 20 % все др.)

Проба	P_m	
	$10^{-4} \frac{\text{кг}}{\text{Бк} \cdot \text{с}}$	$10^7 \frac{\text{кг}}{\text{Ки} \cdot \text{с}}$
Песок, земля, ил, вода	11,621	4,3
Мука, корнеплоды, крупа, овощи	5,136	1,9
Мясо, молоко	3,243	1,2

Необходимое для измерения методом «толстых» проб условие (4) выполняется при определении скорости счета импульсов v_{ϕ} и v_{Σ} от стандартных кювет, доверху заполненных фоновой или исследуемой пробами.

Активность бета-излучающих радионуклидов в воде, почве, продукции растение- и животноводства, получаемой в настоящее время на территориях, загрязненных искусственными радионуклидами после аварии на Чернобыльской АЭС, обусловлена преимущественно $^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{90}_{38}\text{Sr}$ и естественным $^{40}_{19}\text{K}$. Данные о естественной бета-активности $^{40}_{19}\text{K}$ в некоторых видах продукции растительного и животного происхождения содержатся в таблице 2.

В приложении Б приведены временно допустимые уровни (ВДУ), республиканские контрольные уровни (РКУ) и республиканские допустимые уровни (РДУ) удельной активности радионуклидов цезия и стронция в основных продуктах питания, вводимые в разные периоды времени после аварии на ЧАЭС (таблица Б.9), данные об удельной активности этих радионуклидов в пищевых продуктах, потребляемых в 1963–1991 гг. (таблицы Б.6–Б.8), а также критерии ограничения потребления пищевых продуктов, загрязненных искусственными радионуклидами, предусмотренные НРБ–2000 (таблицы Б.10, Б.11).

Таблица 2 – Удельная активность $^{40}_{19}\text{K}$ в некоторых пищевых продуктах

Продукт	A_m , Бк/кг	Продукт	A_m , Бк/кг
Молоко коровье	44,4	Кукуруза	111,4
Мясо говяжье	84,0	Свекла сахарная	96,2
Мясо свиное	33,3	Картофель	119,5
Мясо кролика	107,3	Капуста	135,4
Рыба	70,3	Пшеница (зерно)	124,3
Рожь (зерно)	156,1	Овес (зерно)	154,7
Горох	274,0	Морковь	85,0
Лук	44,4	Огурцы	100,0
Фасоль	325,6	Клюква	44,4
Грибы сушеные	100–300	Масло сливочное	3,7

Приборы и принадлежности

Определение удельной активности бета-излучающих нуклидов в исследуемых пробах производится с помощью радиометра БЕТА.

Описание радиометра БЕТА и правила его эксплуатации приведены в лабораторной работе № 1.

Пробы мяса, корнеплодов, овощей и других продуктов измельчают ножом, мясорубкой или на овощной терке.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Включите радиометр, выждав $\sim 1,5$ мин, установите 7-й режим работы и проверьте правильность функционирования блока индикации.

2 Установите пустую или заполненную дистиллированной водой кювету в нижний паз этажерки свинцового домика и в 3-м режиме ($\tau = 100$ с) измерьте фоновое число импульсов \tilde{N}_ϕ . Рассчитайте прибли-

женное значение скорости счета фоновых импульсов $\tilde{v}_\phi = \frac{\tilde{N}_\phi}{\tau}$.

3 Заполните чистую кювету исследуемой пробой, уплотните и разровняйте ее поверхность стеклянной пластинкой. Проба должна полностью заполнять кювету, но не выступать за ее края. Установите кювету с исследуемой пробой в свинцовый домик вместо кюветы с фоновой пробой, в 3-м режиме измерьте число импульсов \tilde{N}_Σ от пробы вместе с фоном и рассчитайте приближенную скорость счета импульсов $\tilde{v}_\Sigma = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tau}$.

4 Найдите оптимальные минимальные значения времен τ_ϕ и τ_Σ измерения скоростей счета v_ϕ и v_Σ соответственно, для которых стандартная относительная ошибка измерения скорости счета импульсов от пробы $v = v_\Sigma - v_\phi$ составляет 3 % ($\varepsilon_v = 0,03$). Вычисления проведите по формулам (14) и (15), приведенным в описании лабораторной работы № 1. Если $\tau_\Sigma > 1000$ с, увеличьте значение ε_v по согласованию с преподавателем.

5 Выберите режим работы радиометра, наиболее близкий к расчетному ($t_\Sigma \approx \tau_\Sigma$), определите число импульсов N_Σ и скорость счета им-

пульсов v_Σ от исследуемой пробы вместе с фоном: $v_\Sigma = \frac{N_\Sigma}{t_\Sigma}$.

Аналогичным путем определите скорость счета фоновых импульсов $v_{\text{ф}}$.

6 Рассчитайте по формуле (5) удельную активность бета-излучающих нуклидов A_m в исследуемой пробе в Бк/кг и Ки/кг. Значения чувствительности радиометра возьмите из таблицы 1. Найдите среднюю квадратичную ошибку σ_{A_m} .

7 Измерьте скорость счета импульсов от всех отобранных проб и определите суммарную удельную активность бета-излучающих нуклидов по методике, описанной в пп. 3–6. Результаты представьте в форме таблицы:

8 Из полученных значений A_m вычтите удельную активность природного $^{40}_{19}\text{K}$ в исследуемых продуктах (см. таблицу 2).

Проба	$N_{\text{ф}}$, имп	$t_{\text{ф}}$, с	$v_{\text{ф}}$, имп/с	N_{Σ} , имп	t_{Σ} , с	v_{Σ} , имп/с	A_m ,	
							Бк/кг	Ки/кг

9 Сравните полученные значения A_m с удельной активностью природного калия-40 в исследуемых продуктах, ВДУ, РКУ и РДУ содержания радионуклидов цезия и стронция в продуктах питания и питьевой воде (см. таблицу Б.9), а также с данными об удельной активности радионуклидов цезия и стронция в некоторых продуктах питания до аварии на ЧАЭС (см. таблицы Б.6 и Б.7) и в других регионах (см. таблицу Б.8).

Контрольные вопросы и задания

1 Дайте определение: 1) активности радионуклида; 2) удельной активности радионуклида. В каких единицах измеряются указанные величины?

2 Как называются приборы, предназначенные для измерения активности радионуклида?

3 Какие пробы называются «толстыми»?

4 Какими радионуклидами обусловлена в настоящее время бета-активность в продукции растениеводства и животноводства, получаемой на территориях, загрязненных радионуклидами в результате аварии на ЧАЭС?

Рекомендуемая литература: [8, 10, 14, 27, 30].

ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Цель работы: ознакомление с методами экспериментального определения доз, приобретение навыков работы с дозиметрическими приборами, измерение мощности амбиентной дозы и амбиентной дозы гамма-излучения радиационного фона.

Краткие теоретические сведения

Различные виды излучения: рентгеновское и гамма-излучение, потоки альфа- и бета-частиц, осколков деления тяжелых ядер, протонов, нейтронов и других частиц, при прохождении через вещество оказывают на него воздействие. Каждый вид излучения имеет специфические особенности взаимодействия с веществом. Но при этом практически все они обладают ионизирующим действием. Величины и единицы, используемые для описания взаимодействия ионизирующих излучений с веществом, периодически пересматриваются и совершенствуются. Создана Международная комиссия по радиационным единицам (МКРЕ), которая разрабатывает и рекомендует к использованию величины и единицы для описания ионизирующих излучений и их взаимодействия с веществом. Однако перечень этих величин и единиц не является бесспорным и законченным.

С точки зрения существующей сегодня терминологии и метрологии при описании взаимодействия излучения с веществом основным понятием является доза излучения.

Доза излучения (доза) – это количественная мера воздействия излучения на вещество. Различают экспозиционную X , поглощенную D , эквивалентную H , эффективную $H_{эф}$ и амбиентную $H^*(d)$ дозы.

1 Экспозиционная доза. В воздухе под воздействием фотонного излучения образуются положительно и отрицательно заряженные ионы.

Экспозиционная доза X – это отношение суммарного электрического заряда dq всех ионов одного знака, образующихся при полном торможении вторичных электронов, отщепленных фотонным излучением от атомов в элементарном объеме сухого воздуха, к массе dm воздуха в этом объеме:

$$X = \frac{dq}{dm}. \quad (1)$$

Единица измерения экспозиционной дозы в СИ – Кл/кг. Если экспозиционная доза $X = 1$ Кл/кг, в 1 кг облучаемого воздуха образуется суммарный заряд ионов одного знака, равный 1 Кл.

Внесистемная, широко распространенная единица экспозиционной дозы – рентген (Р). Рентген – экспозиционная доза, при которой в 1 кг облучаемого воздуха образуется суммарный заряд ионов одного знака $q = 2,59 \cdot 10^{-4}$ Кл; то есть $1 \text{ Р} = 2,59 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$.

Соответственно $1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р}$.

Мощность экспозиционной дозы \dot{X} – это отношение приращения экспозиционной дозы dX за малый промежуток времени к его длительности dt .

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}. \quad (2)$$

Единица СИ мощности экспозиционной дозы – Кл/(кг·с) = А/кг. Внесистемными, наиболее часто встречающимися единицами мощности экспозиционной дозы \dot{X} являются Р/ч, Р/с, мР/ч, мкР/ч.

Если мощность экспозиционной дозы постоянна ($\dot{X} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t экспозиционная доза

$$X = \dot{X}t. \quad (3)$$

Экспозиционная доза – это количественная мера ионизирующего действия рентгеновского и гамма-излучения (фотонного излучения) на сухой воздух. К другим видам ионизирующего излучения и другим облучаемым объектам это понятие не применяется.

Экспозиционная доза и мощность экспозиционной дозы – измеримые величины. Это означает, что экспозиционная доза и мощность

экспозиционной дозы могут быть измерены с помощью специальных приборов – дозиметров.

На территории Беларуси до аварии на Чернобыльской АЭС мощность экспозиционной дозы радиационного естественного фона в различных районах республики находилась в пределах от 2 до 12 мкР/ч. После аварии в 1986 г. в течение ряда лет в местах постоянного проживания жителей республики ее значение в некоторых населенных пунктах достигало 100–280 мкР/ч.

Госстандартом СССР был разработан ГОСТ 8.417–81 «ГСИ. Единицы физических величин» в области ионизирующих излучений, для реализации которого 01.01.1985 г. были приняты методические указания РД-50-454-84. Согласно этому документу после 1 января 1990 г. использование понятия экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы не рекомендуется и соответственно не рекомендуется разработка и производство приборов для определения экспозиционной дозы и ее мощности.

2 Поглощенная доза D – это отношение средней энергии dE всех видов излучения, поглощенной в элементарном объеме вещества, к массе вещества dm в этом объеме:

$$D = \frac{dE}{dm} . \quad (4)$$

Понятие поглощенной дозы применимо к любым видам радиоактивного излучения и к любым облучаемым объектам.

Единица поглощенной дозы в СИ – грей (Гр).

Один грей соответствует такой поглощенной дозе, при которой в одном килограмме облучаемого вещества поглощается энергия в один джоуль, Гр = Дж/кг.

В дозиметрии широко используются дольные единицы поглощенной дозы: мкГр, сГр, мГр.

Внесистемная, устаревшая единица поглощенной дозы – рад.

1 рад = 0,01 Гр.

Мощность поглощенной дозы \dot{D} – это отношение приращения dD поглощенной дозы за малый промежуток времени к его длительности dt :

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (5)$$

Единица мощности поглощенной дозы в СИ – Гр/с. Мощность поглощенной дозы \dot{D} измеряют также во внесистемных единицах: мкГр/ч, Гр/сут, мрад/ч, рад/с и др.

Поглощенная доза излучения идет на нагрев вещества, возбуждение и ионизацию его атомов и молекул, другие физические, химические и биохимические процессы, происходящие в веществе при облучении. Понятие поглощенной дозы применимо при количественной оценке воздействия любых видов ионизирующего излучения на любое вещество, а также на живые организмы животного и растительного происхождения.

Если мощность поглощенной дозы постоянна ($\dot{D} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t поглощенная доза

$$D = \dot{D}t. \quad (6)$$

При одинаковых условиях облучения поглощенная доза в тяжелых веществах больше, чем в легких. Поэтому поглощенная доза в биологической ткани D_6 при одинаковых условиях облучения больше чем поглощенная доза в воздухе $D_в$.

$$D_6 = \psi D_в. \quad (7)$$

Коэффициент ψ для различных органов и тканей тела человека незначительно меняется. Для биологической ткани безразмерный коэффициент $\psi \approx 1,09$.

Мощность поглощенной дозы в воздухе связана с мощностью поглощенной дозы в биологической ткани аналогичным соотношением. Поглощенная доза и мощность поглощенной дозы – это измеримые величины. Это означает, что поглощенная доза и мощность поглощенной дозы могут быть измерены с помощью специальных приборов – дозиметров.

3 Эквивалентная доза. Различные виды излучения при одинаковой поглощенной энергии приводят к различным по тяжести последствиям облучения организма человека. *Эквивалентная доза* является количественной мерой опасности ионизирующего

излучения для живых организмов. *Эквивалентная доза* H_i в облучаемом органе, ткани (организме) при воздействии определенного вида излучения пропорциональна поглощенной дозе D_i и рассчитывается по формуле

$$H_i = W_{Ri} D_i, \quad (8)$$

где W_{Ri} – взвешивающий коэффициент, учитывающий относительную эффективность излучения в индуцировании биологических эффектов.

Взвешивающие коэффициенты W_R для различных видов излучения, предусмотренные Нормами радиационной безопасности НРБ-2000, приведены в таблице Б.16. Взвешивающие коэффициенты W_R для отдельных видов излучения, рекомендованные Гигиеническим нормативом «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденным постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 г. № 213, приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Взвешивающие коэффициенты W_R для отдельных видов излучения, используемые при расчете эквивалентной дозы [30]

Вид излучения	W_R
Фотоны	1
Электроны и мюоны	1
Протоны и заряженные пионы	2
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20
Нейтроны с энергией $E_n < 1$ МэВ	$W_R = 2,5 + 18,2e^{-\frac{\ln(E_n)^2}{6}}$
Нейтроны с энергией $1 \text{ МэВ} \leq E_n \leq 50 \text{ МэВ}$	$W_R = 5,0 + 17,0e^{-\frac{\ln(2E_n)^2}{6}}$
Нейтроны с энергией $E_n > 50 \text{ МэВ}$	$W_R = 2,5 + 3,25e^{-\frac{\ln(0,04E_n)^2}{6}}$
<i>Примечание – Для нейтронного излучения взвешивающие коэффициенты W_R рассчитываются в зависимости от энергии нейтронов E_n (МэВ).</i>	

Если на организм воздействует одновременно n видов излучения, *эквивалентная доза* H рассчитывается по формуле

$$H = \sum_{i=1}^n W_{Ri} D_i. \quad (9)$$

Единица эквивалентной дозы в СИ – зиверт (Зв). При вычислении эквивалентной дозы

$$H, \text{Зв} = W_R D, \text{Гр}. \quad (10)$$

В практике дозиметрических измерений до сих пор используется внесистемная единица эквивалентной дозы – бэр. 1 бэр = 0,01 Зв.

Мощность эквивалентной дозы \dot{H} – это отношение приращения dH эквивалентной дозы за малый промежуток времени к его длительности dt

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt}. \quad (11)$$

Единица мощности эквивалентной дозы в СИ – Зв/с. Мощность эквивалентной дозы измеряют также во внесистемных единицах: мкЗв/ч, Зв/сут, мБэр/ч, Бэр/с и др.

Если мощность эквивалентной дозы постоянна ($\dot{H} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t эквивалентная доза

$$H = \dot{H}t. \quad (12)$$

Эквивалентная доза используется в радиационной безопасности для учета вредных эффектов биологического воздействия различных видов ионизирующих излучений при хроническом облучении человека относительно малыми дозами, не превышающими 250 мЗв в год.

В отличие от экспозиционной и поглощенной доз эквивалентная доза является расчетной дозой и не может быть измерена непосредственно прибором.

4 Эффективная доза. Различные органы и ткани организма человека обладают различной радиочувствительностью. То есть при одинаковых эквивалентных дозах в различных органах (тканях) стохастические биологические эффекты облучения разные.

Эффективная доза – это количественная мера биологической опасности излучения, учитывающая радиочувствительность различных органов и тканей тела человека. **Эффективная доза $H_{\text{эф}}$** рассчитывается как сумма эквивалентных доз H_i отдельных органов (тканей), умноженных на взвешивающий коэффициент W_{Ti} облучаемых органов (тканей) по формуле:

$$H_{\text{эф}} = \sum_{i=1}^n W_{T_i} H_i. \quad (13)$$

Взвешивающий коэффициент W_{T_i} – это отношение риска стохастического эффекта облучения данного органа (ткани) к суммарному риску стохастического эффекта при равномерном облучении всего тела. Если все тело облучается равномерно, то эффективная доза и эквивалентная доза облучения одинаковы.

Взвешивающие коэффициенты W_T для различных органов и тканей, предусмотренные Нормами радиационной безопасности НРБ-2000, приведены в таблице Б.17. Взвешивающие коэффициенты W_T для различных органов и тканей, рекомендованные Гигиеническим нормативом «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденным постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 г. № 213 приведены в таблице 2.

Единица эффективной дозы такие же, как и у эквивалентной дозы: зиверт (Зв). Внесистемная единица эффективной дозы – бэр.

Мощность эффективной дозы $\dot{H}_{\text{эф}}$ – это отношение приращения эффективной дозы $dH_{\text{эф}}$ за малый промежуток времени к его длительности dt :

$$\dot{H}_{\text{эф}} = \frac{dH_{\text{эф}}}{dt}. \quad (14)$$

Единица мощности эффективной дозы в СИ – Зв/с. Мощность эффективной дозы измеряют также во внесистемных единицах: мкЗв/ч, Зв/сут, мбэр/ч, бэр/с и др.

Если мощность эффективной дозы постоянна ($\dot{H}_{\text{эф}} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t эквивалентная доза

$$H_{\text{эф}} = \dot{H}_{\text{эф}} t. \quad (15)$$

Таблица 2 – Взвешивающие коэффициенты W_T для отдельных органов и тканей, используемые при расчете эффективной дозы [30]

Орган или ткань	W_T	ΣW_T
Красный костный мозг, толстый кишечник, легкие, желудок, молочная железа, надпочечники, ткани экстрагаторакального	0,12	0,72

отдела, желчный пузырь, сердце, почки, лимфоузлы, мышечная ткань, слизистая полости рта, поджелудочная железа, тонкий кишечник, селезенка, тимус, предстательная железа (мужчины), матка, шейка матки (женщины)		
Гонады: яички (мужчины), яичники (женщины)	0,08	0,08
Мочевой пузырь, пищевод, печень, щитовидная железа	0,04	0,16
Костная поверхность, кожа, головной мозг, слюнные железы	0,01	0,04

В отличие от экспозиционной и поглощенной доз, эффективная доза, как и эквивалентная, является расчетной дозой и не может быть измерена непосредственно прибором.

Согласно рекомендациям Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ), изложенным в Публикации № 26 в 1976 г. и Нормам радиационной безопасности, принятым в Беларуси в 2000 г., (НРБ-2000), а также Гигиеническому нормативу «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденному постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 г. № 213, **для населения годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв сверх естественного радиационного фона (ЕРФ).**

Для жителей районов, пострадавших в результате аварии на ЧАЭС в 1986 г., Минздравом СССР были установлены следующие временные, предельно допустимые дозы: 100 мЗв за первый год после аварии, 30 мЗв за второй год и 25 мЗв за каждый последующий год до 1 января 1990 г.

В соответствии с Нормами радиационной безопасности НРБ-2000 в случае ядерной аварии критериями для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных продуктов питания является получаемая населением эффективная доза, значения которой приведены в таблице Б.11.

5 Амбиентная доза. Измерить с помощью приборов можно число частиц, электрический заряд или энергию. Поэтому экспериментально можно определить только экспозиционную и поглощенную дозы. Эквивалентную и эффективную дозы получают расчетным путем, исходя из измеренных в опыте значений поглощенной дозы. Прямое измерение эквивалентной и эффективной доз не представляется возможным. Для оценки же риска неблагоприятных биологических эффектов излучения необходимы именно значения эквивалентной и эффективной доз.

Международная комиссия по радиационным величинам и единицам (МКРЕ) предложила ввести операционные дозиметрические величины, однозначно определяемые через физические характеристики поля излучения, максимально приближенные к эффективной или эк-

вивалентной дозам. Основной операционной величиной является амбиентная доза.

Амбиентная доза $H^*(d)$ – амбиентный эквивалент дозы, который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d (мм) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения, идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном (рисунок 1). Амбиентная доза используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома МКРЕ.

Шаровой фантом МКРЕ – это шар диаметром 30 см из тканезквивалентного материала плотностью 1 г/см^3 .

Для слабопроникающего излучения (α -излучение, β -излучение) $d = 0,07$ мм. Для рентгеновского и гамма-излучения $d = 10$ мм. Значение амбиентной дозы $H^*(10)$ практически совпадает с величиной эквивалентной (эффективной) дозы, которую получил бы человек при внешнем облучении рентгеновским и гамма-излучением, находящийся на месте, где проводится измерение.

То есть, измеряя амбиентную дозу, мы практически имеем максимально приближенное значение эквивалентной (эффективной) дозы, получаемой человеком, находящимся в поле излучения.

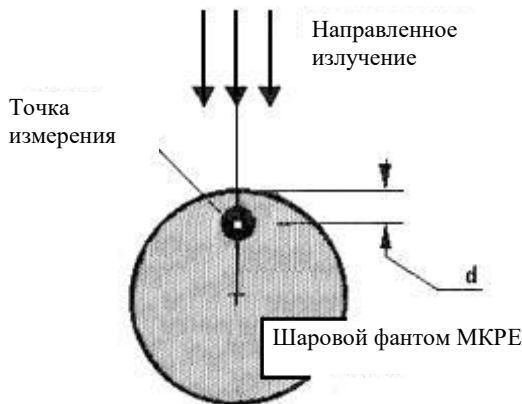


Рисунок 1 – Шаровой фантом МКРЕ

Единица измерения амбиентной дозы – зиверт (Зв). Все современные дозиметры откалиброваны в единицах амбиентной дозы или мощности амбиентной дозы.

Приборы и принадлежности

Радиометр-дозиметр МКС-АТ1125, пробы почвы, сухих грибов, контрольные источники Cs-137, Co-60.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ1125 измеряет:

– удельную активность радионуклидов Cs-137 в продуктах питания, воде, почве и т. д.;

– среднюю скорость счета импульсов;

– амбиентную дозу и мощность амбиентной дозы рентгеновского и гамма-излучения;

– плотность потока и флюенс альфа- и бета-частиц с загрязненных поверхностей (флюенс частиц – число частиц, пересекающих за промежуток времени dt элементарную сферу, площадь поперечного сечения которой dS).

Диапазоны измерения:

– мощности амбиентной дозы [0,03 мкЗв/ч – 30 мЗв/ч];

– амбиентной дозы [10 нЗв – 1 Зв];

– удельной активности радионуклидов Cs-137 [20–10⁵ Бк/кг];

– плотности потока β -частиц/(мин/см²) [6–10⁶];

– флюенса β -частиц/см² [1–3·10⁶];

– энергии регистрируемого γ -излучения [0,02–3 МэВ];

– энергии β -частиц [155 кэВ – 3,5 МэВ].

Общий вид прибора МКС-АТ1125 приведен на рисунке 2.

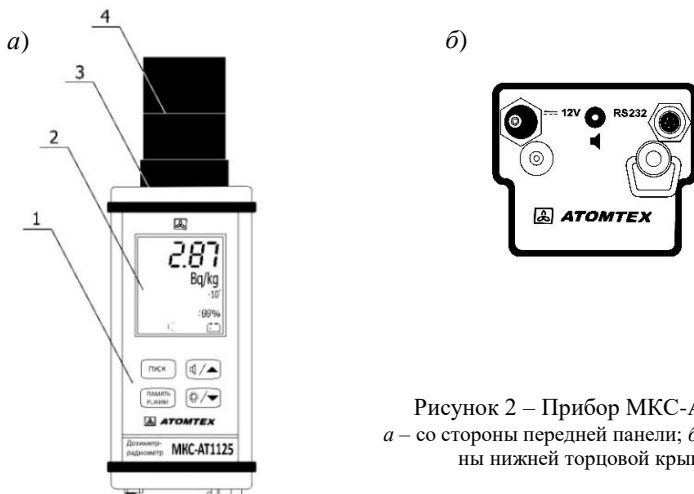


Рисунок 2 – Прибор МКС-АТ1125:

a – со стороны передней панели; *б* – со стороны нижней торцевой крышки

На передней панели 1 прибора размещены четыре мембранные многофункциональные кнопки управления и жидкокристаллическое табло 2. На верхней торцевой крышке навинчен съемный защитный колпачок 3 из алюминиевого сплава с полимерным покрытием, под которым размещен сцинтиллятор 5 (кристалл NaJ (Tl) Ø 25 мм и высотой 40 мм).

На нижней торцевой крышке блока расположены розетка “RS 232” для подключения ПЭВМ или блока детектирования БДПС-02, вилка “---12V” для подключения внешнего источника.

Питание прибора осуществляется от встроенного блока аккумуляторов.

Внешний вид блока детектирования БДПС-02 показан на рисунке 3.

Блок детектирования БДПС-02 состоит из алюминиевого корпуса 1, внутри которого расположен детектор – торцовый счетчик Гейгера 2, и узел с электроникой.

На боковой поверхности корпуса находится шильдик и шарнирный элемент 3, для присоединения блока к съемной ручке 4 или штанге.

Блок детектирования регистрирует бета-частицы с энергией от 0,155 до 3,5 МэВ.

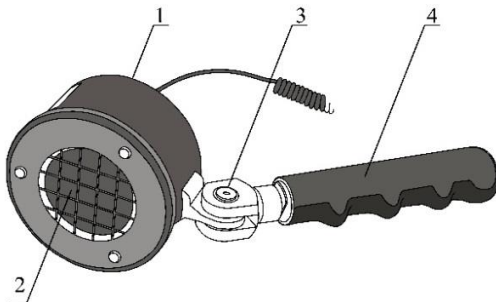


Рисунок 3 – Блок БДПС-02

Прибор МКС-АТ1125 имеет два режима работы “F1” и “F2”, каждый из которых состоит из нескольких подрежимов. Назначение режимов приведено в таблице 1.

Таблица 1 – Назначение режимов прибора МКС-АТ1125

Обозначение режима работы		Название режима работы	Назначение
Прибор	F1	Режим дозиметра	Измерение мощности дозы (МД) и дозы гамма-излучения
	F2	Режим радиометра	Измерение удельной активности

Прибор с БДПС-02	Переключение в любой режим измерения только из режима F1	Режим дозиметра	Измерение мощности дозы (МД) и дозы гамма-излучения
		Режим дозиметра	Измерение: – плотности потока и флюенса альфа-излучения; – плотности потока и флюенса бета-излучения

Каждый режим имеет семь подрежимов, назначение которых указано в таблице 2.

Таблица 2 – Назначение подрежимов прибора МКС-АТ1125

Номер подрежима	Назначение подрежима в режиме					
	Прибор	“F1”			“F2”	
		Прибор с БДПС-02			Измерение с БЗ (индикация “CL”)	Экспресс-контроль (индикация “OP”)
1	Измерение МД	Измерение МД	Измерение плотности потока альфа-излучения бета-излучения		Измерение УА. Ввод значения массы	
2	Измерение дозы	Измерение дозы	Измерение флюенса альфа-излучения бета-излучения		Измерение фона с пустым сосудом Маринелли	
3	Поиск				Измерение фона с сосудом Маринелли, наполненным водой	
4	Измерение средней скорости счета				–	
5	Работа с записной книжкой (режим ЗК)					
6	Сервисный					
7	Переключение режима работы из “F1” в “F2”				Переключение режима работы из “F2” в “F1”	

При включении прибора однократным кратковременным нажатием кнопки ПУСК прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4.



Рисунок 4 – Тестовое изображение на табло ЖКИ

В случае успешного завершения самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” (дозиметра) или “F2” (радиометра). После исчезновения на табло индикации режима “F1” или “F2” на табло снова индицируются сначала “0”, а затем единицы измеряемой величины, значение статистической погрешности в процентах, символ, указывающий на включение звуковой сигнализации, символ “Т”, мигающий в такт с циклом измерения 2 с, свидетельствующий о работе прибора.

Через ~ 20 с начинается измерение мощности дозы, если установлен режим “F1”, или появляется возможность измерения удельной активности, если установлен режим “F2”.

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

При подключении к розетке “RS 232” блока детектирования БДПС-02 в левом верхнем углу табло появляется индикация “ α ”, “ β ”, или “ γ ”. Для выбора исследуемого вида излучения следует кратковременно нажимать на кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ. После каждого кратковременного нажатия на табло появляется соответственно индикация сервисного подрежима: “3”, “4”, “5”, “6”, “7”. В сервисном подрежиме “6” кнопками “▲” или “▼” выбирается требуемый режим измерения. При этом режиме на табло индицируется символ выбранного режима (α , β или γ).

Руководство по эксплуатации прибора находится также на рабочем месте.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Включите прибор однократным кратковременным нажатием кнопки ПУСК. После нажатия кнопки ПУСК прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4. При обнаружении ошибки в процессе самоконтроля прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло ЖКИ появится мигающее сообщение “Err xx”, где xx – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

2 При успешном завершении самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” или режима “F2” с индикацией “CL” или “OP”.

3 Установите режим работы измерения МД “F1” подрежим “1”. На табло будет индицироваться текущее значение мощности амбиентной дозы естественного фона, единицы измерения мощности амбиентной дозы и значения статистической погрешности ϵ , %.

4 Нажмите кратковременно кнопку ПУСК и начните новый цикл измерения. При достижении требуемой статистической погрешности ϵ , % запишите значения мощности амбиентной дозы $\dot{H}^*(10)$ и ϵ , % в таблицу.

5 В процессе измерения мощности амбиентной дозы автоматически измеряется и амбиентная доза. Установите подрежим “2”. На экране индицируется величина амбиентной дозы $H^*(10)$ набранной за время измерения, и единица ее измерения. Индицируемые значения дозы $H^*(10)$ занесите в таблицу.

6 Расчитайте годовую амбиентную дозу $H^*(10)$ от радиационного фона в лаборатории. Найденные значения занесите в таблицу.

7 В соответствии с п. 3–5 проведите измерение мощности дозы и дозы вблизи контрольных источников Cs-137, Co-60, пробы почвы, сухих грибов. Данные занесите в таблицу:

Точка измерения	$\dot{H}^*(10)$, мкЗв/ч	$H^*(10)$, мкЗв	$H^*(10)$, мкЗв/год	ϵ , %

Контрольные вопросы и задания

- 1 Дайте определение экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы.
- 2 Дайте определение поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы.
- 3 Дайте определение эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы.
- 4 Дайте определение эффективной дозы и мощности эффективной дозы.
- 5 Дайте определение амбиентной дозы и мощности амбиентной дозы.
- 6 Назовите единицы экспозиционной, поглощенной, эквивалентной, эффективной и амбиентной доз.
- 7 Какая эффективная годовая доза является допустимой для населения?

Рекомендуемая литература: [1, 2, 7, 12, 27, 30].

Лабораторная работа № 4

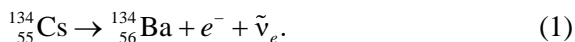
ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ЦЕЗИЯ-137 В ПРОДУКТАХ ПИТАНИЯ

Цель работы: освоение методики гамма-радиометрического определения удельной активности радионуклидов; измерение удельной активности цезия-137 в различных продуктах питания; изучение влияния кулинарной обработки на содержание радионуклидов цезия-137 в пищевых продуктах.

Краткие теоретические сведения

Природный цезий – это стабильный изотоп цезий-133. Искусственным путем получены радиоактивные изотопы этого элемента с массовыми числами 123–132, 134–144. Из 23 известных сегодня радиоактивных изотопов этого элемента радиологическое значение имеют цезий-134 и цезий-137, являющиеся продуктами деления тяжелых радионуклидов (урана, плутония).

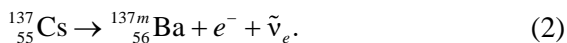
Цезий-134 является смешанным бета-гамма-излучателем. Его период полураспада $T_{1/2} = 2,06$ года. Распадается с испусканием электрона e^- и электронного антинейтрино $\tilde{\nu}_e$:



Имеет сложный бета-спектр, состоящий из четырех парциальных спектров с максимальной энергией E_β , МэВ: 0,078 (25 %); 0,210 (2 %); 0,410 (5 %); 0,657 (68 %).

При бета-распаде цезия-134 образуются дочерние ядра бария-134 в возбужденном состоянии. Переходя в основное состояние они испускают гамма-фотоны с энергией E_γ от 0,562 до 1,361 МэВ.

Цезий-137 – смешанный бета-гамма-излучатель с большим периодом полураспада $T_{1/2} = 30,17$ года. Распадается с испусканием электрона e^- и электронного антинейтрино $\tilde{\nu}_e$:



Бета-спектр цезия-137 состоит из двух парциальных спектров с максимальной энергией E_β , МэВ: 0,51 (92 %); 1,17 (8 %). При распаде цезия-137 возникают дочерние ядра бария-137m в метастабильном состоянии с периодом полураспада $T_{1/2} = 156$ с. Их переход в ста-

бильное состояние происходит путем испускания моноэнергетических гамма-фотонов с энергией $E_\gamma = 0,661$ МэВ.

В экологических системах, благодаря близости химических свойств, цезий может замещать калий.

Калий широко распространен в земной коре, гидросфере и биосфере. Он содержится практически во всех живых организмах, активно участвуя в обмене веществ. Недостаток калия в почве приводит к угнетению роста растений. Нарушение калиевого обмена является причиной ряда заболеваний животных и человека.

Потребность человеческого организма в этом элементе удовлетворяется за счет различных продуктов питания растительного и животного происхождения. Калий входит в состав всех органов и тканей человека. Больше всего калия в мышечной ткани, головном мозге, сердце, печени, поджелудочной железе и селезенке, меньше всего – в жировой ткани, коже, костях и крови. Общее содержание калия в теле условного взрослого человека массой ~ 70 кг около 140 г. У мужчин, обладающих более развитой мускулатурой, содержание калия в организме обычно выше, чем у женщин.

Как и у калия, большинство соединений цезия (хлориды, нитраты, карбонаты) хорошо растворимы в воде. Поэтому радионуклиды цезия из почвы через корневую систему легко попадают в растения и накапливаются в его различных частях. Растворимые соединения цезия могут также всасываться и наземной частью растений. Накопление радиоактивного цезия в растениях зависит от вида растений, загрязненности почвы и коэффициентов перехода цезия из почвы в растения. Находясь в равных условиях, больше других накапливают цезий мхи, лишайники, грибы, бобовые и злаковые. Наиболее высокие коэффициенты перехода радионуклидов цезия в растения характерны для легких почв: торфяно-болотистых и песчаных. Черноземы и глиноземы хорошо фиксируют радиоактивный цезий, поэтому его переход в растения на таких почвах происходит более медленно. Скорость перехода радионуклидов цезия из почвы в растения зависит также от климатических и метеорологических условий.

В организм животных и человека радионуклиды цезия попадают с вдыхаемым воздухом ингаляционным путем и перорально (через рот) с водой и пищей. Ингаляционное поступление радионуклидов цезия составляет примерно 0,25 % от поступления с пищей. Всасы-

вание через неповрежденную кожу еще меньше. Основной путь поступления радионуклидов цезия в организм животных и человека – пероральный.

Степень всасывания цезия-134, -137 в желудочно-кишечном тракте (ЖКТ) животных и человека достигает 100 %. С кровью радионуклиды цезия разносятся по всем органам и тканям тела и накапливаются в них. Максимальное накопление цезия происходит в мышечной ткани, сердце, печени и почках. В коже, крови и жировой ткани его в несколько раз меньше.

В процессе обмена веществ радионуклиды цезия выводятся из живых организмов. У животных и человека – преимущественно с мочой, потом, молоком.

Время, за которое из организма (органа, ткани) биологическим путем выводится половина накопленных в нем радионуклидов, называется **биологическим периодом полувыведения T_6** .

Содержание радионуклидов в организме уменьшается не только за счет обмена веществ, но и вследствие их физического распада.

Время, за которое содержание радионуклидов уменьшается в организме (органе, ткани) вдвое за счет биологического выведения и физического распада, называется **эффективным периодом полувыведения $T_{эф}$** .

$$T_{эф} = \frac{T_{1/2} T_6}{T_{1/2} + T_6}. \quad (3)$$

Значения $T_{эф}$ цезия-134, -137 для всего тела, отдельных его органов и мышечной ткани приведены в таблице 1.

Биологический и эффективный периоды полувыведения радионуклидов цезия из организма человека существенно зависят от его возраста. Так, например, эффективный период полувыведения цезия-137 (все тело) у взрослых ~ 70, у подростков ~ 45, у новорожденных ~ 10 суток.

Таблица 1 – Биологические T_6 и эффективные $T_{эф}$ периоды полувыведения и эффективная энергия $E_{эф}$ радионуклидов цезия для взрослого человека ($MэВ = 1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж)

Орган или ткань	T_6 , сут $^{134}_{55}\text{Cs}; ^{137}_{55}\text{Cs}$	$T_{эф}$, сут		$E_{эф}$, МэВ/расп	
		$^{134}_{55}\text{Cs}$	$^{137}_{55}\text{Cs}$	$^{134}_{55}\text{Cs};$	$^{137}_{55}\text{Cs}$

Все тело	70	64	70	1,1	0,59
Мышцы	140	118	138	1,1	0,59
Легкие	140	118	138	0,57	0,41
Почки	42	40	42	0,46	0,31
Селезенка	98	87	97	0,46	0,37
Печень	90	80	89	0,57	0,41
Кости	140	118	138	0,99	1,40

Уменьшение содержания радионуклидов цезия в различных органах (за исключением ЖКТ) происходит по экспоненциальному закону.

Накопление радионуклидов в организме или отдельном органе при их длительном поступлении описывается формулой:

$$A = 1,45FT_{\text{эф}} \left(1 - e^{-\frac{0,693t}{T_{\text{эф}}}}\right), \quad (4)$$

где A – активность радионуклида в организме (органе, ткани), Бк;

F – скорость поступления радионуклида в организм (орган, ткань), Бк/сут;

$T_{\text{эф}}$ – эффективный период полувыведения радионуклида, сут;

t – время накопления радионуклида, сут.

При хроническом поступлении радиоактивного цезия-137 его общее содержание в организме увеличивается, но довольно скоро, как следует из формулы (4), примерно через год, наступает равновесие:

$$\left(1 - e^{-\frac{0,693t}{T_{\text{эф}}}}\right) \approx 1. \quad (5)$$

Это означает, что ежесуточное поступление цезия-137 уравновешивается его биологическим выведением и распадом.

Энергия, передаваемая органу при распаде каждого ядра с учетом биологической опасности излучения, называется эффективной энергией. Значения эффективной энергии $E_{\text{эф}}$ радионуклидов цезия для всего тела, отдельных органов и тканей тела приведены в таблице 1.

Эквивалентная доза H , Зв, внутреннего облучения организма (все тело, орган, ткань) человека определяется по формуле

$$H = \frac{A}{m} E_{\text{эф}} t, \quad (6)$$

где A – равновесная активность радионуклида в облучаемом организме (все тело, орган, ткань), Бк;

$E_{\text{эф}}$ – эффективная энергия, Дж/расп;

t – время облучения, с;

m – масса облучаемого организма (все тело, орган, ткань), кг.

Внутреннее облучение цезием-134, -137 может стать причиной лейкемии, рака молочной железы, почек, печени, легких, кишечника, подавления лимфоидного кроветворения, угнетения функций костного мозга.

Основным источником поступления радионуклидов цезия в природную среду являются взрывы ядерного оружия и предприятия ядерно-топливного цикла, включая АЭС.

В результате атмосферных испытаний ядерного оружия, которые проводились США, Великобританией, СССР и Францией с 1945 г. по 1962 г., а после 1963 г. – Францией и Китаем, активность цезия-137, поступившего в окружающую среду, достигла ~ 960 ПБк. Часть оружейных радионуклидов цезия вместе с другими продуктами ядерного деления при взрывах оседала на землю в течение нескольких дней, образуя в непосредственной близости от места взрыва так называемый радиоактивный след. Его протяженность, в зависимости от ландшафта местности, мощности взрыва и метеоусловий, достигает сотен, а ширина – нескольких десятков километров.

Часть оружейного цезия вместе с радионуклидами других элементов при атмосферных взрывах поступила в верхний слой атмосферы – стратосферу. Выпадение радионуклидов из стратосферы носит глобальный характер и происходит очень медленно – от нескольких месяцев до двух и более лет. За это время все короткоживущие продукты ядерного деления распадаются, и потому на землю выпадают, в основном, долгоживущие цезий-137 и стронций-90.

Глобальные выпадения привели к тому, что уже к 1960 г. практически вся поверхность земного шара оказалась загрязненной цезием-137 с плотностью 1100–3700 Бк/м², или 0,03–0,1 Ки/км². Максимальные индивидуальные дозы дозы облучения населения оружейными радионуклидами (~ 7 % от дозы естественного фона) отмечались в 1963 г. На этот же год приходится и максимальное загрязнение цезием-137 основных продуктов питания в СССР (см. таблицу Б.6).

После сокращения и последующего прекращения атмосферных испытаний индивидуальные дозы от оружейных радионуклидов стали снижаться и теперь составляют не более 1 % дозы от естественно-

го фона. Сейчас радионуклиды цезия, поступившие в природную среду в результате испытаний ядерного оружия, за исключением районов их локального выпадения (полигоны и непосредственно примыкающие к ним территории), не имеют существенного радиологического значения.

В настоящее время загрязнение окружающей среды радионуклидами цезия обусловлено, прежде всего, функционированием предприятий ядерно-топливного цикла, включая АЭС, и авариями на них. По оценкам специалистов сейчас только от АЭС всех стран в атмосферу ежегодно поступает $\sim 2,22 \cdot 10^{20}$ Бк цезия-137.

В результате аварии на ЧАЭС в 1986 г., самой крупной за всю почти 50-летнюю историю ядерной энергетики, в природную среду из поврежденного реактора по одним оценкам было выброшено 47 ПБк цезия-134 и 87 ПБк цезия-137. По другим оценкам – 19 ПБк цезия-134 и 37 ПБк цезия-137. Среди специалистов сегодня нет единого мнения о количестве радиоактивных веществ, выброшенных из реактора при взрыве. Поэтому приведенные цифры, возможно, будут уточняться.

Часть радионуклидов цезия вместе с другими продуктами ядерного деления в момент аварийного взрыва была выброшена на большую высоту и оказалась в стратосфере, что привело в дальнейшем к их глобальным выпадениям. Однако большая часть черномыльских радионуклидов осела в густонаселенных районах Беларуси, Украины и России. Загрязнение территорий оказалось неравномерным и имеет «пятнистый» характер. Плотность загрязнения радиоактивным цезием отдельных районов Беларуси, находящихся за пределами 30-километровой зоны и удаленных от аварийного реактора на сотни километров, оказалась более $1,48 \cdot 10^6$ Бк/м² (40 Ки/км²), а в некоторых точках и более $3,7 \cdot 10^6$ Бк/м² (100 Ки/км²).

Возникла реальная угроза жизни и здоровью людей, проживающих на загрязненных территориях или потребляющих продукты, произведенные на таких территориях. Анализ сложившейся радиологической обстановки показал, что наибольший вклад в индивидуальные дозы облучения от компонентов черномыльского выброса вносят и будут вносить в ближайшие десятилетия радионуклиды цезия. При этом цезий-134 (период полураспада $T_{1/2} = 2,06$ года) после 2000 г. практически не дает заметного вклада в дозу, получаемую населением от радионуклидов, рассеянных в природной среде вследствие черномыльской аварии. К 2006 г. его содержание в природной

среде только за счет физического распада снизилось по отношению к 1986 г. более чем в 1000 раз.

В настоящее время основное радиоэкологическое значение имеет и в долгосрочной перспективе будет иметь только цезий-137.

Основными источниками поступления радионуклидов цезия в организм человека являются загрязненные продукты питания растительного и животного происхождения. Содержание радионуклидов цезия в продуктах питания можно количественно оценить по их активности.

По определению **активность A радионуклида** в источнике (пробе) – это число распадов радиоактивных ядер, содержащихся в источнике (пробе), происходящих за единицу времени.

Активность радионуклида можно найти по формуле:

$$A = \frac{dN_{\text{расп}}}{dt}, \quad (7)$$

где $dN_{\text{расп}}$ – число ядер, распадающихся в источнике (пробе) за промежуток времени, длительность которого dt .

В единицах СИ активность измеряется в беккерелях (Бк).

1 Бк = 1 расп/с.

Устаревшая внесистемная единица активности – кюри (Ки).

1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк. В практике измерений часто используются и дольные единицы кюри: мКи, мкКи, нКи.

Отношение активности A радионуклида в источнике (пробе) к массе m источника (пробы) называют **удельной активностью A_m радионуклида**.

По определению

$$A_m = \frac{A}{m}. \quad (8)$$

Удельная активность радионуклида в единицах СИ измеряется в Бк/кг. Наиболее часто встречающимися внесистемными единицами A_m являются Ки/кг, мкКи/кг.

С целью снижения внутреннего облучения для населения вводится нормирование удельной активности $A_{\text{уд}}$ радионуклидов цезия в продуктах питания и воде. После аварии на ЧАЭС в 1986 г. были введены временно допустимые уровни (ВДУ) удельной активности цезия-134 и цезия-137 в основных продуктах питания. Впоследствии они несколько раз пересматривались (см. таблицу Б.9).

Нормами радиационной безопасности НРБ-2000 в Беларуси для населения установлены следующие пределы годового поступления радионуклидов цезия с пищей:

$${}^{134}_{55}\text{Cs} - \text{ПГП}_{\text{нас}} = 5,3 \cdot 10^4 \text{ Бк/год} ; {}^{137}_{55}\text{Cs} - \text{ПГП}_{\text{нас}} = 7,7 \cdot 10^4 \text{ Бк/год}.$$

Приборы и принадлежности

Определение удельной активности цезия-137 в продуктах питания в настоящей работе производится с помощью дозиметра – радиометра МКС-АТ1125, укомплектованного сосудом Маринелли. Описание прибора МКС-АТ1125 и правила его эксплуатации содержатся в лабораторной работе № 3.

В режиме радиометра прибор выделяет два окна: ${}^{137}_{55}\text{Cs}$ и ${}^{40}_{19}\text{K}$. В процессе измерения удельная активность ${}^{40}_{19}\text{K}$ в исследуемой пробе автоматически вычитается.

Взвешивание проб пищевых продуктов производится на технических весах типа Т-2.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Включите прибор однократным длительным нажатием кнопки ПУСК. После нажатия кнопки ПУСК прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загораются подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4 (лабораторная работа № 3).

При обнаружении ошибки в процессе самоконтроля прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло ЖКИ появится мигающее сообщение “Егг хх“, где хх – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

При успешном завершении самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1“ или режима “F2“ с индикацией “CL“или “OP“.

Если после тестирования на табло индицируется режим “F1“ или режим “F2“ с индикацией “CL“, с помощью лаборанта или преподавателя переведите прибор в режим “F2“ с индикацией “OP“. После

обозначения на табло режима “F2” с индикацией “OP”, индикация режима быстро исчезает и на табло появляется “O”, единица удельной активности Bq/kg, значение статистической погрешности измерения в % и мигающий символ “T”, свидетельствующий о работе прибора. Прибор готов к измерению удельной активности.

2 Проведите измерение фона с пустым сосудом Маринелли. Установите сосуд Маринелли на сцинтиллятор. Установите подрежим измерения фона “2”. Кратковременно нажмите кнопку ПУСК, при этом появится индикация “O”, которая свидетельствует о том, что в этом режиме фон измеряется с пустым сосудом. Для начала измерения фона снова нажмите кнопку ПУСК. В процессе проведения измерения фона на табло индицируется значение статистической погрешности измерения в %.

При достижении нужного значения статистической погрешности запомните фон, для чего кратковременно нажмите кнопку ПУСК. На экране появится мигающая индикация “M”. После появления этой индикации кратковременно нажмите кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ. Значение фона будет записано в память прибора.

3 Снимите сосуд Маринелли с прибора и взвесьте его. Исследуемые пробы мяса, корнеплодов, овощей измельчите мясорубкой, ножом или овощной теркой. Жидкие и сыпучие пробы тщательно перемешайте. Заполните исследуемой пробой сосуд до отметки и взвесьте его. Определите массу пробы $m_{пр}$. Значения $m_{пр}$ занесите в таблицу.

4 Установите сосуд с пробой на радиометр. Установите на приборе подрежим “1”. На экране появится индикация “O”, “Bq/kg”. Нажмите кнопку ПУСК, после нажатия кнопки на экране будет индицироваться ранее установленное значение массы (г). (единица массы при этом не индицируется). Введите значение массы исследуемой пробы, кратковременно нажимая кнопку “▲”, (для увеличения значения) или “▼” (для уменьшения значения). Значение массы вводится через 0,001 кг. Если вводимое значение массы значительно отличается от установленного ранее, длительно нажимайте кнопку “▲” или “▼” пока первый разряд не начнет мигать, а затем кратковременным нажатием этих кнопок установите нужную цифру. Далее начнет мигать второй разряд – кратковременным нажатием этих же кнопок установите вторую цифру, а затем аналогично и третью цифру.

После введения массы пробы нажмите кнопку ПУСК. Прибор начинает измерение удельной активности исследуемой пробы с вычитанием фона. При этом на экране индицируется значение удельной активности A_m , единица удельной активности “Bq/kg“ и значение статистической погрешности измерения ε (%). После достижения разумного значения статистической погрешности, индицируемые значения ε , и A_m занесите в таблицу:

Проба	$m_{пр}$, кг	ε , %	A_m , Бк/кг

5 Найдите среднюю квадратичную ошибку измеренного значения A_m по формуле $\sigma_{A_m} = \varepsilon \cdot A_m$. Ошибка ε выражается в относительных единицах. Сравните полученные значения удельной активности цезия-137 A_m с соответствующими значениями удельной активности природного калия-40 в исследуемых продуктах (см. таблицу 2, в описании лабораторной работы № 2), а также с допустимыми уровнями содержания радионуклидов цезия в продуктах питания (ВДУ, РКУ и РДУ), приведенными в таблице Б.9. Проанализируйте данные об удельной активности радионуклидов цезия в некоторых продуктах питания до аварии на ЧАЭС (см. таблицу Б.6), а также в других регионах (см. таблицу Б.8).

6 Рассчитайте по формуле (4) равновесную активность радионуклидов цезия в организме взрослого человека при их длительном (более года), ежесуточном поступлении с продуктами питания, имеющими такую же удельную активность цезия-137, как и в исследуемой пробе. По формуле (6) рассчитайте также годовую эквивалентную дозу внутреннего облучения этого человека радиоактивным цезием-137.

Сделайте вывод о пригодности к употреблению исследуемых продуктов питания.

7 Отберите пищевую пробу (картофель, грибы, морковь и т. д.), удельная активность цезия-137 в которой не менее 400–500 Бк/кг. Положите ее в кастрюлю, залейте чистой соленой водой, поставьте на электроплитку, доведите до кипения и проварите в течение 15–25

мин. Слейте воду и определите, в соответствии с п. 4, удельную активность цезия-137 в пробе после отваривания.

Сравните значения удельной активности цезия-137 в пробе до и после ее отваривания в соленой воде. Сделайте вывод о влиянии проведенной кулинарной обработки на содержание радионуклидов цезия-137 в исследуемой пробе.

Сделайте вывод о пригодности к употреблению исследуемых продуктов питания после отваривания.

Результаты измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Проба	t, мин	A_m , Бк/кг	
		до отваривания	после отваривания

Контрольные вопросы и задания

- 1 Дайте определение удельной активности радионуклида.
- 2 Назовите единицы активности и дайте их определение.
- 3 Из каких изотопов состоит природный цезий?
- 4 Почему цезий-134 и цезий-137 относятся к наиболее биологически опасным искусственным радионуклидам? Назовите основные источники поступления этих радионуклидов в природную среду?
- 5 В течение какого времени при хроническом поступлении содержание цезия-137 в организме взрослого человека достигает равновесия?
- 6 Какой метод регистрации гамма-излучения используется в работе?
- 7 Какие критерии безопасного проживания населения на территориях, загрязненных искусственными радионуклидами, предусмотрены в НРБ-2000?

Рекомендуемая литература: [7, 10, 14, 15, 22, 23, 27, 30].

Лабораторная работа № 5

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОВЕРХНОСТНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ В ПОЧВЕ

Цель работы: освоение методики определения поверхностной активности радионуклидов в почве; определение суммарной поверхностной активности естественных и искусственных бета-излучающих нуклидов в почве; определение поверхностной активности цезия-137 в почве.

Краткие теоретические сведения

Активность A радионуклида в источнике (пробе), отнесенная к площади S поверхности источника (пробы),

$$A_s = \frac{A}{S} \quad (1)$$

называется *поверхностной активностью радионуклида A_s* в источнике (пробе).

Поверхностная активность радионуклида в единицах СИ измеряется в Бк/м². Внесистемные единицы поверхностной активности радионуклида – Ки/км², Бк/км² и др.

Плотность потока частиц

$$\varphi = \frac{dN}{dt dS}, \quad (2)$$

где dN – число частиц, пересекающих за промежуток времени dt элементарную сферу, площадь поперечного сечения которой dS .

В частном случае параллельного пучка плотность потока φ равна числу частиц, пересекающих в единицу времени площадку единичной площади, ориентированную перпендикулярно направлению скорости движения частиц.

В единицах СИ плотность потока частиц измеряется в част./((с·м²)). Внесистемные единицы φ – част./((с·см²), част./((мин·см²)) и др.

Значения поверхностной активности радионуклидов и плотности потока испускаемых частиц используются для количественной оценки загрязнения радионуклидами различных поверхностей, в том числе и земной поверхности.

Радиоактивность в почве в настоящее время практически повсеместно обусловлена как естественными, так и искусственными радионуклидами.

Естественная радиоактивность связана, в основном, с $^{238}_{92}\text{U}$, $^{232}_{90}\text{Th}$, продуктами их распада и $^{40}_{19}\text{K}$, рассеянными в земной коре. Естественная бета-активность почвы обусловлена преимущественно калием-40. Торий-232, уран-238 и наиболее экологически значимый член его радиоактивного семейства радий-226 являются альфа-активными. Схемы радиоактивного распада ядер урана и тория приведены в Приложении Б.

В результате проведения испытаний и применения ядерного оружия с 1945 г. началось глобальное загрязнение земной поверхности искусственными радионуклидами. Среди оружейных радионуклидов наибольшее долгосрочное экологическое значение имеют биологически опасные $^{90}_{38}\text{Sr}$ ($T_{1/2} = 28,6$ лет) и $^{137}_{55}\text{Cs}$ ($T_{1/2} = 30,17$ лет). Оказавшись в почве, эти радионуклиды быстро накапливаются в корневой и наземной частях растений. С растительным кормом они переходят в организм животных. Таким образом радионуклиды цезия и стронция оказываются практически во всех продуктах питания растительного и животного происхождения, потребляемых человеком. Загрязненные радионуклидами вода и пищевые продукты являются основным источником их поступления в организм человека.

Наибольшее число атмосферных испытаний ядерного оружия приходится на 1954–1958 и 1961–1962 гг. С 1963 г. СССР, США и Англия прекратили атмосферные испытания. После 1963 г. серию атмосферных ядерных взрывов провели Франция и Китай. С 1974 г. Франция также прекратила этот вид испытаний. По существующим оценкам в результате проведения наземных испытаний в атмосферу Земли было выброшено ~ 600 ПБк стронция-90 и ~ 960 ПБк цезия-137.

В начале 60-х годов прошлого столетия плотность глобального загрязнения оружейным $^{90}_{38}\text{Sr}$ различных участков земной суши изменялась в пределах 14,8–111 Бк/м² (0,0004–0,003 Ки/км²), а $^{137}_{55}\text{Cs}$ – в пределах 1110–3700 Бк/м² (0,03–0,1 Ки/км²).

После прекращения атмосферных испытаний основным источником поступления в природную среду искусственных радионуклидов стали подземные ядерные взрывы, производство ядерных веществ военного назначения, применение радиоактивных веществ в промышленности и сельском хозяйстве, работа предприятий ядерно-топливного цикла, включая АЭС. Это поступление резко возрастает в результате аварий на АЭС и радиохимических заводах.

В 1986 г. из поврежденного блока Чернобыльской АЭС вместе с другими радионуклидами было выброшено большое количество радиоактивного стронция и цезия. Мнения специалистов о количестве поступивших в окружающую среду радионуклидов расходятся.

По одним оценкам активность выброшенного «чернобыльского» стронция составляет 200 ПБк (стронций-89) и 20 ПБк (стронций-90), по другим – 81 ПБк (стронций-89) и 8,1 ПБк (стронций-90).

Активность радионуклидов цезия, оказавшихся в природной среде в результате аварии, по одним оценкам составляет 47 ПБк (цезий-134) и 87 ПБк (цезий-137), по другим – 19 ПБк (цезий-134) и 37 ПБк (цезий-137).

Часть этих радионуклидов в результате выброса оказалась на высоте более десяти километров и осела на территориях многих стран. Однако большая часть радиоактивного цезия и стронция выпала в прилегающих густонаселенных районах Беларуси, России и Украины.

Загрязнение территорий «чернобыльскими» радионуклидами носит «пятнистый» характер. Наибольшие плотности загрязнения цезием-137 ($A_g > 1,48$ МБк/м²) и стронцием-90 ($A_g > 0,185$ МБк/м²) наблюдаются в 30-километровой зоне вокруг ЧАЭС и сопредельных с ней районов. В Беларуси это юг Гомельской области. Однако в отдельных районах Гомельской, Могилевской и Брестской областей Беларуси, Брянской области России, Черниговской и Житомирской областей Украины, удаленных от поврежденного реактора на сотни километров, поверхностная активность цезия-137 и стронция-90 в почве имеет такие же значения.

Стронций-89 имеет относительно малый период полураспада $T_{1/2} = 50,55$ сут. Поэтому через ~ 1,5 года после аварии его уже практически не было в окружающей среде. У цезия-134 период полураспада $T_{1/2} = 2,06$ года. Сейчас количество «чернобыльского» цезия-134 в природной среде только за счет физического распада снизилось более чем в 1000 раз по отношению к 1986 г. Поэтому его активность в почве на загрязненных территориях не имеет существенного значения.

Бета-активность радионуклидов в почве на территориях, загрязненных «чернобыльскими» и радионуклидами, в настоящее время обусловлена преимущественно искусственными $^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{90}_{35}\text{Sr}$ и естественным $^{40}_{19}\text{K}$.

Цезий-137 и калий-40 являются смешанными бета-гамма-излучателями. Стронций-90 – чистый бета-излучатель. Ядерно-физические характеристики этих радионуклидов можно найти в таблицах Б.2 и Б.19.

Приборы и принадлежности

Для определения поверхностной активности бета-излучающих нуклидов в почве в работе используется радиометр БЕТА. Описание радиометра БЕТА и правила его эксплуатации изложены в описании лабораторной работы № 1.

Для определения поверхностной активности цезия-137 в почве используется дозиметр-радиометр МКС-АТ1125, укомплектованный сосудом Маринелли, и прямоугольная стандартная кювета. Описание дозиметра-радиометра МКС-АТ1125 и правила его эксплуатации изложены в лабораторной работе № 3.

Мощность эквивалентной дозы при отборе почвенных проб измеряют радиометром-дозиметром РКСБ-104 или РКС-107 (Инструкция по работе с приборами находится на рабочем месте).

При отборе почвенных проб используют лопатку и измерительную линейку. Взвешивание почвенных проб производят на технических весах типа Т-2.

Отбор проб

Проведите отбор почвенных проб. При отборе проб в населенных пунктах, на природных ландшафтах, сельхозугодьях (пахотных и непашотных) предварительно измерьте мощность амбиентной дозы \dot{H}^* , мкЗв/ч в местах предполагаемого отбора на высотах 1 м (\dot{H}_1^*) и на высоте 3–4 см (\dot{H}_2^*) от поверхности земли. Пробы следует отбирать в тех точках, где значения (\dot{H}_1^*) и (\dot{H}_2^*) отличаются не более чем в 1,5 раза.

В месте отбора пробы выделите на поверхности земли горизонтальную прямоугольную площадку ($S = 0,004 \dots 0,006 \text{ м}^2$), аккуратно подрежьте в ее пределах почвенный слой на глубине предполагаемого проникновения искусственных радионуклидов и переложите землю в полиэтиленовый мешок.

На пахотных сельхозугодьях (поля, приусадебные и дачные участки) почвенный слой следует подрезать на глубине вспашки; на задернованных участках в населенных пунктах, природных ландшафтах и непашотных сельхозугодьях (луга, пастбища, сенокосы) – на глубине 10–15 см.

Проведение измерений и обработка результатов

1 *Определение суммарной поверхностной активности естественных и искусственных бета-излучающих нуклидов в почве с помощью радиометра БЕТА.*

1.1 Взвесьте пустую стандартную кювету. Тщательно перемешайте исследуемую почву и переложите ее в кювету, уплотните пробу. Почва должна полностью заполнять кювету, но не выступать за ее края.

Взвесьте кювету с пробой и найдите массу почвы $m_n = m_\Sigma - m_k$, где m_Σ – масса заполненной кюветы, m_k – масса пустой кюветы.

Рассчитайте приближенное значение поверхностной плотности исследуемой почвы по формуле

$$\rho_s = \frac{m_n h}{S h_k}, \quad (3)$$

где m_n – масса почвенной пробы, кг;

h – глубина вспашки для пахотной земли или глубина предполагаемого естественного проникновения радионуклидов для дерновой земли (~30–40 см).

S – площадь поверхности почвы в кювете, м²;

h_k – толщина почвенного слоя в кювете, см.

Для вспаханной почвы, в зависимости от ее вида (песчаная, торфяная, суглинистая, чернозем и т. д.), поверхностная плотность изменяется в пределах (2,8–3,2) $\cdot 10^8$ кг/км²; 280–320 кг/м².

Поверхностная плотность почвы ρ_s – это масса почвенного слоя на единице площади земной поверхности, толщина которого равна глубине предполагаемого проникновения в почву искусственных радионуклидов.

1.2 Включите радиометр, спустя ~ 1,5 мин установите 7-й режим работы и проверьте правильность функционирования блока индикации прибора.

1.3 Установите пустую или заполненную дистиллированной водой кювету в нижний паз этажерки свинцового домика и в 3-м режиме ($\tau = 100$ с) измерьте фоновое число импульсов \tilde{N}_ϕ . Рассчитайте при-

ближенное значение скорости счета фоновых импульсов $\tilde{\nu}_\phi = \frac{\tilde{N}_\phi}{\tau}$.

Установите кювету с исследуемой пробой в свинцовый домик вместо кюветы с фоновой пробой, в 3-м режиме измерьте число импульсов \tilde{N}_Σ от пробы вместе с фоном и рассчитайте приближенную скорость счета импульсов $\tilde{v}_\Sigma = \frac{\tilde{N}_\Sigma}{\tau}$.

1.4 Найдите минимальные оптимальные значения времени τ_ϕ и τ_Σ измерения скоростей счета v_ϕ и v_Σ соответственно, для которых стандартная относительная ошибка измерения скорости счета импульсов от пробы $v = v_\Sigma - v_\phi$ составляет 3 % ($\epsilon_v = 0,03$). Вычисления проведите по формулам (14) и (15) (лабораторная работа № 1). Если $t_\Sigma > 1000$ с, увеличьте значение ϵ_v по согласованию с преподавателем.

1.5 Выберите режим работы радиометра, наиболее близкий к расчетному ($t_\Sigma \approx \tau_\Sigma$), определите число импульсов N_Σ и скорость счета импульсов v_Σ от исследуемой пробы вместе с фоном: $v_\Sigma = \frac{N_\Sigma}{t_\Sigma}$.

Аналогичным путем определите скорость счета фоновых импульсов v_ϕ .

1.6 Рассчитайте суммарную удельную активность бета-излучающих нуклидов в исследуемой пробе в Бк/кг и Ки/кг по формуле

$$A_m = \frac{v_\Sigma - v_\phi}{P_m}, \quad (4)$$

где P_m – чувствительность радиометра. Значения чувствительности радиометра P_m возьмите из таблицы 1 (лабораторная работа № 2).

1.7 Рассчитайте из полученных значений A_m и ρ_s поверхностную активность исследуемой почвы A_s по формуле

$$A_s = A_m \rho_s. \quad (5)$$

Результаты измерений и вычислений представьте в форме таблицы

Проба	N_ϕ ,	t_ϕ ,	v_ϕ ,	N_Σ ,	t_Σ ,	v_Σ ,	A_m ,	A_s ,
-------	------------	------------	------------	--------------	--------------	--------------	---------	---------

	имп	с	имп/с	имп	с	имп/с	Бк/кг	кБк/м ²	Ки/км ²

2 *Определение поверхностной активности цезия-137 в исследуемой почве с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1125.*

2.1 Определите приближенное значение поверхностной плотности почвы ρ_s , загрязненной искусственными радионуклидами. Поверхностная плотность почвы ρ_s – это масса почвенного слоя на единице площади земной поверхности, толщина которого равна глубине предполагаемого проникновения искусственных радионуклидов.

Для нахождения ρ_s взвесьте пустой сосуд Маринелли. Заполните сосуд Маринелли исследуемой почвой. Уплотните пробу. Отметьте уровень заполнения.

Взвесьте сосуд Маринелли с пробой и найдите массу почвы $m_{\text{п}} = m_{\Sigma} - m_{\text{к}}$, где m_{Σ} – масса заполненного сосуда, $m_{\text{к}}$ – масса пустого сосуда Маринелли.

Взвешивание почвенных проб проводите с точностью 0,001 кг.

Рассчитайте поверхностную плотность исследуемой почвы по формуле

$$\rho_s = \frac{m_{\text{п}} h}{S h_{\text{к}}}, \quad (6)$$

где $m_{\text{п}}$ – масса почвенной пробы, кг;

h – глубина вспашки для пахотной земли (~30–40 см) или глубина предполагаемого естественного проникновения радионуклидов для дерновой земли, см;

S – площадь дна сосуда Маринелли м²,

$$S = \pi(R^2 - r^2),$$

R и r – наружный и внутренний радиус дна сосуда Маринелли соответственно.

$h_{\text{к}}$ – толщина почвенной пробы в сосуде Маринелли, см;

Для вспаханной почвы, в зависимости от ее вида (песчаная, торфяная, суглинистая, чернозем и т. д.), поверхностная плотность изменяется в пределах $(2,8-3,2) \cdot 10^8$ кг/км²; 280–320 кг/м².

Измеренные значения $m_{\text{п}}$ и ρ_s занесите в таблицу.

2.2 Включите прибор однократным кратковременным нажатием кнопки ПУСК. После нажатия кнопки ПУСК прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4 в методических указаниях к лабораторной работе № 3. При обнаружении ошибки в процессе самотестирования прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло ЖКИ появится мигающее сообщение “Err xx”, где xx – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

При успешном завершении самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” или режима “F2” с индикацией “CL” или “OP”. Если после самотестирования на табло индицируется режим “F1” или режим “F2” с индикацией “CL”, с помощью лаборанта или преподавателя переведите прибор в режим “F2” с индикацией “OP”. После обозначения на табло режима “F2” с индикацией “OP” индикация режима быстро исчезает и на табло появляется “O”, единица удельной активности Bq/kg , значение статистической погрешности измерения в % и мигающий символ “T”, свидетельствующий о работе прибора. Прибор готов к измерению удельной активности.

При достижении нужного значения статистической погрешности запомните фон, для чего кратковременно нажмите кнопку ПУСК. На экране появится мигающая индикация “M”. После появления этой индикации кратковременно нажмите кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ. Значение фона будет записано в память прибора.

2.3 Снимите сосуд Маринелли с прибора и взвесьте его. Заполните исследуемой почвенной пробой сосуд до отметки и взвесьте его. Из полученного значения вычтите массу пустого сосуда и определите массу пробы m_n . Значение m_n занесите в таблицу.

2.4 Установите сосуд с пробой на радиометр. Установите на приборе подрежим “1”. На экране появится индикация “0”, “ Bq/kg ”. Введите значение массы пробы в следующем образом: а) нажмите кнопку ПУСК, после нажатия кнопки на экране будет индицироваться ранее установленное значение массы (единица массы при этом не индицируется); б) введите значение массы исследуемой пробы, кратковременно нажимая кнопку “▲”, (для увеличения значения) или “▼” (для уменьшения значения). Значение массы вводится через 0,001 кг.

2.5 После введения массы пробы нажмите кнопку ПУСК. Прибор начинает измерение удельной активности A_m исследуемой почвенной пробы с вычитанием фона. При этом на экране индицируется значение статистической погрешности измерения ε , %. После достижения разумного значения статистической погрешности индицируемые значения ε и A_m занесите в таблицу.

2.6 Рассчитайте поверхностную активность A_s исследуемой почвы по формуле

$$A_s = A_m \rho_s \quad (7)$$

и занесите полученные значения в следующую таблицу:

Проба	N_ϕ , имп	t_ϕ , с	V_ϕ , имп/с	N_Σ , имп	t_Σ , с	V_Σ , имп/с	A_m ,		
							Бк/кг	кБк/м ²	Ки/км ²

3 *Определение плотности потока бета-частиц с поверхности исследуемой почвы с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1125.*

3.1 Включите прибор однократным кратковременным нажатием кнопки ПУСК. Сразу же после включения прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4 (лабораторная работа № 3).

В случае успешного завершения самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” или “F2”.

После исчезновения на табло индикации режима “F1” или “F2” на табло снова индицируются сначала “0”, а затем единицы измеряемой величины, значение статистической погрешности в процентах, символ, указывающий на включение звуковой сигнализации, символ “Т”, мигающий в такт с циклом измерения 2 с, свидетельствующий о работе прибора.

3.2 При обнаружении ошибки в процессе тестирования прибор выдает прерывистый звуковой сигнал, а на табло появляется мигающее сообщение “Err xx”, где xx – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

3.3 Убедившись в работоспособности прибора, приступайте к проведению измерений плотности потока бета-частиц с автоматическим вычитанием фона.

Вначале измерьте и запомните фон. Для этого установите БДПС-02 с закрытой крышкой-фильтром на обследуемую поверхность почвенной пробы в стандартной кювете.

Измерения в настоящей работе должны проводиться в режиме “F1”. Если на приборе установлен режим “F2” обратитесь к преподавателю или лаборанту с просьбой установить режим “F1”.

В этом режиме в левом верхнем углу табло должна появиться индикация “β”.

Если на табло появляется индикация “α” или “γ”, следует кратковременно нажимать на кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ.

После каждого кратковременного нажатия появляется соответственно индикация “3”, “4”, “5”, “6”, “7”. В сервисном подрежиме “6” кнопками “▲” или “▼” выберите подрежим “1”. В этом подрежиме на табло индицируется символ “β”, единица измерения плотности потока ($\text{min}^{-1}\text{cm}^{-2}$) и значение статистической погрешности (%).

Выбор режима и подрежима измерения проводите только под контролем преподавателя или лаборанта!!!

При достижении необходимой статистической погрешности запомните фон:

– длительно (~ 1,5 с) нажмите кнопку ПУСК. Измерение фона останавливается и на табло перед значащими цифрами появляется индикация “•”;

– кратковременно нажмите кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ, что позволяет занести в память прибора измеренное значение фона.

Измеренное значение фоновой плотности потока $\phi_{\text{ф}}$ и статистической погрешности $\varepsilon_{\text{ф}}$ занесите в таблицу.

3.4 Замените крышку-фильтр на БДПС-02 на альфа-фильтр и установите БДПС-02 на исследуемую поверхность почвенной пробы в стандартной кювете.

Кратковременно нажмите кнопку ПУСК, после чего появится мигающая индикация “•” и начнется процесс измерения плотности потока бета-частиц ϕ_{β} с автоматическим вычитанием фона.

После достижения разумного значения статистической погрешности индицируемые значения ε_{β} , %, и регистрируемой плотности потока бета-частиц Φ_{β} , β -част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$), занесите в следующую таблицу:

Номер измерения	ε_{β} , %	Φ_{β} , β -част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$)	ε_{β} , %	Φ_{β} , β -част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$)

Контрольные вопросы и задания

1 Дайте определение: а) активности радионуклида в источнике (пробе); б) поверхностной активности радионуклида в источнике (пробе); в) плотности потока частиц. В каких единицах измеряются указанные величины?

2 Какие естественные радионуклиды имеют наибольшую активность в почве?

3 Перечислите источники поступления искусственных радионуклидов: а) в природную среду; б) в организм человека.

4 Какие искусственные радионуклиды, выброшенные из реактора при аварии на ЧАЭС, имеют сейчас в почве загрязненных регионов наибольшую активность?

5 При какой поверхностной активности радионуклидов цезия и стронция в почве загрязненных ими территории были в 1986 г. отнесены к зонам отчуждения? Почему?

6 Почему ${}^{90}_{38}\text{Sr}$ и ${}^{137}_{55}\text{Cs}$ относятся к наиболее биологически опасным «чернобыльским» радионуклидам?

7 На каких территориях, загрязненных искусственными радионуклидами проживание невозможно: а) согласно НРБ-2000; б) согласно Гигиеническому нормативу «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденному постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 г. № 213?

Рекомендуемая литература: [8, 10, 14, 27, 30].

Лабораторная работа № 6

ИССЛЕДОВАНИЕ АКТИВНОСТИ ЕСТЕСТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОЗДУХЕ

Цель работы: изучение закономерностей распада независимых и генетически связанных радионуклидов; исследование радиоактивности естественных аэрозолей свинца-214 и висмута-214 в воздухе.

Краткие теоретические сведения

Радиоактивностью, или радиоактивным распадом, называют процесс самопроизвольного испускания атомными ядрами частиц или (и) фотонов, в результате которого ядро превращается в ядро атома другого химического элемента или, оставаясь ядром атома того же химического элемента, переходит в другое энергетическое состояние.

Основными видами радиоактивных превращений являются альфа-распад и бета-распад, включающий β^- -распад, β^+ -распад и K -захват. Многие радиоактивные ядра (радионуклиды) в процессе распада испускают короткие электромагнитные волны – гамма-излучение.

Радиоактивность природных (естественных) радионуклидов называют естественной. Радиоактивность ядер, полученных в результате осуществления искусственных ядерных реакций, называют искусственной радиоактивностью.

Для естественных ядер наиболее характерны альфа-распад, β^- -распад и K -захват. Искусственным радионуклидам присущи альфа-распад и все виды бета-распада.

Между естественной и искусственной радиоактивностью нет принципиальных различий. И в том, и в другом случаях число радиоактивных ядер в источнике (пробе), содержащем радиоактивные ядра одного типа, уменьшается с течением времени по экспоненциальному закону

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

где N_t – число ядер, не распавшихся к моменту времени t ;

N_0 – первоначальное число радиоактивных ядер;

λ – постоянная распада.

Постоянная распада

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

где $T_{1/2}$ – **период полураспада** (время, за которое распадается половина первоначального числа радиоактивных ядер).

Периоды полураспада известных радионуклидов имеют значения, лежащие в очень широком диапазоне: от $\sim 10^{-12}$ с до $\sim 1,4 \cdot 10^{17}$ лет. В таблице Б.1 и Б.2 приведены периоды полураспада некоторых естественных радионуклидов, а также искусственных долгоживущих радионуклидов, попавших в природную среду в результате аварии на ЧАЭС.

Активность радионуклида

$$A = \frac{dN_{\text{расп}}}{dt}, \quad (3)$$

где $dN_{\text{расп}}$ – число ядер, распадающихся за время dt .

$dN_{\text{расп}}$ представляет собой убыль числа радиоактивных ядер за промежуток времени dt , поэтому $dN_{\text{расп}} = -dN_t$.

Следовательно, активность радионуклида

$$A = -\frac{dN_t}{dt}. \quad (3a)$$

Подставляя в формулу (3a) выражение для N_t из закона радиоактивного распада (1), получим

$$A_t = -\frac{d}{dt}(N_0 e^{-\lambda t}) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = \lambda N_t. \quad (4)$$

Так как в момент времени $t = 0$ активность радионуклида $A_0 = \lambda N_0$, из выражения (4) следует, что активность радионуклида в источнике (пробе), в котором содержатся радиоактивные ядра одного типа, уменьшается во времени по экспоненциальному закону

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t}, \quad (4a)$$

где A_0 – активность радионуклида в источнике (пробе) в начальный момент времени.

Если радиоактивный источник (проба) содержит различные генетически несвязанные радионуклиды n типов, изменение во времени суммарной активности радионуклидов в источнике (пробе) описывается формулой

$$A_t = A_{01} e^{-\lambda_1 t} + A_{02} e^{-\lambda_2 t} + A_{03} e^{-\lambda_3 t} + \dots + A_{0n} e^{-\lambda_n t}. \quad (5)$$

Суммарная активность радионуклидов двух типов, связанных генетически (радиоактивные ядра типа II образуются из ядер типа I)

$$A = \lambda_1 N_1 + \lambda_2 N_2, \quad (6)$$

где λ_1 – постоянная распада материнских ядер;

N_1 – число материнских ядер типа I;

λ_2 – постоянная распада дочерних ядер;

N_2 – число дочерних ядер типа II.

Число материнских ядер типа I изменяется только вследствие их распада:

$$N_1 = N_{01} e^{-\lambda_1 t}. \quad (7)$$

Число радиоактивных ядер типа II

$$N_2 = N_{02} e^{-\lambda_2 t} + \frac{\lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (8)$$

изменяется в результате их распада (первое слагаемое) и за счет их образования из материнских ядер типа I (второе слагаемое). Подставив последние выражения для N_1 и N_2 в формулу (6), получим закон изменения во времени суммарной активности двух генетически связанных радионуклидов:

$$A_t = \lambda_1 N_{01} e^{-\lambda_1 t} + \lambda_2 N_{02} e^{-\lambda_2 t} + \frac{\lambda_2 \lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (9)$$

или

$$A_t = A_{01} e^{-\lambda_1 t} + A_{02} e^{-\lambda_2 t} + \frac{\lambda_2 A_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}). \quad (10)$$

Если материнские ядра распадаются заметно быстрее дочерних ($\lambda_1 > \lambda_2$), то по истечении времени $t \approx 4 \dots 5 T_{1/2}$ (I) их суммарная активность в источнике (пробе) изменяется по закону распада дочерних ядер, так как за это время практически все ядра типа I распадаются. Если $\lambda_1 < \lambda_2$, ядра обоих типов существуют в источнике (пробе) вместе и с течением времени между ними устанавливается соотношение

$$\frac{N_1}{N_2} = \frac{\lambda_2}{\lambda_1}, \quad (11)$$

которое называется вековым, или радиоактивным равновесием. Активность генетически связанных радионуклидов двух типов, находящихся в вековом равновесии, одинакова: $\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2$.

В атмосферном воздухе содержатся независимые и генетически связанные естественные радионуклиды космогенного и земного происхождения (таблица Б.1, схемы распада ${}_{92}^{235}\text{U}$, ${}_{92}^{238}\text{U}$ и ${}_{90}^{232}\text{Th}$ в приложении Б).

Космогенные радионуклиды (${}^3_1\text{H}$, ${}^7_4\text{Be}$, ${}^{14}_6\text{C}$ и др.) дают незначительный вклад в естественную радиоактивность воздуха. В основном естественная радиоактивность воздуха обусловлена радиоактивными газообразными изотопами ${}^{222}_{86}\text{Rn}$, ${}^{220}_{86}\text{Rn}$ и ${}^{219}_{86}\text{Rn}$, поступающими в атмосферу из верхних слоев земной поверхности. Перечисленные изотопы радона являются членами соответствующих радиоактивных семейств ${}_{92}^{238}\text{U}$, ${}_{92}^{235}\text{U}$ и ${}_{90}^{232}\text{Th}$.

Так как период полураспада ${}^{220}_{86}\text{Rn}$ равен всего 54,5 с, а ${}^{219}_{86}\text{Rn}$ – 3,9 с, в атмосферу поступает преимущественно ${}^{222}_{86}\text{Rn}$, период полураспада которого составляет 3,82 суток. К тому же распространенность в земной коре ${}_{92}^{238}\text{U}$, продуктом распада которого является ${}^{222}_{86}\text{Rn}$, значительно больше, чем у ${}_{92}^{235}\text{U}$ и ${}_{90}^{232}\text{Th}$. В природном уране содержится ~ 99,28 % урана-238 и только ~ 0,72 % урана-235.

Поэтому содержание ${}^{220}_{86}\text{Rn}$ в атмосферном воздухе в 10–100 раз меньше, чем ${}^{222}_{86}\text{Rn}$. Доля ${}^{219}_{86}\text{Rn}$ в воздухе еще меньше.

При распаде радона в воздухе появляются электрически заряженные коротко- и долгоживущие альфа- и бета-активные аэрозоли (Po, Bi, Pb). Процесс их нейтрализации в воздухе на ~ 90 % происходит на пылинках размером менее 5 мкм. Причем основная часть образующихся радионуклидов сорбируется частицами, линейный размер которых 0,001–0,4 мкм. Накопления долгоживущих аэрозолей в воздухе не происходит, так как пылинки вместе с радиоактивными изотопами оседают, что и приводит к самоочищению воздуха.

Бета-активность воздуха обусловлена преимущественно генетически связанными изотопами свинца-214 и висмута-214, альфа-активность – изотопами радона и полония.

Газообразный радон тяжелее воздуха, поэтому его концентрация максимальна вблизи земной поверхности и уменьшается с высотой.

Большинство современных строительных материалов (бетон, фосфогипс, шлак силиката кальция и др.) являются источниками радона (таблица Б.15). Поэтому его содержание внутри зданий зависит от того, из каких материалов они построены, а также от проветриваемости помещений и высоты, на которой они находятся. Концентрация радона внутри зданий в 2,5–200 раз выше, чем вне их.

Взвешенная сумма объемных активностей Po (RaA); Bi (RaB) и Pb (RaC) называется эквивалентной равновесной объемной активностью (ЭРОА) дочерних продуктов распада Rn .

$$(ЭРОА)_{Rn} = 0,10 A_{RaA} + 0,52 A_{RaB} + 0,38 A_{RaC}.$$

Эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов распада Rn (семейство Th) – это взвешенная сумма объемных активностей Pb (ThB) и Bi (ThC).

$$(ЭРОА)_{Th} = 0,91 A_{ThB} + 0,09 A_{ThC}.$$

В соответствии с республиканскими нормами радиационной безопасности НРБ–2000, введенными в 2000 г., и Гигиеническим нормативом «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденным постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 г. № 213, при проектировании зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов распада и в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м^3 :

$$(ЭРОА)_{Rn} + 4,6 (ЭРОА)_{Th} \leq 100 \text{ Бк/м}^3.$$

В эксплуатируемых зданиях в воздухе жилых помещений, согласно НРБ–2000,

$$(ЭРОА)_{Rn} + 4,6 (ЭРОА)_{Th} \leq 200 \text{ Бк/м}^3.$$

При более высоких значениях ЭРОА радона должны проводиться защитные мероприятия, позволяющие снизить поступление радона в воздух помещений и улучшить вентиляцию помещений.

Приборы и принадлежности

Для определения активности бета-излучающих аэрозолей свинца-214 и висмута-214 в воздухе используется радиометр БЕТА. Описание радиометра БЕТА и правила его эксплуатации изложены в лабораторной работе № 1. Источником бета-излучения являются радионуклиды свинца-214 и висмута-214, сконцентрированные с помощью пылесоса на ватном фильтре.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Прикрепите к входному отверстию пылесоса ватный фильтр и включите пылесос на 10–15 минут.

2 Включите радиометр, выждав ~ 1,5 мин, установите 7-й режим работы и проверьте правильность функционирования блока индикации. Убедившись в работоспособности прибора, измерьте два раза в 3-м режиме (за 200 с) фоновое число импульсов от пустой кюветы в свинцовом домике.

3 Снимите ватный фильтр с пылесоса, перенесите его в кювету. Вставьте кювету в свинцовый домик.

Одновременно включите секундомер и нажмите кнопку ПУСК радиометра. Измерьте два раза в 3-м режиме (за 200 с) число импульсов $N_{\Sigma 0}$, регистрируемых от фильтра вместе с фоном.

Время измерения 200 с должно быть практически непрерывным!

Момент нажатия кнопки ПУСК радиометра соответствует начальному моменту измерений $t = 0$.

Секундомер не выключайте до окончания выполнения всех измерений, предусмотренных в работе.

Найдите число импульсов, регистрируемых за 200 с от фильтра в начальный момент времени ($t = 0$): $N_0 = N_{\Sigma 0} - N_{\Phi}$.

4 Через $t = 7$ мин после начала измерения $N_{\Sigma 0}$ снова нажмите кнопку ПУСК, измерьте за 200 с в 3-м режиме число импульсов $N_{\Sigma 1}$ от фильтра вместе с фоном и найдите $N_1 = N_{\Sigma 1} - N_{\Phi}$.

5 Через $t = 14$ мин после начала измерения $N_{\Sigma 0}$ определите в соответствии с п. 4 число импульсов $N_{\Sigma 2}$ и $N_2 = N_{\Sigma 2} - N_{\Phi}$ от ватного фильтра. В течение последующих ~ 30 – 60 минут еще 5–8 раз проведите аналогичные измерения N_{Σ} и N .

Измерения следует проводить до тех пор, пока число импульсов N (но не N_{Σ} !), регистрируемых от фильтра без фона, снизится более, чем на 50 %.

6 На основании полученных данных постройте график зависимости $N = f(t)$ и определите по нему $\tau_{1/2}$ – время, за которое число импульсов, регистрируемых от ватного фильтра, уменьшается вдвое по отношению к первоначальному: $N = N_0/2$.

Бета-активность радионуклидов, осевших на фильтре, прямо пропорциональна числу импульсов, регистрируемых от фильтра радиометром за фиксированное время. Поэтому найденное время $\tau_{1/2}$ – это время, в течение которого вдвое снижается суммарная бета-активность радионуклидов на фильтре по отношению к ее начальному значению A_0 .

В начальный момент времени $t = 0$ суммарная активность генетически связанных радионуклидов в источнике

$$A_0 = A_{01} + A_{02}, \quad (12)$$

где A_{01} и A_{02} – начальная активность материнских и дочерних ядер соответственно.

В относительных единицах в начальный момент времени $t = 0$

$$\frac{A_{01}}{A_0} + \frac{A_{02}}{A_0} = 1. \quad (13)$$

Время $\tau_{1/2}$, за которое суммарная активность радионуклидов в источнике вследствие радиоактивного распада снижается вдвое, зависит от соотношения между генетически связанными радионуклидами в начальный момент времени $t = 0$.

На рисунке 1 для источника, содержащего генетически связанные радионуклиды свинец-214 и висмут-214, представлен график зависимости $\tau_{1/2}$ от начальной активности $\frac{A_{01}}{A_0}$ свинца-214.

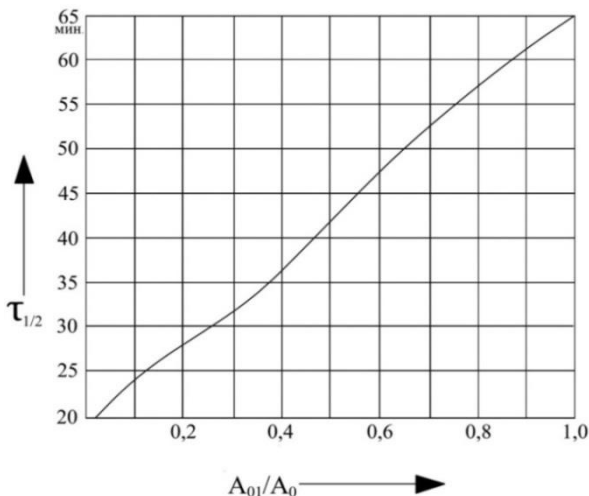


Рисунок 1

7 Исходя из полученного значения $\tau_{1/2}$, определите из графика зависимости $\tau_{1/2} = f\left(\frac{A_{01}}{A_0}\right)$ на рисунке 1 начальную активность $\frac{A_{01}}{A_0}$ свинца-214 в относительных единицах. Затем рассчитайте начальную активность висмута-214:

$$\frac{A_{02}}{A_0} = 1 - \frac{A_{01}}{A_0}. \quad (14)$$

8 Рассчитайте теоретическую кривую снижения суммарной бета-активности генетически связанных радионуклидов свинца-214 и висмута-214 в ватном фильтре-источнике по формуле

$$\frac{A_t}{A_0} = \frac{A_{01}}{A_0} e^{-\lambda_1 t} + \frac{A_{02}}{A_0} e^{-\lambda_2 t} + \frac{A_{01}}{A_0} \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}), \quad (15)$$

где $\frac{A_{01}}{A_0}$ и $\frac{A_{02}}{A_0}$ – начальные значения активности свинца-214 и висмута-214 в исследуемом ватном фильтре;
 λ_1 и λ_2 – постоянные распада свинца-214 и висмута-214 соответственно.

9 Постройте график зависимости $\frac{A_t}{A_0} = f(t)$ и нанесите на него экспериментальные значения $\frac{N_t}{N_0}$. Сравните рассчитанные теоретические значения $\frac{A_t}{A_0}$ с экспериментальными значениями $\frac{N_t}{N_0}$, с учетом ошибки измерений, и проанализируйте результаты проведенного сравнения.

Результаты измерений и вычислений занесите в следующую таблицу:

Номер измер	N_{ϕ} , имп	t , мин	N_{Σ} , имп	N , имп	$\frac{N_t}{N_0}$	$\frac{A_t}{A_0}$

Контрольные вопросы и задания

- 1 Дайте определение радиоактивности.
- 2 Напишите формулу закона радиоактивного распада.
- 3 Дайте определение периода полураспада.
- 4 Докажите, что период полураспада $T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda}$.
- 5 Какие радионуклиды называют генетически связанными?
- 6 При каком условии генетически связанные радионуклиды находятся в вековом равновесии?
- 7 Находятся ли в вековом равновесии $^{214}_{82}\text{Pb}$ и $^{214}_{83}\text{Bi}$ в ватном фильтре, исследуемом в работе? Почему?
- 8 Почему содержание радона внутри зданий всегда выше, чем вне их?
Рекомендуемая литература: [1, 2, 12, 13, 17, 27, 30].

Лабораторная работа № 7

ЗАЩИТА ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Цель работы: изучение механизма испускания и поглощения гамма-излучения веществом; измерение коэффициентов ослабления гамма-излучения в железе, меди, дереве, пластмассе, алюминии; изучение эффективности защиты от гамма-излучения веществом и расстоянием.

Краткие теоретические сведения

Гамма-излучение представляет собой электромагнитное излучение с длиной волны $\lambda \leq 0,2$ нм. Излучение и поглощение электромагнитных волн с такой малой длиной волны имеет явно выраженный квантовый характер. Источником гамма-излучения являются возбужденные атомные ядра.

Атомные ядра обладают дискретным набором энергетических состояний (уровней). Состояние с минимальной энергией $E_{\text{мин}}$ называют основным, с любой другой энергией $E > E_{\text{мин}}$ – возбужденным. При переходе ядра с более высокого энергетического уровня с энергией E_2 на более низкий с энергией E_1 ядро испускает гамма-фотон, энергия которого $E_\gamma = E_2 - E_1$.

Если атомные ядра обладают набором возбужденных состояний, они могут быть источником гамма-фотонов с различными дискретными значениями энергии E_γ . Так, к примеру, ядра $^{131}_{53}\text{J}$ при радиоактивном превращении испускают гамма-фотоны с энергией 0,08; 0,163; 0,284; 0,364; 0,637; 0,722 МэВ.

В некоторых радиоактивных ядрах (радионуклидах) вероятным является только один квантовый переход между двумя энергетическими состояниями.

Такие радионуклиды являются источниками моноэнергетического гамма-излучения. К числу их относится, например, $^{40}_{19}\text{K}$, испускающий моноэнергетические гамма-фотоны с энергией 1,46 МэВ. Спектральные характеристики гамма-излучения некоторых радионуклидов приведены в таблицах Б.1 и Б.2.

Источником гамма-излучения являются ядра, образующиеся при различных ядерных реакциях, и дочерние ядра, возникающие при радиоактивных превращениях в возбужденном состоянии.

Гамма-излучение возникает также при распаде элементарных частиц, аннигиляции пар «частица – античастица», торможении быстрых заряженных частиц в среде и некоторых других процессах.

Энергия гамма-фотонов, испускаемых различными источниками, имеет значения от десятков кэВ до сотен МэВ ($1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$).

При прохождении через вещество гамма-излучение поглощается. Для создания эффективной защиты от гамма-излучения необходимо знать механизм и закономерности ослабления этого вида излучения

веществом. Установлено, что ослабление гамма-излучения в основном обусловлено фотоэффектом, комптоновским рассеянием и образованием электронно-позитронных пар.

1 Фотоэлектрическое поглощение. Проходя через вещество, гамма-фотоны сталкиваются с электронами атомов поглощающего вещества. Одним из результатов таких столкновений является выбивание электронов из атомов – фотоэффект. Гамма-фотон при фотоэффекте полностью поглощается выбиваемым электроном. Фотоэффект происходит на внутренних электронах атома, в основном, на электронах K -оболочки.

Вероятность фотоэффекта зависит от атомного номера Z поглощающего вещества и растет пропорционально Z^5 . Фотоэлектрическое поглощение гамма-излучения существенно только для элементов с большим Z , в частности, для свинца, у которого $Z = 82$.

Фотоэлектрическое поглощение зависит от энергии гамма-фотонов и резко уменьшается с ее увеличением. При малых значениях энергии E_γ уменьшение числа гамма-фотонов наиболее вероятно за счет именно фотоэффекта. «Малость» значений E_γ определяется атомным номером Z поглотителя. К примеру, в алюминии ($Z = 13$) фотоэффект заметно ослабляет гамма-излучение при $E_\gamma < 0,05$ МэВ, а в свинце ($Z = 82$) – при $E_\gamma < 0,5$ МэВ.

Если энергия гамма-фотонов значительно больше энергии связи электронов в атоме, основную роль в ослаблении гамма-излучения веществом начинает играть комптоновское рассеяние.

2 Комптоновское рассеяние. Этот вид взаимодействия электромагнитного излучения с веществом состоит в упругом рассеянии гамма-фотонов на свободных электронах вещества. Связанные атомные электроны являются практически свободными, если энергия налетающего фотона $E_\gamma \gg E_{св}$ ($E_{св}$ – энергия связи электрона в атоме). Гамма-фотон передает часть своей энергии свободному электрону и изменяет направление своего движения – рассеивается. Уменьшение энергии гамма-фотона зависит при этом только от угла рассеяния.

Комптоновское рассеяние ослабляет гамма-излучение не только за счет уменьшения энергии гамма-фотонов при их рассеянии. Уменьшение энергии гамма-фотонов в результате одного или нескольких последовательных актов комптоновского рассеяния приводит к их

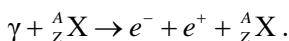
более интенсивному фотоэлектрическому поглощению связанными электронами.

Вероятность комптоновского рассеяния ($\sim Z$) гораздо слабее зависит от атомного номера поглотителя, чем вероятность фотоэлектрического поглощения ($\sim Z^5$). Для легких элементов, например, алюминия, комптон-эффект вносит заметный вклад в поглощение гамма-излучения при значениях энергии $0,05 < E_\gamma < 15$ МэВ. В свинце ослабление гамма-излучения за счет комптоновского рассеяния происходит при $0,5 < E_\gamma < 5$ МэВ.

3 Образование электронно-позитронных пар. При энергии E_γ , превышающей 1,02 МэВ (энергия покоя электрона (позитрона) = 0,51 МэВ), наряду с фотоэлектрическим поглощением и комптоновским рассеянием происходит уничтожение гамма-фотонов за счет образования электронно-позитронных пар ($e^+ + e^-$).

В вакууме образование электронно-позитронной пары из гамма-фотона невозможно. Рождение электронно-позитронной пары происходит лишь в кулоновском поле какой-либо частицы. Такой частицей в веществе может быть электрон или ядро.

Схема рождения пары электрон-позитрон в силовом поле ядра X имеет вид:



Вероятность возникновения электронно-позитронных пар пропорциональна Z^2 . При энергии гамма-фотонов E_γ , в несколько раз превышающей 1,02 МэВ, образование пар электрон – позитрон и комптоновское рассеяние являются преобладающими процессами, приводящими к ослаблению гамма-излучения веществом. При более высоких значениях E_γ образование электронно-позитронных пар является основной причиной поглощения гамма-излучения, особенно для тяжелых металлов. Так, в свинце поглощение гамма-фотонов за счет образования пар ($e^+ + e^-$) уже при энергии $E_\gamma = 5$ МэВ становится преобладающим.

Вклад фотоэффекта 1, комpton-эффекта 2 и образования электронно-позитронных пар 3 в суммарное поглощение гамма-излучения свинцом 4 иллюстрирует рисунок 1. Для гамма-излучения характерна очень низкая вероятность взаимодействия с веществом.

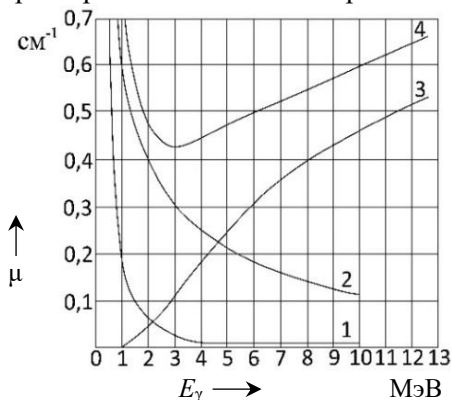


Рисунок 1

Это означает, что фотоэлектрическое поглощение, E_γ , МэВ комptonовское рассеяние и образование электронно-позитронных пар при прохождении гамма-излучения через вещество происходят достаточно редко. При регистрации гамма-излучения, прошедшего поглощающий слой, различают геометрию узкого и широкого пучков. Геометрия опыта, при которой детектор регистрирует

лишь те гамма-фотоны, которые не провзаимодействовали с атомами поглотителя, называется геометрией узкого пучка («хорошей» геометрией). Добиться такой геометрии практически очень сложно из-за того, что в детектор обычно попадает часть гамма-фотонов, испытавших комptonовское рассеяние в поглощающем слое.

Геометрия опыта, при которой детектором регистрируется нерассеянное (непровзаимодействовавшее) и рассеянное в результате эффекта Комптона гамма-излучение, называют геометрией широкого пучка («плохой» геометрией).

«Улучшить» или «ухудшить» геометрию гамма-съемки можно путем изменения взаимного положения источника, поглотителя и детектора излучения.

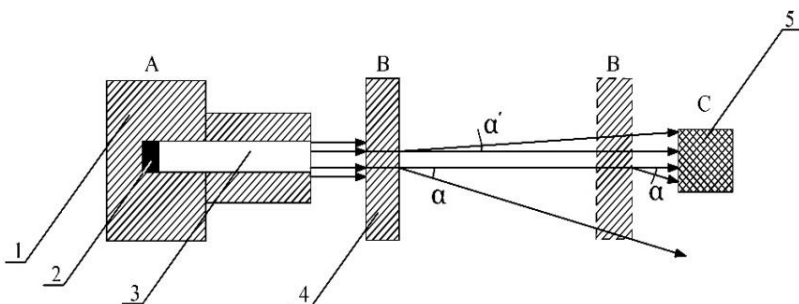


Рисунок 2

Как видно из рисунка 2, при уменьшении расстояния BC между поглощающим слоем и детектором число рассеянных гамма-фотонов, попадающих в детектор, возрастает. Если расстояние между поглотителем и детектором фиксировано, вероятность регистрации рассеянного излучения снижается с уменьшением площади детектора.

Увеличение расстояния AC между источником и детектором «улучшает» геометрию опыта, но при этом резко (как $1/AC^2$) снижается скорость счета импульсов от источника, что влечет за собой рост статистической ошибки измерений.

Поэтому оптимальное взаимное расположение источника, поглотителя и детектора излучения в каждом случае выбирают с учетом всех факторов, влияющих на точность измерений.

Интенсивность гамма излучения

$$I_{\gamma} = \frac{dE}{dt dS}, \quad (1)$$

где dE – энергия, переносимая гамма-излучением за малый промежуток времени dt через элементарную площадку, площадь которой dS , ориентированную перпендикулярно к направлению скорости гамма-фотонов.

Прохождение гамма-излучения через поглощающий слой в геометрии широкого пучка описывается формулой

$$I_{\gamma} = BI_{\gamma_0} e^{-\mu d}, \quad (2)$$

где I_{γ_0} – интенсивность гамма-излучения в точке детектирования при отсутствии поглощающего слоя между детектором и источником излучения;

I_γ – интенсивность гамма-излучения в точке детектирования после прохождения поглощающего слоя, толщина которого d ;
 μ – линейный коэффициент ослабления гамма-излучения;
 B – фактор накопления (безразмерный коэффициент, учитывающий вклад в регистрируемое излучение рассеянных гамма-фотонов).

Фактор накопления в геометрии узкого пучка равен единице. Соответственно интенсивность нерассеянного детектируемого гамма-излучения после прохождения через поглощающий слой уменьшается по экспоненциальному закону

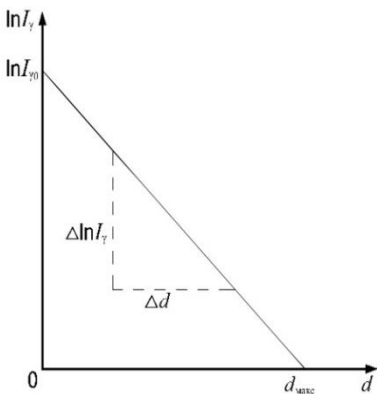
$$I_\gamma = I_{\gamma_0} e^{-\mu d}. \quad (3)$$

При толщине поглощающего слоя $d = 1/\mu$ интенсивность I_{γ_0} детектируемого излучения уменьшается в $e = 2,73$ раза. Логарифмируя выражение (3), получим

$$\ln I_\gamma = \ln I_{\gamma_0} - \mu d. \quad (4)$$

График зависимости интенсивности гамма-излучения от толщины поглощающего слоя представлен на рисунке 3.

Формулы (3), (4) и, соответственно, линейный характер зависимости $\ln I_\gamma = f(d)$ справедливы только для узкого параллельного моноэнергетического пучка гамма-лучей. Численное значение коэффициента μ можно определить из экспериментального графика линейной зависимости $\ln I_\gamma = f(d)$:



$$\mu = \frac{\Delta \ln I_\gamma}{\Delta d}. \quad (5)$$

Линейный коэффициент ослабления гамма-излучения μ можно также определить путем нахождения коэффициентов экспериментальной линейной зависимости (4), например, методом наименьших квадратов

(приложение А).

Линейный коэффициент ослабления μ зависит от природы поглощающего вещества и энергии пронизывающих его гамма-фотонов (таблица Б.3).

Поглощение гамма-излучения веществом характеризуют также массовым коэффициентом поглощения

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho}, \quad (6)$$

где ρ – плотность поглотителя.

Линейный μ и массовый μ_m коэффициенты ослабления являются основными количественными характеристиками проникающей способности гамма-излучения. Как следует из данных, приведенных в таблицах Б.3 и Б.21–Б.24, проникающая способность этого вида излучения велика и изменяется в широких пределах в зависимости от энергии излучения и природы поглотителя.

В основе биологического действия гамма-излучения лежит его способность ионизировать атомы и молекулы вещества. Ионизирующая способность гамма-излучения гораздо меньше, чем, например, у альфа-излучения, и примерно такая же, как у бета-излучения, но из-за большей проникающей способности его опасность при внешнем облучении оказывается выше, чем у заряженных частиц.

Существует два вида защиты от гамма-излучения: защита веществом и защита расстоянием.

При работе с гамма-источниками индивидуальная защита веществом из тяжелых поглотителей (железо, свинец, уран) включает использование просвинцованных защитных очков, перчаток, экранов, боксов, а также контейнеров для хранения и транспортировки радиоактивных источников.

Интенсивность гамма-излучения при удалении от точечного источника уменьшается по закону $1/r^2$ (r – расстояние от источника), поэтому защита расстоянием очень эффективна и при работе с гамма-источниками необходимо пользоваться дистанционным инструментом (пинцеты, манипуляторы и т. д.).

При использовании ядерного оружия, эксплуатации АЭС, захоронении ядерных отходов и т. д. возникает необходимость массовой защиты от гамма-излучения. Проектирование и строительство военных и гражданских сооружений, предназначенных для массовой защиты от гамма-излучения, требует грамотного выбора строительных

и конструкционных материалов на основе данных о проникающей способности излучения.

Расчеты по выполнению подобных работ проводятся на основе закона поглощения (2) с использованием экспериментальных или табличных значений коэффициента поглощения и фактора накопления или с помощью специальных универсальных таблиц Б.21–Б.24.

Приборы и принадлежности

Для определения коэффициента поглощения гамма-излучения в веществе в работе используется сцинтилляционный гамма-радиометр СРП-88Н или дозиметр-радиометр МКС-АТ1125. Описание дозиметра-радиометра МКС-АТ1125 и правила его эксплуатации рассмотрены подробно в лабораторной работе № 3.

Внешний вид прибора СРП-88Н показан на рисунке 4.

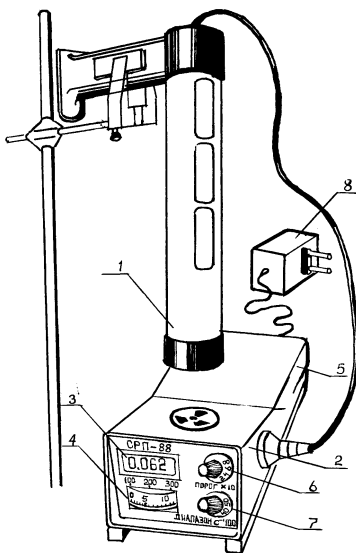


Рисунок 4

Сцинтилляционный радиометр СРП-88Н предназначен для измерения скорости счета импульсов от гамма- и рентгеновского излучения с энергией $E > 50$ кэВ в диапазоне от 10 до $3 \cdot 10^4$ с⁻¹. Весь диапазон измерений разбит на 5 поддиапазонов.

Прибор состоит из блока детектирования 1 и измерительного блока 2. Блок детектирования представляет собой металлический цилиндр диаметром 40 мм и длиной 400 мм, в котором смонтированы

сцинтиллятор (кристалл NaI (Тl) $\varnothing = 25$ мм и высотой 40 мм), фотомножитель ФЭУ-85, электрическая часть блока, обеспечивающая высоковольтное питание ФЭУ, дискриминацию и усиление электрических сигналов в его цепи. Сцинтиллятор защищен от механических повреждений черной пластмассовой крышкой. Блок детектирования соединен гибким кабелем с измерительным блоком.

Измерительный блок состоит из комбинированного устройства индикации с выводом информации на жидкокристаллическое табло 3 и стрелочный измерительный прибор 4. Чтобы получить регистрируемую скорость счета импульсов в s^{-1} , показания цифрового индикатора необходимо умножать на 1000. В верхнюю крышку измерительного блока (под знаком радиационной опасности) вмонтирован контрольный стандартный источник излучения: кобальт-60 марки К-3А с начальной активностью ~ 1 мкКи. Средняя энергия гамма-излучения ${}^{60}_{27}\text{Co}$ $E_{\gamma} = 1,25$ МэВ.

В корпусе измерительного блока имеется съемный отсек 5 для элементов питания. Питание прибора осуществляется от четырех батареек типа А343. В отсеке для питания размещен также пьезокерамический звонок.

Звуковая сигнализация может использоваться как в пороговом, так и в мониторинном режимах.

Управление прибором производится с помощью переключателей 6 – ПОРОГ и 7 – ДИАПАЗОН.

Блок детектирования и измерительный блок радиометра СРП-88Н размещены так, как показано на рисунке 4. Блок детектирования укреплен в штативе в вертикальном положении над контрольным источником прибора, который и служит в работе источником исследуемого гамма-излучения. Радиометр СРП-88Н питается от сети 220 В с помощью сетевого блока 8.

Для поглощения гамма-излучения используются диски или прямоугольные пластинки толщиной $d = 5...6$ мм из стали, меди, алюминия и других исследуемых материалов.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Проверка работоспособности радиометра СРП-88Н.

1.1 Ознакомьтесь с расположением и назначением органов управления радиометра СРП-88Н.

1.2 Проверьте работоспособность прибора, для чего установите переключатель ПОРОГ в положение БАТ, при котором стрелочный

индикатор измерительного блока показывает напряжение батарей питания. При отклонении стрелки более чем на половину шкалы (напряжение больше 3,5 В) элементы питания пригодны к работе.

Установите переключатель ПОРОГ в положение «0» и приблизьте передний торец блока детектирования к контрольному источнику, вмонтированному в верхнюю крышку измерительного блока под знаком радиационной опасности. По мере приближения сцинтиллятора к источнику излучения стрелка индикатора должна отклоняться, а на цифровом табло должны индцироваться показания. При сближении сцинтиллятора и контрольного источника прослушиваются звуковые щелчки, частота которых увеличивается с уменьшением расстояния между источником и приемником излучения.

1.3 Установите переключатель ПОРОГ в положение ИЗМ, а переключатель ДИАПАЗОН в положение «0,3» и через одну минуту приставьте торец блока детектирования вплотную к месту расположения контрольного источника, совместив его с окружностью, внутри которой нарисован знак радиационной опасности. Зафиксируйте 5–6 раз значения скорости счета импульсов v_{Σ} по показаниям цифрового индикатора и определите среднее значение $\langle v_{\Sigma} \rangle = \frac{\sum v_{\Sigma}}{n}$, где n – число измерений.

1.4 Удалите контрольный источник (измерительный блок) от сцинтиллятора блока детектирования на расстояние не менее 0,5 м, $n = 5 \dots 6$ раз измерьте фоновую скорость счета импульсов v_{Φ} и вычислите среднее значение $\langle v_{\Phi} \rangle = \frac{\sum v_{\Phi}}{n}$.

1.5 Рассчитайте скорость счета импульсов от контрольного источника по формуле

$$v_k = \frac{\langle v_{\Sigma} \rangle - \langle v_{\Phi} \rangle}{K},$$

где K – коэффициент, учитывающий снижение активности источника во времени.

Если рассчитанное значение v_k соответствует номинальному значению $v_{\text{ном}}$, прибор работоспособен. Значения $v_{\text{ном}}$ и коэффициента K приведены в прилагаемой к прибору инструкции.

2 Измерение с помощью радиометра СРП-88Н коэффициентов ослабления гамма-излучения в железе, алюминии, дереве, пластмассе.

2.1 Установите переключатель ПОРОГ в положение ИЗМ, а переключатель ДИАПАЗОН в положение «0,3». Удалите блок детектирования на расстояние не менее 0,5 м от контрольного источника, $n = 5 \dots 6$ раз измерьте фоновую скорость счета импульсов v_{ϕ} и вычислите среднее значение $\langle v_{\phi} \rangle = \frac{\sum v_{\phi}}{n}$.

2.2 Разместите источник излучения и блок детектирования радиометра в соответствии с рисунком 4. Измерьте $n = 5 \dots 6$ раз скорость счета импульсов $v_{\Sigma 0}$ от источников вместе с фоном при отсутствии поглощающих пластин между источником и детектором. Рассчитайте среднее значение $\langle v_{\Sigma 0} \rangle = \frac{\sum v_{\Sigma 0}}{n}$ и определите среднюю скорость счета импульсов от источника $v'_{\gamma} = \langle v_{\Sigma 0} \rangle - \langle v_{\phi} \rangle$.

2.3 Измерьте штангенциркулем толщину d_1 первой поглощающей пластинки из исследуемого материала, установите ее между источником излучения и детектором вплотную к контрольному источнику и $n = 5 \dots 6$ раз измерьте скорость счета импульсов $v_{\Sigma 1}$, регистрируемых прибором. Рассчитайте среднюю скорость счета импульсов $\langle v_{\Sigma 1} \rangle = \frac{\sum v_{\Sigma 1}}{n}$ и скорость счета импульсов от источника $v'_{\gamma} = \langle v_{\Sigma 1} \rangle - \langle v_{\phi} \rangle$.

Наравнявая толщину поглощающего слоя до 4–5 см с шагом 5–6 мм, аналогичным путем определите скорость счета импульсов v_{Σ} и v'_{γ} для каждого значения толщины d поглотителя.

2.4 Найдите скорость счета импульсов $v_{\gamma} = v'_{\gamma} / B$ от нерассеянного детектируемого гамма-излучения для каждого значения толщины d поглощающего слоя. Значения фактора накопления найдите из графика зависимости $B = B(d)$, который находится на рабочем месте.

2.5 Рассчитайте методом наименьших квадратов μ – линейный коэффициент ослабления гамма-излучения, исходя из того, что интенсивность I_{γ} нерассеянного гамма-излучения и скорость счета им-

пульсов v_γ в точке детектирования пропорциональны друг другу и потому изменяются при прохождении гамма-излучения через поглощающий слой по одному и тому же закону: $\ln I_\gamma = \ln I_{\gamma_0} - \mu d$, соответственно, $\ln v_\gamma = \ln v_{\gamma_0} - \mu d$.

(Методика и пример расчета $\ln v_{\gamma_0}$ и μ приведены в приложении А).

2.6 Постройте график линейной зависимости $\ln v_\gamma = f(d)$ в координатах $\ln v_\gamma$ и d , используя коэффициенты $\ln v_{\gamma_0}$ и μ , рассчитанные методом наименьших квадратов. Нанесите на график экспериментальные точки $\ln v_\gamma$.

2.7 Рассчитайте μ_m – массовый коэффициент ослабления гамма-излучения в исследуемом материале.

Сравните полученные значения μ и μ_m для исследуемого материала с данными, приведенными в таблице Б.3. Средняя энергия гамма-излучения источника $^{60}_{27}\text{Co}$ $E_\gamma = 1,25$ МэВ.

Результаты измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Номер измерения	v_ϕ , имп/с	$\langle v_\phi \rangle$, имп/с	d , см	v_Σ , имп/с	$\langle v_\Sigma \rangle$, имп/с	v_γ , имп/с	B	v_γ , имп/с	$\ln v_\gamma$	μ , см ⁻¹	μ_m , см ² /г

3 *Изучение с помощью радиометра СРП-88Н эффективности защиты от гамма-излучения расстоянием.*

3.1 Разместите источник излучения на расстоянии $r = 3 \dots 4$ см от блока детектирования так, чтобы геометрические центры сцинтиллятора и источника лежали на одной прямой.

Измерьте $n = 5 \dots 6$ раз скорость счета импульсов v_Σ от источника и фона, найдите ее среднее значение, а также скорость счета импульсов от гамма-излучения источника: $v_\gamma = \langle v_\Sigma \rangle - \langle v_\phi \rangle$.

Значения $\langle v_\phi \rangle$ определите в соответствии с п. 2.1 предыдущего задания или воспользуйтесь данными, полученными при его выполнении.

3.2 Аналогичным путем определите скорость счета импульсов гамма-излучения источника в 7–9 точках, отстоящих от источника на расстояниях $2r$, $3r$, $4r$ и т. д.

3.3 Постройте график зависимости $v_\gamma = f(d)$.

Рассчитайте теоретическую кривую снижения скорости счета импульсов при увеличении расстояния r между источником гамма-излучения и детектором, считая, что интенсивность гамма-излучения точечного источника при удалении от него уменьшается как $1/r^2$.

Сравните теоретические значения v_γ с экспериментальными и проанализируйте результаты проведенного сравнения.

Сделайте вывод об эффективности защиты расстоянием от гамма-излучения.

Результаты измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Номер измерения	v_ϕ , имп/с	$\langle v_\phi \rangle$, имп/с	r , см	v_Σ , имп/с	$\langle v_\Sigma \rangle$, имп/с	v_γ , имп/с	$v_{\gamma \text{ теор}}$, имп/с

Контрольные вопросы и задания

- 1 Что представляет собой гамма-излучение? Как оно возникает?
- 2 Назовите основные причины, приводящие к ослаблению гамма-излучения веществом.
- 3 Как влияет взаимное расположение гамма-источника, поглотителя и детектора излучения на скорость счета регистрируемых импульсов? Почему?
- 4 Целесообразно ли увеличивать толщину поглощающего слоя при выполнении настоящей работы до 5–10 см? Почему?
- 5 Расчитайте толщину защиты из железа, ослабляющей гамма-излучение $^{60}_{27}\text{Co}$ в 1) 5 раз; 2) 10 раз; 3) 20 раз. Расчеты проведите в геометрии узкого и широкого пучка.

Рекомендуемая литература: [1–3, 9, 11–13].

Лабораторная работа № 8

ЗАЩИТА ОТ БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Цель работы: изучение закономерностей бета-распада и прохождения бета-излучения через вещество; определение максимальной энергии бета-частиц; определение слоя половинного ослабления и максимального пробега бета-частиц в алюминии методом поглощения.

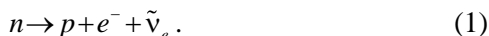
Краткие теоретические сведения

Бета-излучение представляет собой поток электронов или позитронов, испускаемых атомными ядрами в процессе их бета-распада.

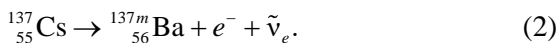
Бета-распадом ядра ${}^A_Z X$ называется такое радиоактивное превращение, при котором массовое число A материнского ядра не меняется, а зарядовое число Z изменяется на единицу.

Существует три вида бета-распада: β^- -распад, β^+ -распад и K -захват.

Атомное ядро, испытывающее β^- -распад, испускает электрон e^- и электронное антинейтрино $\tilde{\nu}_e$. Антинейтрино – это элементарная незаряженная частица с массой покоя близкой к нулю. Электрон и антинейтрино возникают в ядре в процессе радиоактивного превращения одного из нейтронов n в протон p :



При β^- -распаде зарядовое число радионуклида увеличивается на единицу. Примером этого вида распада является радиоактивное превращение ${}^{137}_{55}\text{Cs}$:



Электронный распад (β^- -распад) могут испытывать как естественные, так и искусственные радионуклиды. Именно этот вид распада характерен для подавляющего числа экологически наиболее опасных радионуклидов, попавших в окружающую среду в результате Чернобыльской аварии. В их числе ${}^{134}_{55}\text{Cs}$, ${}^{137}_{55}\text{Cs}$, ${}^{90}_{38}\text{Sr}$, ${}^{131}_{53}\text{I}$, ${}^{144}_{58}\text{Ce}$ и др. (см. таблицу Б.2).

При β^+ -распаде атомное ядро испускает позитрон e^+ и электронное нейтрино ν_e , образующиеся при спонтанном превращении в ядре одного из протонов в нейтрон:

$$p \rightarrow n + e^+ + \nu_e. \quad (3)$$

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



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

$$p + e^- \rightarrow n + \nu_e. \quad (5)$$

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



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



K -захват наблюдается как у искусственных, так и у естественных радионуклидов.

Электроны и позитроны, испускаемые атомными ядрами при их радиоактивном превращении, называют бета-частицами.

Дочерние ядра, образующиеся в результате бета-распада, могут возникать как в основном, так и в возбужденном состояниях. Снятие возбуждения этих ядер (переход в основное состояние) происходит за счет испускания ими гамма-фотонов. Поэтому многие бета-активные радионуклиды являются смешанными бета-гамма-излучателями. К их числу принадлежит и большая часть компонентов «чернобыльского» выброса: ${}_{55}^{134}\text{Cs}$, ${}_{55}^{137}\text{Cs}$, ${}_{54}^{133}\text{Xe}$, ${}_{53}^{131}\text{I}$, ${}_{40}^{95}\text{Zr}$ и др. (см. таблицу Б.2).

Некоторые бета-активные радионуклиды являются чистыми бета-излучателями. Среди них наибольший интерес, с точки зрения экологической опасности, представляют сегодня ${}_{38}^{90}\text{Sr}$, ${}_{44}^{106}\text{Ru}$, ${}_{1}^3\text{H}$, ${}_{6}^{14}\text{C}$.

При бета-распаде происходит выделение энергии

$$\Delta E = [M({}_Z^A X) - M({}_{Z\pm 1}^A Y) - m_e]c^2, \quad (8)$$

где $M({}_Z^A X)$ и $M({}_{Z\pm 1}^A Y)$ – масса покоя материнского и дочернего ядер соответственно;

m_e – масса покоя электрона (позитрона);

c – скорость света в вакууме.

Энергия ΔE перераспределяется между дочерним ядром, электроном (позитроном) и антинейтрино (нейтрино) в отношении, обратно пропорциональном их массам. Поэтому на дочернее ядро (ядро отдачи) приходится незначительная часть выделяющейся энергии ΔE . Ее основная часть при бета-распаде уносится бета-частицами и нейтрино (антинейтрино). При этом кинетическая энергия бета-частицы, вылетающей из ядра, может принимать любые значения: от близких к нулю до некоторого максимального граничного значения $E_\beta \approx \Delta E$.

Функцию распределения бета-частиц по значениям их кинетических энергий называют бета-спектром. Ее примерный вид показан на рисунке 1. Бета-активные радионуклиды имеют сплошные энергетические спектры с определенным значением максимальной энергии E_β . У одних радионуклидов энергия E_β составляет десятки кэВ, у других же достигает нескольких МэВ.

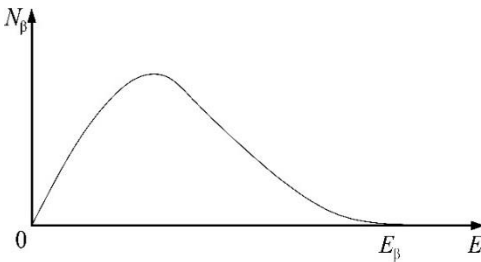


Рисунок 1

Энергетические спектры многих радионуклидов состоят из нескольких парциальных бета-спектров, ограниченных различными значениями энергии E_β . Причина возникновения таких сложных бета-спектров кроется в

дискретной энергетической структуре атомных ядер. Сложный бета-спектр, включающий набор дискретных значений E_β , образуется тогда, когда дочерние ядра возникают как в основном, так и в возбужденном состояниях. Вероятность перехода ядра на различные энергетические уровни, как правило, различна. Примером сложного бета-спектра является энергетический спектр ${}_{53}^{131}\text{J}$, состоящий из четырех

парциальных бета-спектров с граничными значениями E_β (МэВ): 0,815 (0,7 %); 0,608 (87,2 %); 0,395 (9,3 %); 0,250 (2,8 %) (% – доля бета-частиц, образующих часть спектра с соответствующей граничной энергией). Бета-спектр $^{137}_{55}\text{Cs}$ состоит из двух парциальных спектров с граничными значениями E_β (МэВ): 0,51 (92 %); 1,17 (8 %). Бета-активный $^{90}_{38}\text{Sr}$ имеет простой энергетический бета-спектр, ограниченный энергией $E_\beta = 0,563$ МэВ. Значения максимальной граничной энергии E_β для некоторых радионуклидов приведены в таблицах Б.1 и Б.2.

Детальное измерение всех участков как простых, так и сложных бета-спектров осуществляется с помощью специальных приборов – бета-спектрометров. Приблизительно, с точностью, не превышающей ~ 5 %, можно определить максимальное значение энергии E_β простого бета-спектра и без спектрометра, пользуясь методом поглощения. Этот метод основан на зависимости поглощения электронов веществом от их энергии и плотности поглотителя.

Энергетические потери бета-частиц, приводящие к их поглощению веществом, складываются из радиационных и ионизационных.

В поле атомных ядер поглотителя вследствие кулоновского взаимодействия происходит резкое торможение бета-частиц. За счет кинетической энергии, теряемой при торможении, бета-частицы испускают электромагнитные волны. Возникающее при торможении бета-частиц электромагнитное излучение называют тормозным. Длина волны тормозного излучения находится в диапазоне рентгеновского или гамма-излучения. Уменьшение кинетической энергии бета-частиц за счет испускаемого ими тормозного излучения называют радиационными энергетическими потерями бета-частиц.

Попадая в вещество, бета-частицы, обладающие достаточной кинетической энергией, при столкновении с атомами выбивают из них электроны, то есть ионизируют атомы. Если ионизируется атом, входящий в молекулу, говорят об ионизации молекулы. Бета-частицы, не обладающие энергией, достаточной для ионизации атомов, могут при столкновении с атомом перевести его в возбужденное состояние. В этом случае электрон, оставаясь в атоме, переходит на более высокий энергетический уровень. На ионизацию и возбуждение атомов (молекул) вещества бета-частицы тратят собственную кинетическую энергию. Уменьшение энергии бета-частиц за счет ионизации и воз-

буждения ими атомов (молекул) при столкновении называют ионизационными энергетическими потерями.

Для каждого вещества существует определенное (критическое) значение энергии $E_{кр}$, которое определяет характер энергетических потерь пронизывающих его бета-частиц. Например, для алюминия критическая энергия $E_{кр} = 47$ МэВ, для воды – 93 МэВ, для свинца – 6,9 МэВ.

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

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

Для количественной характеристики ионизирующего излучения вводится понятие плотности потока частиц. В случае параллельного пучка плотность потока бета-частиц

$$\Phi_{\beta} = \frac{dN_{\beta}}{dt dS}, \quad (9)$$

где dN_{β} – число бета-частиц, пересекающих за малый промежуток времени dt поверхность, площадь которой dS , ориентированную перпендикулярно направлению скорости движения частиц.

Плотность потока бета-частиц, проходящих через поглощающий слой вещества, уменьшается с увеличением толщины слоя d по закону, близкому к экспоненциальному:

$$\Phi_{\beta} \approx \Phi_{\beta 0} e^{-kd}, \quad (10)$$

где $\Phi_{\beta 0}$ – плотность потока бета-частиц, падающих на поглощающий слой;

k – линейный коэффициент поглощения бета-частиц, зависящий от энергии излучения и природы поглотителя.

Зависимость $\varphi_\beta = f(d)$ при наличии радиационного фона представлена на рисунке 2.

Для защиты от бета-излучения необходимо знать его проникающую способность. Количественной мерой проникающей способности бета-излучения служит слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ и максимальный пробег R_β бета-частиц в веществе.

Слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ бета-излучения – это толщина поглощающего слоя, который вдвое ослабляет плотность потока φ_β проходящих через него бета-частиц. Слой половинного ослабления бета-излучения измеряется в единицах длины (мм, см) или в единицах поверхностной плотности ($\text{мг}/\text{см}^2$, $\text{г}/\text{см}^2$), исходя из соотношения

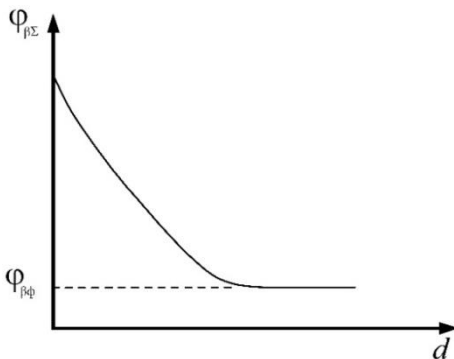


Рисунок 2

$$\Delta_{1/2}(\text{г}/\text{см}^2) = \Delta_{1/2}(\text{см})\rho(\text{г}/\text{см}^3), \quad (11)$$

где ρ – плотность поглощающего вещества.

Значение слоя половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ для алюминия в зависимости от максимальной энергии E_β непрерывного бета-спектра приведены в таблице Б.4.

Полное поглощение бета-частиц происходит при определенной для каждого вещества толщине поглощающего слоя. Максимальный, или эффективный, пробег R_β бета-частиц – это минимальная толщина поглотителя, при которой поглощаются практически все падающие на него бета-частицы. Максимальный пробег R_β измеряется в тех же единицах, что и слой половинного ослабления бета-излучения. Связь между максимальным пробегом R_β в см и R_β в $\text{г}/\text{см}^2$ выражается соотношением

$$R_\beta(\text{г}/\text{см}^2) = R_\beta(\text{см})\rho(\text{г}/\text{см}^3). \quad (11a)$$

Максимальный пробег R_β зависит от максимальной энергии бета-спектра E_β и природы поглощающего материала. Для алюминия связь между максимальной энергией E_β , МэВ, непрерывного бета-спектра и максимальным пробегом бета-частиц R_β , г/см², в различных диапазонах энергий описывается эмпирическими формулами:

$$\begin{aligned}
 \text{а) } R_\beta &= 0,407 E_\beta^{1,38} & 0,15 < E_\beta < 0,8 \text{ МэВ;} \\
 \text{б) } R_\beta &= 0,542 E_\beta - 0,133 & 0,8 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ;} \\
 \text{в) } R_\beta &= 0,11 \left(\sqrt{1 + 22,4 E_\beta^2} - 1 \right) & 0 < E_\beta < 3,0 \text{ МэВ;} \\
 \text{г) } R_\beta &= 0,503 E_\beta - 0,106 & 2,5 < E_\beta < 20 \text{ МэВ.}
 \end{aligned} \tag{12}$$

Проникающая способность бета-излучения невелика. Например, максимальный пробег моноэнергетических электронов с энергией $E = 0,5$ МэВ в воздухе при нормальных условиях – 1,55 м (0,199 г/см²), в биологической ткани – 0,175 см (0,175 г/см²), в алюминии – 0,830 мм (0,226 г/см²), в свинце – 0,291 мм (0,330 г/см²), в меди – 0,228 мм (0,259 г/см²).

Значения R_β в различных материалах для моноэнергетических электронов приведены в таблице Б.25.

Защита от внешнего бета-излучения ввиду его малой проникающей способности не представляет особой сложности. Большая часть бета-частиц поглощается уже одеждой. Если источником бета-излучения являются радиоактивные газы, защита одеждой становится менее эффективной.

Работая с бета-источниками большой интенсивности, необходимо пользоваться защитными очками, экранами, перчатками и дистанционным инструментом (пинцеты, манипуляторы). При этом следует помнить об особой радиочувствительности глазного хрусталика, так как толщина слоя роговицы, прикрывающего хрусталик, равна всего 0,3 г/см².

Для защиты глаз от бета-излучения необходимо применять очки из обычного или органического стекла. Защитные экраны и очки из обычного неорганического и органического стекла защищают от этого вида ионизирующего излучения лучше, чем очки из просвинцованного стекла.

Это объясняется тем, что при прохождении бета-частиц через вещество возникает тормозное рентгеновское или гамма-излучение, биологические эффекты которого примерно такие же, как и у бета-излучения, а проникающая способность значительно выше. Как уже ранее отмечалось, радиационные потери энергии бета-частиц на электромагнитное излучение больше в тяжелых поглотителях (железо, свинец, медь и т. д.), чем в легких (вода, воздух, стекло, алюминий и т. д.). Поэтому защищаться от бета-излучения лучше легкими материалами.

Защита от тормозного электромагнитного излучения осуществляется так же, как от гамма-излучения атомных ядер. Методы такой защиты рассмотрены в лабораторной работе № 7.

Приборы и принадлежности

Для определения граничной энергии бета-спектра калия-40 методом поглощения в работе используются радиометр БЕТА со свинцовым домиком или дозиметр-радиометр МКС-АТ1125 с подключенным блоком БДПС-02, набор пластинок из алюминиевой фольги размером 91×74 мм толщиной 0,15 мм, алюминиевый экран толщиной 3 мм, хлористый калий (КСl).

Природный калий представляет собой смесь трех изотопов: $^{39}_{19}\text{K}$, $^{40}_{19}\text{K}$ и $^{41}_{19}\text{K}$. Два из них, $^{39}_{19}\text{K}$ (~ 93,08 %) и $^{41}_{19}\text{K}$ (~ 6,91 %), стабильные, а $^{40}_{19}\text{K}$ (~ 0,0118 %) радиоактивный.

Радиоактивный $^{40}_{19}\text{K}$ испытывает β^- -распад (~ 88 %) и K -захват (~ 12 %), сопровождающийся гамма-излучением с энергией $E_\gamma = 1,46$ МэВ. Электроны, испускаемые калием-40, образуют простой бета-спектр с одним значением максимальной энергии E_β .

В последние годы в литературе и некоторых интернет-ресурсах также появилась информация о β^+ -распаде (~ 0,001%) калия-40. Однако эта информация не содержит ссылок на подтверждающие экспериментальные научные исследования.

Исследуемое в настоящей работе бета-излучение $^{40}_{19}\text{K}$ регистрируется торцовым счетчиком Гейгера, который является детектором излучения и радиометре БЕТА и в дозиметре-радиометре МКС-АТ1125. Устройство радиометра БЕТА и правила его эксплуатации подробно рассмотрены в лабораторной работе № 1. Устройство до-

зиметра-радиометра МКС-АТ1125 и правила его эксплуатации рассмотрены в лабораторной работе № 3.

Проведение измерений и обработка результатов

1 *Определение методом поглощения граничной энергии бета-спектра $^{40}_{19}\text{K}$, измерение слоя половинного ослабления и максимального пробега в алюминии бета-частиц, испускаемых $^{40}_{19}\text{K}$, с помощью радиометра БЕТА.*

1.1 Включите радиометр. Выждав ~ 1,5 мин, установите 7-й режим работы и проверьте правильность функционирования блока индикации.

1.2 Установите в нижний паз этажерки свинцового домика кювету, заполненную хлористым калием, в верхний паз – пластинку из алюминия толщиной 3 мм, которая полностью поглощает бета-излучение источника.

Измерьте число импульсов $N_{\phi+\gamma}$, регистрируемых счетчиком от фона и гамма-излучения источника за $t_{\phi+\gamma} = 200$ с. Рассчитайте скорость счета импульсов $v_{\phi+\gamma} = \frac{N_{\phi+\gamma}}{t_{\phi+\gamma}}$.

1.3 Уберите алюминиевую пластинку из домика и измерьте суммарное число импульсов $N_{\Sigma 0}$, регистрируемых счетчиком от фона и источника за время $t_{\Sigma 0}$ ($t_{\Sigma 0} = 200$ с).

Найдите суммарную скорость счета импульсов $v_{\Sigma 0} = \frac{N_{\Sigma 0}}{t_{\Sigma 0}}$ от источника и фона и скорость счета $v_{\beta 0} = v_{\Sigma 0} - v_{\phi+\gamma}$ от бета-источника.

1.4 Рассчитайте стандартную относительную ошибку $\varepsilon_{v\beta}$ по формуле

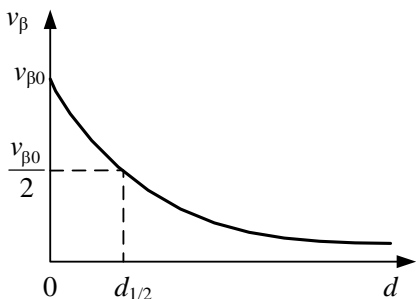
$$\varepsilon_{v\beta} = \frac{\sqrt{\frac{v_{\Sigma}}{t_{\Sigma}} + \frac{v_{\phi+\gamma}}{t_{\phi+\gamma}}}}{v_{\Sigma} - v_{\phi+\gamma}}. \quad (13)$$

1.5 Измерьте микрометром толщину d поглощающих пластинок из алюминиевой фольги.

Установите одну пластинку в верхний паз этажерки домика и измерьте число импульсов $N_{\Sigma 1}$ от источника и фона за время $t_{\Sigma 1} = 200$ с.

Рассчитайте суммарную скорость счета импульсов $v_{\Sigma 1} = \frac{N_{\Sigma 1}}{t_{\Sigma 1}}$ от источника и фона и скорость счета $v_{\beta 1} = v_{\Sigma 1} - v_{\phi+\gamma}$ от бета-источника. Найдите относительную стандартную ошибку $\varepsilon_{v_{\beta}}$.

1.6 Аналогичным образом для $\sim 6-10$ значений толщины поглощающего слоя d найдите скорость счета импульсов v_{β} и стандартную относительную ошибку $\varepsilon_{v_{\beta}}$, %. Нарращивайте поглощающий слой до тех пор, пока стандартная относительная ошибка $\varepsilon_{v_{\beta}} \leq 10\%$.



1.7 Используя экспериментальные значения, постройте график зависимости $v_{\beta} = f(d)$ в координатах v_{β} и d .

Скорость счета импульсов v_{β} и плотность потока бета-частиц ϕ_{β} пропорциональны друг к другу. Поэтому зависимость $v_{\beta} = f(d)$ будет иметь тот же характер, что и зависимость $\phi_{\beta} = f(d)$. Из графика $v_{\beta} = f(d)$ определите $d_{1/2}$, см, – толщину слоя, при которой скорость счета $v_{\beta 0}$ уменьшается вдвое (см. рисунок3).

1.8 Исходя из полученных значений $d_{1/2}$, см, рассчитайте $\Delta_{1/2}$, г/см² – слой половинного ослабления бета-излучения калия-40 в алюминии, по формуле:

$$\Delta_{1/2} = d_{1/2} \rho_{Al}, \quad (14)$$

где ρ_{Al} – плотность алюминия, г/см³.

На основании значений $\Delta_{1/2}$, г/см², определите максимальную энергию E_β бета-спектра ${}^{40}_{19}\text{K}$, пользуясь таблицей Б.4.

1.9 Рассчитайте по формуле (12, б) R_β , г/см², – максимальный пробег в алюминии электронов, испускаемых калием-40.

1.10 Определите R_β , см, из формулы (11а) и отметьте эту точку на экспериментальном графике зависимости $v_\beta = f(d)$.

Результаты измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Номер измерения	d , см	N_Σ , имп	t_Σ , с	v_Σ , имп/с	$v_{\text{ф+г}}$, имп/с	v_β , имп/с	$\varepsilon_{v\beta}$, %	E_β , МэВ

2 *Определение методом поглощения граничной энергии бета-спектра ${}^{40}_{19}\text{K}$, измерение слоя половинного ослабления и максимального пробега в алюминии бета-частиц, испускаемых ${}^{40}_{19}\text{K}$ с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1125.*

2.1 Подключите к прибору блок детектирования БДПС-02. Включите прибор однократным длительным нажатием кнопки ПУСК. Сразу же после включения прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4 в лабораторной работе № 3.

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

В случае успешного завершения самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” или “F2”.

Измерения в настоящей работе должны проводиться в режиме “F1”. Если на приборе установлен режим “F2” обратитесь к преподавателю или лаборанту с просьбой установить режим “F1”. В этом режиме в левом верхнем углу табло должна появиться индикация “β”.

Если на табло появляется индикация “ α ” или “ γ ”, следует кратковременно нажимать на кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ. После каждого кратковременного нажатия появляется соответственно индикация “3”, “4”, “5”, “6”, “7”. В сервисном подрежиме “6” кнопками “ \blacktriangle ” или “ \blacktriangledown ” выберите подрежим “1”. В этом подрежиме на табло индицируется символ “ β ”, единица измерения плотности потока ($\text{min}^{-1}\text{cm}^{-2}$) и значение статистической погрешности (%).

Выбор режима и подрежима измерения проводите только под контролем преподавателя или лаборанта!!!

При работе с блоком БДПС-02 измерение плотности потока бета-частиц может осуществляться как с автоматическим вычитанием, так и без вычитания фона. При включении прибора с блоком БДПС-02 автоматически устанавливается режим без вычитания фона.

2.2 Убедившись в работоспособности прибора, **приступайте к проведению измерений плотности потока бета-частиц без автоматического вычитания фона**. Вначале измерьте фон. Для этого установите БДПС-02 с альфа-фильтром на кювету с хлористым калием, закрытую алюминиевой пластинкой толщиной 3 мм, которая полностью поглощает бета-излучение источника.

При достижении необходимой статистической погрешности измеренное значение фоновой плотности потока $\Phi_{\text{ф}}$ занесите в таблицу.

2.3 Уберите алюминиевую пластинку с кюветы. Установите БДПС-02 с альфа-фильтром на кювету с хлористым калием при отсутствии поглощающих пластин между кюветой и блоком детектирования ($d = 0$). Кратковременно нажмите кнопку ПУСК, после чего начнется процесс измерения плотности потока бета-частиц $\Phi_{\beta\Sigma}$ вместе с фоном. При достижении необходимой статистической погрешности (%) измеренные (индицируемые) значения плотности потока бета-частиц вместе с фоном $\Phi_{\beta\Sigma}$ и статистической погрешности $\varepsilon_{\beta}, \%$ занесите в таблицу. Найдите плотность потока бета-частиц без фона Φ_{β} по формуле $\Phi_{\beta} = \Phi_{\beta\Sigma} - \Phi_{\text{ф}}$. Полученное значение Φ_{β} занесите в таблицу.

2.4 Измерьте микрометром толщину d поглощающих пластинок из алюминиевой фольги.

Закройте кювету с хлористым калием одной пластинкой из алюминиевой фольги, установите БДПС-02 с альфа-фильтром на поверхность

алюминиевой пластинки и измерьте плотность потока бета-частиц вместе с фоном $\Phi_{\beta\Sigma}$ со статистической погрешностью $\varepsilon_{\beta, \%}$ не превышающей 8–10 %. Найдите плотность потока бета-частиц без фона Φ_{β} по формуле $\Phi_{\beta} = \Phi_{\beta\Sigma} - \Phi_{\phi}$. Значения d , $\Phi_{\beta\Sigma}$, Φ_{β} и $\varepsilon_{\beta, \%}$ занесите в таблицу.

2.5 Аналогичным образом, наращивая по одной пластинке поглощающий слой до ~ 5 – 6 алюминиевых пластинок, измерьте значения плотности потока бета-частиц вместе с фоном $\Phi_{\beta\Sigma}$, соответствующие каждой толщине d поглощающего слоя. Найдите плотность потока бета-частиц без фона Φ_{β} . Значения d , $\Phi_{\beta\Sigma}$, Φ_{β} и $\varepsilon_{\beta, \%}$ занесите в таблицу. Выключите прибор тройным кратковременным нажатием кнопки ПУСК.

2.6 Используя экспериментальные значения Φ_{β} , постройте график зависимости $\Phi_{\beta} = f(d)$ в координатах Φ_{β} и d .

Из графика определите $d_{1/2}$, см, – толщину слоя, при которой плотность потока бета-частиц $\Phi_{\beta 0}$ уменьшается вдвое. (См. рисунок 3)

Исходя из полученных значений $d_{1/2}$, см, рассчитайте $\Delta_{1/2}$, г/см² – слой половинного ослабления бета-излучения калия-40 в алюминии по формуле

$$\Delta_{1/2} = d_{1/2} \rho_{Al}, \quad (15)$$

где ρ_{Al} – плотность алюминия, г/см³.

На основании значений $\Delta_{1/2}$, г/см², определите максимальную энергию E_{β} бета-спектра калия-40, пользуясь таблицей Б4.

2.7 Рассчитайте по формуле (12, б) максимальный пробег в алюминии бета-частиц, испускаемых калием-40, R_{β} , г/см².

2.8 По формуле (11 а) определите максимальный пробег R_{β} , см

Результаты проведенных измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Номер измерения	d , см	Φ_{ϕ} , мин ⁻¹ см ⁻²	$\Phi_{\beta\Sigma}$, мин ⁻¹ см ⁻²	Φ_{β} , мин ⁻¹ см ⁻²	$\varepsilon_{\beta, \%}$	E_{β} , МэВ

Контрольные вопросы и задания

1 Какие частицы испускает атомное ядро при β^- -распаде? β^+ -распаде? K -захвате?

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

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

4 Как согласуется непрерывность энергетического бета-спектра с дискретной энергетической структурой атомного ядра?

5 Рассчитайте максимальную скорость β -частиц, вылетающих из ${}_{19}^{40}\text{K}$ при β^- -распаде?

6 Проанализируйте возможные источники ошибок при определении максимальной энергии E_β методом поглощения.

7 Можно ли использовать этот метод для измерения граничных значений энергии бета-спектра, состоящего из нескольких парциальных спектров?

Рекомендуемая литература: [1–5, 11–13, 16].

Лабораторная работа № 9

ЗАЩИТА ОТ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Цель работы: изучение закономерностей альфа-распада и прохождения альфа-излучения через вещество; определение средней энергии альфа-частиц и средней длины их пробега в воздухе.

Краткие теоретические сведения

Радиоактивное превращение атомного ядра, при котором из него вылетают объединившись в одну частицу два протона и два нейтрона называют альфа-распадом. Вылетевшую из ядра частицу, состоящую из двух протонов и двух нейтронов, называют альфа-частицей. Фактически альфа-частицы являются ядрами атомов гелия – ${}_{2}^{4}\text{He}$. Поток альфа-частиц называют альфа-излучением.

Распадающееся ядро, при любом виде радиоактивного превращения, называют материнским ядром, а образующееся – дочерним.

Зарядовое число Z материнского ядра A_ZX при альфа-распаде уменьшается на две единицы, а массовое число A на четыре единицы. Примером альфа-распада может служить радиоактивное превращение ${}^{239}_{94}\text{Pu}$:



Два протона и два нейтрона, образующие альфа-частицу, обособляются на поверхности распадающегося ядра непосредственно перед вылетом из него некоторое время удерживаются в материнском ядре ядерными силами. Потенциальная энергия кулоновского и ядерного взаимодействия создает в тяжелых ядрах ($Z \geq 82$) потенциальный барьер высотой $\sim 25 - 30$ МэВ, который альфа-частица должна преодолевать при вылете из ядра. Иначе говоря, покинуть ядро могут только те альфа-частицы, кинетическая энергия которых $E_k \geq 25 \dots 30$ МэВ. Однако существует вероятность, что альфа-частицы с кинетической энергией $E_k \approx 5 \dots 6$ МэВ «просачиваются» через потенциальный барьер в несколько раз превышающий их собственную энергию.

Альфа-распад энергетически выгоден только для тяжелых ядер ($Z \geq 82$) и некоторых редкоземельных радионуклидов, у которых число нейтронов $N > 83$.

Известно около 300 альфа-активных радионуклидов, из которых лишь несколько являются естественными, то есть созданными самой природой. К наиболее экологически значимым естественным альфа-излучателям относятся ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{92}\text{U}$, ${}^{232}_{90}\text{Th}$, ${}^{218}_{84}\text{Po}$, ${}^{222}_{86}\text{Rn}$, ${}^{204}_{82}\text{Pb}$.

Подавляющее же число альфа-излучающих радионуклидов получено искусственным путем. В основном при облучении нейтронами урана или некоторых других тяжелых ядер, ранее синтезированных в ядерных реакторах или при ядерных взрывах.

В результате аварии на Чернобыльской АЭС в природной среде на значительных территориях рассеяны долгоживущие альфа-излучатели ${}^{238}_{94}\text{Pu}$, ${}^{239}_{94}\text{Pu}$, ${}^{240}_{94}\text{Pu}$, ${}^{241}_{94}\text{Pu}$. На территориях, примыкающих к АЭС, кроме перечисленных, оказались также выброшенные при взрыве природные радионуклиды, а также члены их радиоактивных семейств ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{92}\text{U}$ (см. приложение Б). На момент аварии в реакторе находилось 192 т ядерного топлива в виде диоксида природного обога-

щенного урана UO_2 , большая часть которого в результате взрыва оказалась в окружающей среде.

Периоды полураспада различных альфа-излучателей лежат в диапазоне от $1,4 \cdot 10^{17}$ лет ($^{214}_{82}Pb$) до $3 \cdot 10^{-7}$ с ($^{212}_{84}Po$).

При альфа-распаде выделяется энергия

$$\Delta E = [M(^A_Z X) - M(^{A-4}_{Z-2} Y) - M_\alpha] \cdot c^2, \quad (2)$$

где $M(^A_Z X)$ и $M(^{A-4}_{Z-2} X)$ – массы покоя материнского и дочернего ядер, соответственно; M_α – масса покоя альфа-частицы.

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

Обычно материнское ядро испускает альфа-частицу, находясь в основном состоянии. (см. л.р. №7). Если дочерние ядра, при альфа-распаде образуются в одинаковом энергетическом состоянии (основном или возбужденном), то все испущенные при этом альфа-частицы имеют одинаковую энергию. Так, например, $^{220}_{88}Ra$ испускает альфа-частицы с одинаковой энергией 7,43 МэВ.

При альфа-распаде некоторых радионуклидов дочерние ядра возникают в различных энергетических состояниях. Альфа-частицы, испускаемые при распадах на различные энергетические уровни дочерних ядер, имеют различные значения энергии. Поэтому энергетические спектры многих альфа-излучателей являются дискретными. Дискретным альфа-спектром обладает, например, природный $^{235}_{92}U$, испускающий альфа-частицы с энергией, МэВ: 4,58 (10%); 4,47 (3%); 4,40 (83%); 4,2 (4%) (% – доля альфа-частиц с соответствующими значениями энергии).

Если дочернее ядро при альфа-распаде образуется в возбужденном состоянии, то это возбуждение снимается за счет излучения гамма-фотонов. Это происходит, например, при распаде природного $^{234}_{92}U$, испускающего альфа-частицы с энергией 4,763 МэВ. Альфа-распад этого радионуклида сопровождается возникновением гамма-фотонов с энергией 0,047 МэВ. При распаде $^{235}_{92}U$ кроме альфа-излучения, спектральный состав которого приведен выше, возникает гамма-

излучение с энергией, МэВ: 0,074; 0,110; 0,170; 0,184; 0,198; 0,189; 0,382.

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

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

Энергия альфа-частиц, испускаемых различными радионуклидами, находится в диапазонах: $\sim 4-9$ Мэв, для тяжелых ядер; $\sim 2,0-4,5$ МэВ для ядер редкоземельных элементов. Исключение составляют альфа-частицы, возникающие при распаде возбужденных ядер ${}_{84}^{212}\text{Po}$, ${}_{84}^{214}\text{Po}$, ${}_{84}^{215}\text{Po}$. В составе излучения этих радионуклидов содержатся в небольшом количестве ($\sim 10^{-2}\%$) высокоэнергетические альфа-частицы, энергия которых на $\sim 1,5-2,0$ МэВ больше энергии подавляющего числа испускаемых частиц.

Поэтому, как правило, альфа-частицы вылетают из ядер с близкими по величине скоростями $\sim 10^7$ м/с. Проходя через вещество, альфа-частицы расходуют свою энергию на ионизацию и возбуждение его атомов и молекул, диссоциацию молекул и тормозятся. Когда в результате потери энергии скорость альфа-частицы снижается до $\sim 10^2 - 10^3$ м/с, она захватывает два электрона и превращается в нейтральный атом гелия.

Альфа-частицы отличаются большой ионизирующей способностью. Например, в воде на 1км пути образуется, в зависимости от энергии альфа-частицы, до 5000 пар ионов, тогда как для гамма-фотонов и бета-частиц это число ~ 100 . Из-за высокой эффективности взаимодействия с веществом альфа-излучение относится к наиболее биологически опасным видам ионизирующего излучения. Степень биологической опасности различных видов радиоактивного излучения характеризует взвешивающий коэффициент W_R , используемый для расчета эквивалентной дозы. Для альфа-излучения этот коэффициент $W_{R,\alpha} = 20$, а для гамма- и бета-излучения $W_{R,\beta,\gamma} = 1$ (см. таблицу 1 в лабораторной работе №3).

Биологическая опасность альфа-излучения в полной мере реализуется лишь при внутреннем облучении организма. Основными путями поступления альфа-излучающих радионуклидов в организм являются: ингаляционный (через органы дыхания). Пероральный (через рот и желудочно-кишечный тракт), резорбционный (через неповрежденные и поврежденные кожные покровы). Поэтому защита от внутреннего альфа-облучения – это прежде всего: защита органов дыхания, употребление «чистых» продуктов питания и воды, своевременная дезактивация кожи.

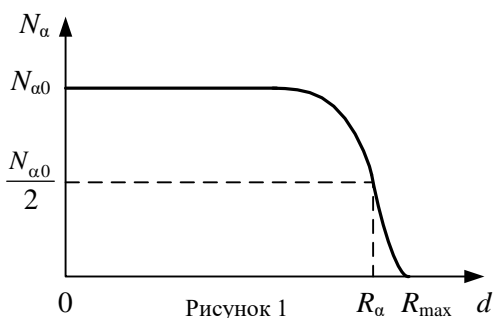


Рисунок 1

Длина пробега альфа-частицы зависит от ее энергии и природы поглотителя. Альфа-частицы с типичной энергией ~ 6 МэВ пробегают в стекле ~ 40 мкм, в алюминии $\sim 28,8$ мкм, в биоткани $\sim 48,8$ мкм, в воздухе при

нормальных условиях $\sim 4,37$ см. В воздухе длина пробега альфа-частиц существенно зависит от его давления и температуры.

Данные, приведенные в таблице *Б5 Приложения Б*, дают представление о пробеге альфа-частиц в различных материалах и зависимости этого пробега от энергии частиц. Благодаря малой проникающей способности альфа-частиц, специальной защиты организма от внешнего альфа-излучения не требуется. Практически все альфа-частицы, испускаемые внешним источником, поглощаются одеждой и воздушным слоем между источником и облучаемой поверхностью. Допустимые уровни загрязнения, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты приведены в таблице *Б18 Приложения Б*.

Зависимость числа альфа-частиц N_α , прошедших через поглощающий слой, от его толщины d (кривая поглощения), приведена на рисунке 1. Толщину поглощающего слоя, при прохождении через который число альфа-частиц уменьшается вдвое, называют средней длиной пробега альфа-частиц R_α .

Средняя длина пробега R_α зависит от природы поглощающей среды и энергии E_α альфа-частиц. В воздухе при нормальных условиях

среднюю длину пробега альфа-частиц с энергией $3,0 \leq E_\alpha \leq 7,0$ можно найти по эмпирической формуле

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

где R_α выражено в см, E_α – в МэВ.

Формулу(3) можно использовать для приближенной оценки средней энергии альфа-частиц из экспериментальных значений средней длины их пробега в воздухе. Прецезионные измерения энергии E_α выполняют с помощью специальных приборов – альфа-спектрометров.

Приборы и принадлежности

Для определения длины пробега альфа-частиц в воздухе используется дозиметр-радиометр МКС-АТ1125 с блоком детектирования БДПС-02, источник альфа-излучения в касете, касетница. Описание дозиметра-радиометра МКС-АТ1125 и правила его эксплуатации изложены в лабораторной работе № 3.

В режиме радиометра прибор при подключении блока детектирования БДПС-02 может измерять плотность потока альфа-частиц.

Плотность потока альфа-частиц

$$\varphi_\alpha = \frac{dN_\alpha}{dt dS}, \quad (4)$$

где dN_α – число альфа-частиц, пересекающих за промежуток времени dt элементарную сферу, площадь поперечного сечения которой dS .

При работе с блоком БДПС-02 измерение плотности потока бета-частиц может осуществляться как с автоматическим вычитанием, так и без вычитания фона. При включении прибора с блоком БДПС-02 автоматически устанавливается режим без вычитания фона.

Проведение измерений и обработка результатов

1 Измерьте и запомните фон. Для этого подключите к прибору блок детектирования БДПС-02. Закрепите держателем альфа-фильтр на

слюдяном окошке блока БПДС-02. Установите альфа-источник в кассетнице на минимальное расстояние (0,5 см) от альфа-фильтра.

Включите прибор однократным нажатием кнопки ПУСК. Сразу же после включения прибор автоматически переходит в режим самоконтроля. При этом на короткое время включается звуковой сигнал, затем загорается подсветка табло ЖКИ и в течение ~ 1 с на табло индицируется тестовое изображение, приведенное на рисунке 4 в лабораторной работе № 3.

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

В случае успешного завершения самоконтроля на табло в течение короткого времени индицируется обозначение режима “F1” или “F2”.

Измерения в настоящей работе должны проводиться в режиме “F1”. Если на приборе установлен режим “F2” обратитесь к преподавателю или лаборанту с просьбой установить режим “F1”. В этом режиме в левом верхнем углу табло должна появиться индикация “ α ”.

Если на табло появляется индикация “ β ” или “ γ ”, следует кратковременно нажимать на кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ. После каждого кратковременного нажатия появляется соответственно индикация “3”, “4”, “5”, “6”, “7”. В сервисном подрежиме “6” кнопками “ \blacktriangle ” или “ \blacktriangledown ” выберите подрежим “1”. В этом подрежиме на табло должен индицироваться символ “ α ”, единица измерения плотности потока ($\text{min}^{-1}\text{cm}^{-2}$) и значение статистической погрешности (%).

Выбор режима и подрежима измерения проводите только под контролем преподавателя или лаборанта!!!

2 При достижении приемлимой статистической погрешности завершите набор фона и запомните его, для чего :

а) длительно ($\sim 1,5$ с) нажмите кнопку ПУСК. При этом измерение останавливается и на табло перед значащими цифрами появляется индикация “•”;

б) кратковременно нажмите кнопку ПАМЯТЬ РЕЖИМ, что позволяет запомнить это значение фона;

3 Снимите альфа-фильтр с блока детектирования, кратковременно нажмите кнопку ПУСК, после чего появится мигающая индикация “•”, и измерьте плотность потока альфа-частиц ϕ_α с автоматическим вычи-

танием фона. При достижении приемлимой статистической погрешности $\varepsilon, \%$ измеренное значение φ_α занесите в таблицу.

4 Установите кассету с источником альфа-частиц в кассетнице на расстоянии $d = 1$ см от входного окошка блока детектирования, одновременно нажмите кнопку ПУСК и снова измерьте плотность потока альфа-частиц φ_α с автоматическим вычитанием фона. При достижении приемлимой статистической погрешности $\varepsilon, \%$, значение φ_α , d и ε занесите в таблицу.

5 Проведите измерения плотности потока альфа-частиц в соответствии с п.4, увеличивая с шагом 1 см расстояние между источником излучения и входным окошком блока детектирования до 5-6 см.

6 Постройте график зависимости $\varphi_\alpha = f(d)$. Найдите из графика среднюю R_α и максимальную R_{\max} длину пробега альфа-частиц в воздухе. (см. рисунок 3)

7 Найдите среднюю энергию E_α регистрируемых альфа-частиц из формулы (3).

Результаты проведенных измерений и вычислений представьте в виде таблицы:

Номер измерения	$d, \text{ см}$	$\varphi_\alpha, \text{ мин}^{-1}\text{см}^{-2}$	$\varepsilon, \%$	$R_\alpha, \text{ см}$	$R_{\max}, \text{ см}$	$E_\alpha, \text{ МэВ}$

Контрольные вопросы и задания

- 1 Что представляет собой альфа-частица?
- 2 Какие ядра способны испытывать альфа-распад?
- 3 Запишите схемы альфа-распада ${}_{94}^{239}\text{Pu}$, ${}_{92}^{234}\text{U}$, ${}_{88}^{220}\text{Ra}$.
- 4 Какие радионуклиды являются источниками: а) моноэнергетического альфа-излучения? б) альфа-частиц с дискретным энергетическим спектром?
- 5 Определите начальную скорость альфа-частиц, испускаемых ${}_{88}^{220}\text{Ra}$ с энергией $E_\alpha = 7,43$ МэВ.
- 6 Почему при прохождении через вещество энергия альфа-частиц уменьшается?
- 7 Расчитайте среднюю длину пробега в воздухе альфа-частиц, испускаемых ${}_{92}^{234}\text{U}$ ($E_\alpha = 4,763$ МэВ).

Рекомендуемая литература: [1–4, 11–13, 27, 30].

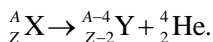
3 ЗАДАЧИ ДЛЯ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАНЯТИЙ И САМОСТОЯТЕЛЬНОЙ РАБОТЫ

1 Состав атомного ядра. Радиоактивность. Активность. Энергия излучения. Ядерные реакции. Атомные ядра (нуклиды) состоят из протонов и нейтронов (нуклонов). Символическая запись атомного ядра любого химического элемента X имеет вид A_ZX , где Z – зарядовое число, A – массовое число. Зарядовое число Z – это число протонов в ядре. Зарядовое число совпадает с порядковым номером элемента X в периодической системе Д. И. Менделеева). Массовое число A – это суммарное число протонов Z и нейтронов N в ядре: $A = Z + N$.

Ядра, которые имеют одинаковое число протонов, но различное число нейтронов, называют изотопами. Иногда изотопами называют также атомы одного и того же элемента X , ядра которых содержат одинаковое число протонов, но различное число нейтронов.

Основными видами радиоактивного распада атомных ядер являются α -распад и β -распад, включающий β^- -распад, β^+ -распад, K -захват.

При α -распаде материнское ядро A_ZX испускает α -частицу, представляющую собой ядро атома гелия – ${}^4_2\text{He}$, и превращается в дочернее ядро ${}^{A-4}_{Z-2}Y$. Схема такого радиоактивного превращения имеет вид



При β^- -распаде ядро испускает электрон e^- и электронное антинейтрино $\tilde{\nu}_e$, при β^+ -распаде – позитрон e^+ и электронное нейтрино ν_e . При K -захвате ядро поглощает один из электронов ближайшей к нему электронной K -оболочки атома и испускает электронное нейтрино. Бета-распад протекает в соответствии со схемами:

- 1) β^- -распад – ${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z+1}Y + e^- + \tilde{\nu}_e$;
- 2) β^+ -распад – ${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z-1}Y + e^+ + \nu_e$;
- 3) K -захват – ${}^A_ZX + e^- \rightarrow {}^A_{Z-1}Y + \nu_e$.

Радиоактивные превращения описываются законом радиоактивного распада:

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

где N_t – число радиоактивных ядер в источнике, не распавшихся к моменту времени t ;

N_0 – число радиоактивных ядер в источнике в начальный момент времени;

λ – постоянная распада распадающегося нуклида.

Число ядер, распавшихся в источнике за промежуток времени Δt ,

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

Период полураспада $T_{1/2}$ радионуклида – это время, за которое распадается половина радиоактивных ядер:

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

Активность радионуклида A – это отношение числа распавшихся ядер $dN_{\text{расп}}$ за малый промежуток времени к длительности этого промежутка dt :

$$A = \frac{dN_{\text{расп}}}{dt}.$$

В момент времени t активность радионуклида

$$A_t = \lambda N_t.$$

В начальный момент времени $t = 0$ активность радионуклида

$$A_0 = \lambda N_0.$$

Изменение активности радионуклида во времени описывается экспоненциальным законом:

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

Поверхностная активность радионуклида A_s – это отношение активности A радионуклида в источнике (пробе) к площади S поверхности источника (пробы):

$$A_s = \frac{A}{S}.$$

Удельная активность A_m – отношение активности A радионуклида в источнике (пробе) к массе m источника (пробы):

$$A_m = \frac{A}{m}.$$

При всех видах радиоактивного распада выделяется энергия, которая распределяется между дочерним ядром, испускаемыми частицами и γ -излучением.

Кинетическая энергия β -частицы

$$E_k = E_0 \left(\frac{1}{\sqrt{1 - \frac{v^2}{c^2}}} - 1 \right),$$

где v – скорость β -частицы;

c – скорость света в вакууме ($c = 3 \cdot 10^8$ м/с);

E_0 – энергия покоя частицы ($E_0 = m_0 c^2$; m_0 – масса покоя частицы).

Для β -частиц, энергия которых значительно меньше их энергии покоя, а также для α -частиц, кинетическая энергия которых всегда меньше их энергии покоя, справедлива классическая формула:

$$E_k = \frac{m_0 v^2}{2}.$$

Энергия γ -излучения

$$E_\gamma = \hbar \omega,$$

где \hbar – постоянная Планка ($\hbar = 1,05 \cdot 10^{-34}$ Дж·с);

ω – круговая частота γ -излучения ($\omega = 2\pi c / \lambda$);

λ – длина волны γ -излучения.

Дефект массы ядра

$$\Delta m = Zm_p + (A - Z)m_n - m_\alpha,$$

где m_p – масса покоя протона;

m_n – масса покоя нейтрона;

$m_{\text{я}}$ – масса покоя ядра.

Энергия связи атомного ядра

$$E_{\text{св}} = \Delta mc^2,$$

где Δm – дефект массы ядра;

c – скорость света в вакууме.

Энергия, выделяемая (поглощаемая) при ядерной реакции,

$$E = (\Sigma m_1 - \Sigma m_2)c^2,$$

где Σm_1 и Σm_2 – сумма масс покоя частиц до и после реакции соответственно.

Ядерная реакция идет с выделением энергии, если $\Sigma m_1 > \Sigma m_2$, и с поглощением энергии, если $\Sigma m_1 < \Sigma m_2$.

Задачи

1.1 Сколько протонов и сколько нейтронов содержат следующие изотопы: ${}^1_1\text{H}$; ${}^2_1\text{H}$; ${}^3_1\text{H}$; ${}^{16}_8\text{O}$; ${}^{40}_{19}\text{K}$; ${}^{88}_{38}\text{Sr}$; ${}^{90}_{38}\text{Sr}$; ${}^{133}_{55}\text{Cs}$; ${}^{134}_{55}\text{Cs}$; ${}^{137}_{55}\text{Cs}$; ${}^{235}_{92}\text{U}$; ${}^{238}_{92}\text{U}$; ${}^{239}_{94}\text{Pu}$; ${}^{241}_{94}\text{Pu}$.

1.2 Ядра каких элементов образуются в результате распада следующих радионуклидов: ${}^{134}_{55}\text{Cs}$; ${}^{137}_{55}\text{Cs}$; ${}^{90}_{38}\text{Sr}$; ${}^{131}_{53}\text{I}$?

1.3 Изотопы какого элемента образуются из ${}^{40}_{19}\text{K}$ в случае его:

1) β^- -распада; 2) K -захвата? Сколько протонов и сколько нейтронов они содержат?

1.4 Ядро какого элемента образуется после пяти последовательных α -превращений ${}^{234}_{92}\text{U}$?

1.5 В изотоп какого элемента превращается ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ после β^- -распада? α -распада?

1.6 В изотоп какого элемента превращается ${}^{222}_{86}\text{Rn}$, испытавший последовательно два α - и два β -распада?

1.7 После поглощения нейтрона ядро $^{235}_{92}\text{U}$ разделилось на два осколка-радионуклида: $^{137}_{52}\text{Te}$ и $^{97}_{40}\text{Zr}$. Образовавшееся дочернее ядро $^{137}_{52}\text{Te}$ претерпело четыре последовательных β^- -распада и превратилось в стабильный изотоп. Какому химическому элементу он принадлежит?

1.8 Конечным стабильным продуктом распада $^{97}_{40}\text{Zr}$ является $^{97}_{42}\text{Mo}$. В результате каких радиоактивных превращений $^{97}_{40}\text{Zr}$ он образуется?

1.9 Постоянная распада $^{137}_{55}\text{Cs}$ равна $0,023 \text{ лет}^{-1}$. Определить его период полураспада.

1.10 Определить постоянную распада $^{131}_{53}\text{J}$, если его период полураспада равен 8,06 суток.

1.11 Единица активности «кюри» была первоначально определена как число распадов, происходящих за 1 с в 1 г радия-226, находящегося в равновесии с дочерними продуктами распада. В 1931 г. было установлено, что это число равно $3,7 \cdot 10^{10}$, что и послужило основанием для соотношения $\text{Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ расп./с}$. Позднее, в связи с развитием измерительной техники, эту цифру уточнили и установили, что в 1 г радия-226 в условиях радиоактивного равновесия происходит $3,62 \cdot 10^{10} \text{ расп./с}$. Исходя из уточненных результатов, выразить в Ки активность 1 г радия-226 и определить его период полураспада.

1.12 Источник излучения содержит неизвестные короткоживущие радионуклиды одного вида. Определить их период полураспада, исходя из результатов определения активности источника в различные моменты времени:

t , мин	0	5	10	15	20	30	40	50	60
A , Бк	856	712	583	486	408	278	195	130	90

1.13 Какой активностью обладает 1 мг: 1) $^{134}_{55}\text{Cs}$; 2) $^{137}_{55}\text{Cs}$; 3) $^{90}_{38}\text{Sr}$?

1.14 Закрытый источник $^{198}_{79}\text{Au}$ в виде бусинки, используемый для внутритканевой терапии злокачественных новообразований, имеет начальную активность 200 МБк. Определить массу радиоактивного золота в лечебном препарате на момент его изготовления. Во сколько

раз снизится его активность после пятидневного хранения, если период полураспада этого изотопа равен 2,69 суток?

1.15 Определить массу источника $^{226}_{88}\text{Ra}$, если его активность равна $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк?

1.16 Активность контрольного источника $^{60}_{27}\text{Co}$ в сцинтилляционном геологоразведочном приборе СРП-88Н, определенная при его аттестации на заводе-изготовителе, равна $3,7 \cdot 10^4$ Бк (1 мкКи). Определить массу кобальта-60 в контрольном источнике: 1) при проведении заводской аттестации; 2) через год после заводской аттестации.

Насколько снизится активность этого источника: 1) через год после его аттестации? 2) через 5 лет?

1.17 Природный уран, добываемый в настоящее время на большинстве месторождений, содержит 99,28 % урана-238; 0,715 % урана-235 и 0,0058 % урана-234. Периоды полураспада этих изотопов урана соответственно равны: $4,51 \cdot 10^9$; $7,13 \cdot 10^8$ и $2,48 \cdot 10^5$ лет. Так как эти изотопы урана обладают различными периодами полураспада, соотношение между ними в природном уране с течением времени меняется. Определить процентное содержание урана-235 в природном уране: 1) 2 миллиарда лет назад; 2) через 2 миллиарда лет (присутствием в природном уране $^{234}_{92}\text{U}$ при решении задачи пренебречь).

1.18 Конечным продуктом распада природного урана-238 является свинец-206 (см. схему 1 приложения А). В природном уране содержится 99,28 % урана-238. Определить возраст урановой руды, если известно, что на 1 кг природного урана в ней к настоящему времени приходится примерно 310 г свинца-206.

1.19 При археологических раскопках были обнаружены сохранившиеся деревянные предметы, активность $^{14}_6\text{C}$ в которых оказалась равной 10 распадам в минуту на 1 г содержащегося в них углерода. В живом дереве происходит в среднем 14,5 распадов $^{14}_6\text{C}$ за минуту на 1 г углерода.

Исходя из этих данных, определить время изготовления обнаруженных предметов.

1.20 Подсчитано, что при взрыве термоядерной бомбы на 1 мегатонну (по тротиловому эквиваленту) образуется около 3,9 ПБк $^{90}_{38}\text{Sr}$ и 5,9 ПБк $^{137}_{55}\text{Cs}$. 1 марта 1954 г. на атолле Бикини США взорвали

термоядерную бомбу взрывной мощностью 15 мегатонн. Определить массу и активность цезия-137 и стронция-90, рассеянных в природной среде: 1) непосредственно после взрыва; 2) через 10 лет после взрыва; 3) в настоящее время.

Через сколько лет активность изотопов цезия-137 и стронция-90, образовавшихся при этом взрыве, уменьшится в 100 раз? 1000 раз? ($1 \text{ ПБк} = 10^{15} \text{ Бк}$).

1.21 Средняя поверхностная активность $^{137}_{55}\text{Cs}$ в почве на территории д. Бартоломеевка Ветковского района Гомельской области, загрязненной в результате аварии на ЧАЭС, к моменту основного отселения жителей в чистые районы (1 июля 1992 г.) снизилась примерно до 80 Ки/км^2 . Определить массу $^{137}_{55}\text{Cs}$, рассеянного в этой деревне, занимающей площадь 6 км^2 : 1) в мае 1986 г.; 2) в июле 1992 г.

Через сколько лет поверхностная активность $^{137}_{55}\text{Cs}$ в почве снизится в этом населенном пункте до $0,2 \text{ Ки/км}^2$ – уровня загрязнения, допустимого для безопасного проживания, если считать, что снижение активности будет происходить только за счет физического распада радионуклидов?

1.22 В результате атмосферных испытаний ядерного оружия и связанных с ними глобальных выпадений радионуклидов удельная активность цезия-137 в оленине из северных районов СССР в 1964 г. достигала 1628 Бк/кг .

Сколько лет должна храниться такая оленина в холодильниках, чтобы ее удельная активность снизилась до 500 Бк/кг – предельно допустимого загрязнения мясных продуктов цезием-137, регламентированного Белорусскими РДУ-99. Целесообразно ли столь длительное хранение оленины?

1.23 Активность цезия-137 маслят, собранных в лесу возле д. Петуховка Ветковского района Гомельской области в сентябре 2016 г., составила 68500 Бк на 1 кг сухой биомассы. По истечении какого времени удельная активность этих грибов снизится до 2500 Бк/кг – предельно допустимого загрязнения цезием-137 сухих грибов, регламентированного Белорусскими РДУ-99?

1.24 Согласно Белорусским РДУ-99, предельно допустимая активность цезия-137 в пшенице (зерно) – 370 Бк/кг . Сколько времени пшеница урожая 2010 г., имеющая предельно допустимую актив-

ность, должна храниться в элеваторе, чтобы ее активность снизилась до 0,06 Бк/кг – средней активности цезия-137 в пшенице, произведенной в 1963 г. в СССР? Целесообразно ли такое хранение?

1.25 Предельно допустимая активность пшеницы, содержащей стронций-90, согласно Белорусским РДУ-99, составляет 3,7 Бк/кг. Сколько времени должна храниться пшеница, удовлетворяющая этим требованиям, чтобы ее удельная активность снизилась до 0,05 Бк/кг – средней активности стронция-90 в пшенице, потреблявшейся в СССР в 1982 г.?

1.26 При радиометрическом контроле деловой древесины, заготовленной в одном из районов Могилевской области, было обнаружено 10-кратное превышение активности древесины по отношению к предельно допустимому ее загрязнению цезием-137 и 8-кратное – стронцием-90.

Определить, через какое время после проведенной радиометрии эта древесина может быть использована для изготовления мебели, паркета и т. д.

1.27 С какой максимальной скоростью вылетают электроны из йода-131 при β -распаде, если максимальная энергия его β -спектра равна 0,815 МэВ?

1.28 Максимальная энергия β -спектра рутения-106 равна 0,03 МэВ. Определить максимальную скорость, с которой электроны покидают этот изотоп при его β -распаде. Сравнить полученный результат с результатами вычислений в предыдущей задаче.

1.29 Плутоний-239 испускает α -частицы с энергией 5,15 МэВ (69 %); 5,137 МэВ (20 %); 5,099 МэВ (11 %). Определить скорости α -частиц в момент их вылета из ядра.

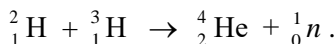
1.30 Определить начальную скорость длиннопробежных α -частиц с энергией 11,65 МэВ, испускаемых полонием-212m.

1.31 Цезий-137 испускает γ -фотоны, энергия которых 0,661 МэВ. Определите длину волны γ -излучения этого радионуклида.

1.32 В каком диапазоне длин волн находится γ -излучение цезия-134, испускающего γ -фотоны с энергией от 0,561 до 1,361 МэВ?

1.33 Рассчитать энергию связи следующих изотопов: ${}^2_1\text{H}$, ${}^3_1\text{H}$, ${}^3_2\text{He}$, ${}^4_2\text{He}$, ${}^6_3\text{Li}$, ${}^7_3\text{Li}$, ${}^{12}_6\text{C}$, ${}^{14}_6\text{C}$, ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{94}\text{Pu}$.

1.34 Определить энергию, выделяющуюся при реакции синтеза ядер гелия из ядер дейтерия и трития, если она протекает по схеме



Рассчитать массу гелия, образующегося каждую секунду при протекании этой реакции с выделением тепловой мощности 3200 МВт (тепловую мощность 3200 МВт имеет ядерный реактор типа РБМК-1000).

1.35 Рассчитать энергию, которая выделяется при протекании реакции ${}^7_3\text{Li} + {}^1_1\text{H} \rightarrow {}^4_2\text{He} + {}^4_2\text{He}$.

Определить массу гелия, которая должна образоваться, чтобы выделившегося при синтезе тепла было достаточно для нагревания одной тонны воды от 0 до 100 °С при КПД нагревателя, равном 48 %. Удельная теплоемкость воды – $4,18 \cdot 10^3$ Дж/(кг·К).

1.36 Рассчитать массу урана-235, расщепившегося при взрыве атомной бомбы в Хиросиме, если ее тротиловый эквивалент равен 15 килотонн.

Энергетический эквивалент тротила – $4,1 \cdot 10^6$ Дж/кг. Считать, что в одном акте деления ядра ${}^{235}_{92}\text{U}$ освобождается энергия ~ 200 МэВ.

1.37 Определить энергию, которая выделяется при расщеплении 1 кг урана-235. Рассчитать массу каменного угля и массу нефти, эквивалентных в тепловом отношении 1 кг этого изотопа урана. Теплотворная способность каменного угля – 30 МДж/кг, нефти – 45 МДж/кг.

Рекомендуемая литература: [1, 2, 9, 11, 12, 19, 20].

2 Дозиметрия ионизирующих излучений. Поглощенная доза D – это отношение средней энергии dE всех видов излучения, поглощенной в элементарном объеме вещества, к массе вещества dm в этом объеме:

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

Понятие поглощенной дозы применимо к любым видам радиоактивного излучения и к любым облучаемым объектам.

Единица поглощенной дозы в СИ – грей (Гр)*.

Один грей соответствует такой поглощенной дозе, при которой в одном килограмме облучаемого вещества поглощается энергия в один джоуль. Гр = Дж/кг.

В дозиметрии широко используются дольные единицы поглощенной дозы: мкГр, сГр, мГр.

Внесистемная, устаревшая единица поглощенной дозы – рад.

1 рад = 0,01 Гр.

Мощность поглощенной дозы \dot{D} – это отношение приращения dD поглощенной дозы за малый промежуток времени к его длительности dt :

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}.$$

Единица мощности поглощенной дозы в СИ – Гр/с. Мощность поглощенной дозы измеряют также во внесистемных единицах: мкГр/ч, Гр/сут, мрад/ч, рад/с и др.

Если мощность поглощенной дозы постоянна ($\dot{D} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t поглощенная доза

$$D = \dot{D}t.$$

При одинаковых условиях облучения поглощенная доза в тяжелых веществах больше, чем в легких. Поэтому поглощенная доза в биологической ткани D_6 при одинаковых условиях облучения больше чем поглощенная доза в воздухе D_B :

$$D_6 = \psi D_B.$$

Коэффициент ψ для различных органов и тканей тела человека незначительно меняется. Для биологической ткани, в среднем, безразмерный коэффициент $\psi \approx 1,09$.

Мощность поглощенной дозы в воздухе связана с мощностью поглощенной дозы в биологической ткани аналогичным соотношением.

Эквивалентная доза является количественной мерой опасности ионизирующего излучения для живых организмов. Для определенно-

* Луис Гарольд Грей – английский физик, автор открытия в области дозиметрии, известного как принцип Брэгга-Грея.

го вида и энергии излучения эквивалентная доза H_i пропорциональна поглощенной дозе D_i и рассчитывается по формуле:

$$H_i = W_{Ri} D_i,$$

где W_{Ri} – взвешивающий коэффициент, учитывающий биологическую опасность излучения.

Взвешивающие коэффициенты W_R для различных видов излучения приведены в таблице Б.16 и в таблице 1 к лабораторной работе № 3.

Если на организм воздействует одновременно n видов излучения, эквивалентная доза рассчитывается по формуле

$$H = \sum_{i=1}^n W_{Ri} D_i.$$

Единица эквивалентной дозы в СИ – зиверт (Зв)*. При вычислении эквивалентной дозы

$$H, \text{Зв} = W_R D, \text{Гр}.$$

В практике дозиметрических измерений до сих пор используется внесистемная единица эквивалентной дозы – бэр. 1 бэр = 0,01 Зв.

Мощность эквивалентной дозы \dot{H} – это отношение приращения dH эквивалентной дозы за малый промежуток времени к его длительности dt

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt}.$$

Единица мощности эквивалентной дозы в СИ – Зв/с. Мощность эквивалентной дозы измеряют также во внесистемных единицах: мкЗв /ч, Зв/сут, мбэр /ч., бэр/ с и др.

Если мощность эквивалентной дозы постоянна ($\dot{H} = \text{const}$), то за некоторый промежуток времени t эквивалентная доза**

$$H = \dot{H}t.$$

* Рольф Зиверт – шведский физик, внесший большой вклад в различные области радиационной безопасности.

** Эквивалентная доза используется в радиационной безопасности для учета вредных эффектов биологического воздействия различных видов ионизирующих излучений при хроническом облучении человека относительно малыми дозами, не превышающими 250 мЗв в год.

Эквивалентная доза H , Зв, внутреннего облучения критического органа взрослого условного человека при равновесном содержании радионуклидов одного вида рассчитывается по формуле:

$$H = AE_{\text{эф}}t / m,$$

где A – равновесная активность радиоактивного вещества в критическом органе, Бк;

$E_{\text{эф}}$ – эффективная энергия (энергия, передаваемая облучаемому органу в каждом акте распада радионуклида), Дж/расп.;

t – время облучения, с;

m – масса критического органа, кг.

Для гамма- и бета-излучающих радионуклидов поглощенная доза D рассчитывается по аналогичной формуле, при этом

$$D, \text{ Гр} = H, \text{ Зв}.$$

Период биологического полувыведения T_6 – время, в течение которого за счет биологических процессов активность радионуклида в живом организме (органе) уменьшается вдвое.

Эффективный период полувыведения $T_{\text{ф}}$ – время, за которое активность накопленного в организме радионуклида уменьшается вдвое как за счет биологического выведения, так и за счет физического распада радионуклида:

$$T_{\text{ф}} = \frac{T_{1/2} T_6}{T_{1/2} + T_6},$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида;

T_6 – период биологического полувыведения радионуклида.

Активность A радионуклида в живом организме (критическом органе) уменьшается во времени по экспоненциальному закону*

$$A_t = A_0 e^{-\frac{0,693t}{T_{\text{эф}}}},$$

* Выведение из живого организма остеотропных (накапливающихся преимущественно в костной ткани) радионуклидов описывается степенным законом. Методика расчета поглощенных и эквивалентных доз от остеотропных радионуклидов ($^{45}_{20}\text{Ca}$;

$^{47}_{20}\text{Ca}$; $^{85}_{38}\text{Sr}$; $^{89}_{38}\text{Sr}$; $^{90}_{38}\text{Sr}$; $^{140}_{56}\text{Ba}$) содержится в специальной литературе.

где A_t – активность радионуклида в живом организме (критическом органе) в момент времени t ;

A_0 – активность радионуклида в живом организме (критическом органе) в начальный момент времени $t = 0$.

При кратковременном поступлении радионуклидов в организм или после прекращения их длительного поступления для оценки эквивалентной дозы H , Зв, внутреннего облучения критического органа за время t , с, можно пользоваться формулой

$$H = 1,44 \frac{A_0}{m} E_{\text{эф}} T_{\text{эф}} \left(1 - e^{-\frac{0,693t}{T_{\text{эф}}}}\right),$$

где A_0 – начальная активность радиоактивного вещества в критическом органе, Бк;

m – масса критического органа, кг;

$E_{\text{эф}}$ – эффективная энергия, Дж/расп.;

$T_{\text{эф}}$ – эффективный период полувыведения, с.

Задачи

2.1 Под воздействием фотонной составляющей космического излучения в средних широтах на уровне моря в 1 см^3 воздуха образуется в среднем 2,3 пар однозарядных ионов за 1 с. Исходя из этих данных, определить: 1) мощность поглощенной дозы в воздухе в средних широтах; 2) годовую поглощенную дозу фотонной составляющей космического излучения в теле жителя равнинной местности в средних широтах. Энергия, затрачиваемая на один акт ионизации в биологической ткани в среднем равна $5,94 \cdot 10^{-18}$ Дж, в воздухе – $5,45 \cdot 10^{-18}$ Дж.

2.2 Высота над уровнем моря вершины Монте-Роза в Альпах равна 4634 м. Скорость образования ионов в воздухе, под действием фотонной составляющей космического излучения, вблизи этой вершины составляет примерно 18,5 пар ионов/(см³·с). Определить мощность поглощенной дозы фотонного излучения в воздухе и в теле человека на этой горной вершине.

2.3 Рассчитать в джоулях и электрон-вольтах среднюю энергию, затрачиваемую на один акт ионизации, при облучении воздуха рентгеновским и гамма-излучением. Как изменится эта энергия при ионизации воздуха бета-излучением? альфа-частицами?

2.4 Рассчитать в джоулях и электрон-вольтах среднюю энергию, затрачиваемую на один акт ионизации, при облучении рентгеновским и гамма-излучением биологической ткани. Как изменится эта величина при ионизации молекул биоткани бета-излучением? альфа-частицами?

2.5 Сколько пар ионов образуется ежесекундно в 2 кг облучаемого воздуха при мощности поглощенной дозы 0,88 рад/ч? 22 мкрад/ч? 341 мГр/с?

2.6 Какое максимальное число молекул может быть ионизировано в облучаемой биоткани при поглощенной дозе 1 рад? 1 Гр?

2.7 Определить мощность поглощенной дозы в биологической ткани на расстоянии 2 м от точечного изотропного источника кобальт-60 с активностью, равной $1,85 \cdot 10^5$ Бк.

2.8 Активность йода-131, накопленного в щитовидной железе одного из жителей Брагинского района Гомельской области, на момент эвакуации пострадавших в результате аварии на ЧАЭС в «чистую» зону достигала 3,4 МБк. Рассчитать мощность поглощенной дозы в воздухе и в биологической ткани на расстоянии 1 м от щитовидной железы этого человека. Щитовидную железу считать точечным изотропным источником.

Оценить, насколько обоснованными были опасения тех, кто избегал общения с эвакуированными жителями пострадавших районов, страшась собственного переоблучения.

2.9 Мощность поглощенной дозы рентгеновского излучения, воздействующего на телезрителя, находящегося при просмотре передач на расстоянии 2,5 м от экрана цветного электронно-лучевого телевизора, равна $2,5 \cdot 10^{-3}$ мкГр/ч. Рассчитать годовую эквивалентную дозу, полученную телезрителем при 3-часовом ежедневном просмотре передач.

2.10 Определить годовую поглощенную и эквивалентную дозы внешнего фонового гамма-излучения жителей г.п. Брагин Гомельской области в 1990 г., если считать, что они в среднем проводили 5 часов в день на открытом воздухе. Средняя мощность поглощенной дозы в воздухе в этом населенном пункте на расстоянии 1 м от поверхности земли в 1990 г. примерно была равна 238 мкрад/ч, внутри зданий – 26,4 мкрад/ч.

2.11 Рассчитать в зивертах и бэрах эквивалентную дозу в теле человека в результате его тотального облучения гамма-фотонами при поглощенной дозе в воздухе 4,3 мГр.

2.12 Определить эффективный период полувыведения йода-131 из организма взрослого человека.

2.13 Определить эффективный период полувыведения стронция-90 из организма взрослого человека.

2.14 Определить эффективный период полувыведения цезия-137 из организма: 1) взрослого человека; 2) подростка; 3) новорожденного.

2.15 Определить эффективный период полувыведения цезия-134 из организма взрослого человека. Учесть, что скорость биологического выведения различных изотопов одного и того же химического элемента одинакова.

2.16 В результате кратковременного поступления йода-131 в организм взрослого человека удельная активность его щитовидной железы достигла 200 МБк/кг. Определить массу йода-131, накопленного в щитовидной железе. По истечении какого времени содержание радиоактивного йода в щитовидной железе этого человека снизится в 2 раза? 5 раз? 100 раз?

2.17 Сколько времени должен прожить в «чистой» зоне житель, пострадавший в результате аварии на ЧАЭС, чтобы активность накопленного в его теле цезия-137 уменьшилась в 5 раз? 10 раз? 100 раз?

2.18 В результате массовых исследований на СИЧ установлено, что в 1996 г. равновесная активность цезия-137 в теле большинства взрослых жителей г. Гомеля составляла 1500–2500 Бк. Исходя из этих данных, определить годовую индивидуальную эквивалентную дозу, получаемую гомельчанами за счет внутреннего облучения радионуклидами цезия.

2.19 Для внутритканевой лучевой терапии в центр злокачественной сферической опухоли массой 3 г ввели бусинку с радиоактивным золотом-198, активность которого равна 1110 МБк. Рассчитать поглощенную дозу в опухоли, если радиоактивный лечебный препарат находился в ней 5 минут? 30 минут? Сколько времени должен продолжаться курс лечения, чтобы поглощенная доза в опухоли достигла 10 Гр?

2.20 После однократного поступления в кровь взрослого человека стронция-90 с активностью 37 кБк поглощенная доза в костной ткани за последующие 365 дней составила 2,9 мЗв. Оценить, какая часть

поглощенной дозы в костях человека сформирована иттрием-90 – дочерним продуктом распада стронция-90.

2.21 В результате кратковременного поступления максимальная активность цезия-137 в теле взрослого человека достигла 3,7 МБк. Оценить эквивалентную дозу внутреннего облучения этого человека цезием-137: 1) за 1 год; 2) за 5 лет; 3) за 50 лет.

2.22 Активность йода-131, накопленного в щитовидной железе взрослого человека на момент его эвакуации 15 мая 1986 г. в «чистую» зону после аварии на ЧАЭС, составила 2,8 МБк. Рассчитать поглощенную дозу внутреннего облучения щитовидной железы этого человека йодом-131 после эвакуации за последующие 10 дней; 20 дней; 60 дней; 1 год; 5 лет.

2.23 Максимальная поглощенная доза внутреннего облучения йодом-131 щитовидной железы ребенка при его постоянном проживании в «чистой» зоне после эвакуации из Наровлянского района Гомельской области составила 10 Гр. Найти массу и активность йода-131, накопленного в щитовидной железе ребенка на момент его эвакуации из района, загрязненного в результате аварии на ЧАЭС. (Масса щитовидной железы ребенка – 15 г).

2.24 Рассчитать эквивалентную дозу внутреннего облучения всего тела взрослого человека массой 80 кг за 50 лет при равновесной активности $5,1 \cdot 10^{-18}$ Бк накопленного в его теле цезия-137: 1) в случае постоянного проживания в «загрязненной» зоне; 2) при переезде на постоянное место жительства в «чистую» зону.

2.25 При обследовании с помощью гамма-спектрометра излучения человека (СИЧ) в теле одного из жителей Чечерского района Гомельской области была зарегистрирована равновесная активность цезия-137, равная $7,5 \cdot 10^4$ Бк и равновесная активность калия-40, равная $2,22 \cdot 10^4$ Бк. Определить суммарную годовую эквивалентную дозу внутреннего хронического облучения этого человека указанными радионуклидами. Масса человека – 78 кг.

2.26 Равновесная активность цезия-137, накопленного в теле подростка из Славгорода Могилевской области, к моменту его отъезда на 2-месячный оздоровительный отдых в «чистую» зону оказалась равной $4 \cdot 10^4$ Бк. Рассчитать эквивалентную дозу внутреннего облучения цезием-137 всего тела этого подростка: 1) за время отдыха в «чистой» зоне; 2) при постоянном проживании в «загрязненной» зоне в течение 2 месяцев. Масса подростка – 47 кг.

Рекомендуемая литература: [2, 7–9, 11, 14, 16].

3 Защита от ионизирующих излучений. Ослабление мощности поглощенной дозы параллельного пучка фотонного излучения в однородной поглощающей среде описывается законом:

$$\dot{D} = B\dot{D}_0 e^{-\mu d},$$

где \dot{D} – мощность поглощенной дозы в точке детектирования при наличии поглощающего слоя (защиты) между источником и детектором;

\dot{D}_0 – мощность поглощенной дозы в точке детектирования при отсутствии поглощающего слоя (защиты) между источником и детектором;

μ – линейный коэффициент ослабления фотонного излучения;

d – толщина поглощающего слоя;

B – дозовый фактор накопления.

Фактор накопления B зависит от энергии гамма-излучения, материала, толщины и компоновки защиты, взаимного расположения источника, защиты и детектора. Значения фактора накопления в бесконечной среде для воды, алюминия, железа, свинца и бетона приведены в таблице Б.25.

В барьерной геометрии дозовый фактор накопления можно определить с помощью поправок на барьерность (таблица Б.26).

При прохождении рентгеновского и гамма-излучения (фотонного излучения) через вещество различают геометрию широкого и геометрию узкого пучка.

В геометрии узкого пучка дозовый фактор накопления $B = 1$, в геометрии широкого пучка – $B > 1$.

Для расходящегося пучка гамма-фотонов и рентгеновских лучей от точечного источника мощность поглощенной дозы в воздухе

$$\dot{D}_0 = \frac{K_\gamma A}{r^2},$$

где K_γ – керма-постоянная радионуклида в источнике (таблица Б.14);

A – активность радионуклида в источнике;

r – расстояние от источника до точки детектирования.

Ослабление мощности поглощенной дозы от точечного источника в однородной поглощающей среде также можно рассчитать по формуле $\dot{D} = B\dot{D}_0 e^{-\mu d}$, учитывая при этом, что $\dot{D}_0 = \frac{K_\gamma A}{r^2}$, где $r = a + d$; a – расстояние от источника до поверхности поглотителя.

Пробег $R_{\alpha, \epsilon}$, см, α -частиц с энергией $E_\alpha = 3 \dots 7$ МэВ в воздухе при нормальных условиях вычисляется по эмпирической формуле

$$R_{\alpha, \epsilon} = 0,309 E_\alpha^{3/2}.$$

Пробег R_α , см, α -частиц с энергией $E_\alpha = 3 \dots 7$ МэВ в любом веществе X с атомной массой A , а.е.м., и плотностью ρ_x , г/см³, находят по эмпирической формуле

$$R_{\alpha, x} = \frac{0,173 E_\alpha^{3/2} A^{1/3}}{10^3 \rho_x}.$$

В любом веществе X максимальный пробег R_β бета-частиц приближенно можно вычислять по формуле

$$R_{\beta, x} = R_{\beta, Al} (Z/A)_{Al} / (Z/A)_x,$$

где Z – атомный номер вещества;

A – атомная масса вещества, а.е.м.;

$R_{\beta, Al}$ – максимальный пробег β -частиц в алюминии.

Если потери энергии β -частиц на тормозное излучение незначительны, для приближенных расчетов можно пользоваться формулой

$$R_{\beta, x} (\text{г/см}^2) \approx R_{\beta, Al} (\text{г/см}^2).$$

Поглощение в веществе β -излучения источников с различной граничной энергией E_β непрерывного β -спектра описывается законом, близким к экспоненциальному:

$$\Phi_\beta \approx \Phi_0 e^{-\kappa d},$$

где Φ_β – плотность потока (поток) β -частиц в точке детектирования при наличии поглотителя (защиты) между источником и детектором излучения;

φ_0 – плотность потока (поток) β -частиц в точке детектирования при отсутствии поглотителя (защиты) между источником и детектором излучения;
 κ – линейный коэффициент ослабления β -излучения;
 d – толщина поглощающего слоя.

Коэффициент κ , см^{-1} , для β -частиц с максимальной граничной энергией β -спектра $0,5 \text{ МэВ} < E_\beta < 6,0 \text{ МэВ}$ можно найти по эмпирической формуле

$$\kappa = 22\rho / E_\beta^{1,33},$$

где ρ – плотность поглощающего вещества, $\text{г}/\text{см}^3$;

E_β – максимальная энергия β -спектра, МэВ.

Для β -частиц, имеющих непрерывный спектр, при внешнем облучении биологической ткани мощность поглощенной дозы \dot{D} , Гр/с, вычисляется по формуле

$$\dot{D} = \varphi \chi_D,$$

где φ – плотность потока β -частиц на поверхности биологической ткани, $\beta\text{-част.}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$;

χ_D – дозовый коэффициент, $\text{Гр} \cdot \text{см}^2/(\beta\text{-част.})$.

Значения дозовых коэффициентов χ_D для β -частиц с различной максимальной энергией E_β β -спектра приведены в таблице:

E_β , МэВ	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,5	2,0	3,0
χ_D , $10^{-10} \text{ Гр} \cdot \text{см}^2/(\beta\text{-част.})$	11,3	7,4	5,6	4,2	3,7	3,2	3,1	2,9

Задачи

3.1 На дне озера лежит точечный радиоактивный источник ${}^{60}_{27}\text{Co}$, активность которого $5,55 \cdot 10^{15}$ Бк. Определить мощность поглощенной дозы γ -излучения этого источника на поверхности озера в точке, расположенной над источником. Глубина озера в месте нахождения источника – 3,1 м.

При решении задачи комптоновским рассеянием γ -излучения в воде пренебречь.*

3.2 Решить задачу 3.1 в геометрии широкого пучка с учетом комптоновского рассеяния γ -излучения $^{60}_{27}\text{Co}$ в воде. Сравнить результаты вычислений с результатами, полученными при решении предыдущей задачи.

3.3 Рассчитать, во сколько раз увеличит поглощенную дозу в точке детектирования комптоновское рассеяние при прохождении через защитный барьер толщиной 14,2 см γ -излучения с энергией $E_\gamma = 1$ МэВ, испускаемого точечным изотропным источником. Считать, что источник и детектор размещены вплотную к защите на одной нормали к ней.

3.4 Слой воды толщиной 8 см в геометрии узкого пучка в пять раз уменьшил мощность поглощенной дозы γ -излучения с энергией 0,05 МэВ, испускаемого точечным изотропным источником. Исходя из этих данных, рассчитать линейный коэффициент ослабления и слой половинного ослабления водой γ -излучения указанной энергии.

3.5 Рассчитать слой половинного ослабления γ -излучения с энергией 3 МэВ в биологической ткани человека. Расчет провести в геометрии узкого пучка.

3.6 Рассчитать в геометрии узкого пучка слой половинного ослабления γ -излучения $^{60}_{27}\text{Co}$ и $^{137}_{55}\text{Cs}$: 1) в алюминии; 2) в свинце; 3) в бетоне; 4) в железе.

3.7 Точечный источник кобальт-60, активность которого $7,4 \cdot 10^9$ Бк, находится в центре свинцового сферического контейнера на расстоянии 5 см от его внутренней поверхности. Определить мощность экспозиционной дозы γ -излучения этого источника в точке детектирования, удаленной на расстояние 5 см от внешней поверхности контейнера. Толщина стенки контейнера – 11,3 см.

3.8 Какую толщину должен иметь защитный экран из свинца, снижающий в геометрии узкого пучка мощность поглощенной дозы рентгеновского излучения в точке детектирования на 75 %? Считать,

* Средняя энергия γ -излучения $^{60}_{27}\text{Co}$ $E_\gamma = 1,25$ МэВ.

что источник излучения и детектор расположены вплотную к защите на одной нормали к ней ($E_\gamma = 0,05$ МэВ).

3.9 Защитный свинцовый экран толщиной 5 см при работе с точечным источником лантан-141 ($E_\gamma = 1,5$ МэВ) снижает мощность поглощенной дозы на рабочем месте оператора до допустимого уровня. На сколько сантиметров следует увеличить толщину свинцовой защиты при замене источника на новый, активность которого в шесть раз больше?

3.10 Защитный свинцовый экран толщиной 10,1 см обеспечивает предельно допустимую поглощенную дозу для оператора, работающего с точечным источником γ -излучения ($E_\gamma = 2$ МэВ) с помощью механического манипулятора длиной 0,5 м. На сколько сантиметров следует увеличить длину манипулятора при использовании защитного экрана той же толщины из железа?

3.11 Для уменьшения дозовой нагрузки при работе с радиоактивными источниками широко используется «защита расстоянием». Рассчитать поглощенную дозу, полученную за пять минут пальцами рук оператора, работающего с точечным источником кобальт-60 пинцетом длиной: 1) 10 см; 2) 25 см. Активность источника равна 110 МБк.*

3.12 В аппарате РОКУС для внутриволостной лучевой терапии, источник кобальт-60, активность которого равна $1,5 \cdot 10^{14}$ Бк, находится в контейнере из урана. Рассчитать минимальную толщину стенки свинцового сферического контейнера с внутренним радиусом, равным 3 см, для хранения этого источника, обеспечивающего снижение мощности поглощенной дозы в воздухе на расстоянии 1 см от его внешней поверхности до 45,8 мкГр/ч. Расчет произвести для точечного источника в геометрии широкого пучка.

3.13 Рассчитать толщину стенки и наружный диаметр сферического железного контейнера для хранения точечного изотропного источника кобальт-60 с активностью $5,7 \cdot 10^{10}$ Бк, чтобы мощность поглощенной дозы в воздухе в точке детектирования на его наружной поверхности не превысила 24,6 мкГр/ч. Гнездо для размещения источника внутри контейнера считать сферой радиусом 25 см. Задачу решить в геометрии узкого пучка.

* Средняя энергия γ -излучения ${}_{27}^{60}\text{Co}$ $E_\gamma = 1,25$ МэВ.

3.14 Толщина стенки свинцового сферического контейнера – 8 см, наружный диаметр – 10 см. Рассчитать максимальную активность точечного изотропного источника цезий-137, который можно хранить в таком контейнере при условии, что мощность поглощенной дозы его γ -излучения на наружной поверхности контейнера не должна превышать 2,2 мкГр/ч. Задачу решить в геометрии узкого пучка.

3.15 Толщина стенки свинцового прямоугольного защитного домика – 39 мм. Снаружи на верхней стенке домика лежит источник – цезий-137, активность которого равна 3,7 МБк. Определить мощность поглощенной дозы γ -излучения этого источника внутри домика в точке детектирования, удаленной от источника на расстояние 9 см и совпадающей с геометрическим центром домика. Считать, что источник и точка детектирования находятся на одной нормали к верхней стенке домика. Задачу решить в геометрии узкого и широкого пучков.

3.16 При строительстве жилого дома была использована бетонная плита, в которой на расстоянии 3 см от ее поверхности оказался замурованным точечный источник кобальт-60 с активностью $1,85 \cdot 10^{11}$ Бк, используемый в промышленных дефектоскопах, мощность поглощенной дозы излучения этого источника в биологической ткани в центре кровати. Рассчитать поглощенную и эквивалентную дозы в теле жильца этой квартиры за 1 год, если он спит в кровати, отстоящей на расстоянии 1,5 м от источника, в среднем 8 часов в сутки. Задачу решить в геометрии широкого пучка.*

3.17 Рассчитать поглощенную дозу рентгеновского излучения с энергией 1 МэВ на выходе из тела пациента при рентгеноскопии его грудной клетки, если на входе рентгеновского пучка в тело поглощенная доза в воздухе равна 56,3 мГр. Толщина грудной клетки человека равна 25 см. Вычисления провести в геометрии узкого пучка.

3.18 Точечный изотропный источник полоний-208 испускает α -частицы с энергией 5,109 МэВ. На каком расстоянии от источника испускаемые им α -частицы полностью поглощаются в воздухе, находящемся при нормальных условиях.

3.19 Радиоактивный плутоний-239 испускает α -частицы с энергией 5,150; 5,137; 5,099 МэВ. На каком расстоянии от точечного изо-

* Средняя энергия γ -излучения ${}_{27}^{60}\text{Co}$ $E_{\gamma} = 1,25$ МэВ.

тропного источника плутоний-239 все испускаемые им α -частицы полностью поглощаются в воздухе, находящемся при нормальных условиях?

3.20 Рассчитать толщину алюминиевого слоя, в котором полностью поглощаются α -частицы, испускаемые точечным изотропным источником плутоний-239. Недостающие для решения данные взять из условия предыдущей задачи.

3.21 Рассчитать толщину биологической ткани, полностью поглощающей α -излучение $^{238}_{94}\text{Pu}$, испускающего α -частицы с энергией 5,495, 5,452 и 5,352 МэВ. Средняя атомная масса биологической ткани – 15,7 а.е.м., плотность – 1 г/см³.

3.22 При какой максимальной толщине алюминиевого входного окошка сцинтилляционного счетчика он будет регистрировать все α -частицы, испускаемые источником плутоний-239? Недостающие для решения данные взять из условия задачи 3.19.

3.23 При приеме радоновых ванн свыше 90 % радона-222, проникшего в организм, накапливается в коже. На какую глубину проникают в человеческом теле α -частицы, испускаемые при распаде $^{222}_{86}\text{Rn}$, если их энергия равна 5,486 МэВ? При решении воспользоваться данными из условия задачи 3.21.

3.24 Какой объем легочной ткани «выжигает» попавшая аэрозольным путем в легкие «горячая» частица активностью 370 Бк, содержащая $^{239}_{94}\text{Pu}$? Как изменится этот объем, если в легких окажется «горячая» частица с таким же изотопным составом, но с вдвое большей активностью? Рассчитать также годовую поглощенную и эквивалентную дозы в облучаемом α -частицами объеме. Недостающие для решения данные взять из условия задачи 3.19.

3.25 Решить предыдущую задачу при условии, что «горячая» частица содержит $^{238}_{92}\text{U}$, испускающий α -частицы с энергией 4,18 МэВ.

3.26 Определить максимальный пробег в воздухе и биологической ткани β -частиц с максимальной энергией β -спектра $E_{\beta} = 1,712$ МэВ, испускаемых $^{32}_{15}\text{P}$. Потерями энергии β -частиц на тормозное излучение пренебречь. Плотность биологической ткани – 1 г/см³.

3.27 Какую минимальную толщину должны иметь защитные стеклянные очки при работе с чистым бета-излучателем $^{32}_{15}\text{P}$? Плотность стекла – 2,5 г/см³.

3.28 Рассчитать минимальную толщину алюминиевой пластинки, полностью поглощающей β -частицы, которые испускают радионуклиды: 1) ${}_{55}^{134}\text{Cs}$; 2) ${}_{55}^{137}\text{Cs}$; 3) ${}_{38}^{90}\text{Sr}$.

3.29 Для регистрации β -излучения в радиометре БЕТА используется газоразрядный торцовый счетчик Гейгера с входным окошком из слюды, поверхностная плотность которой равна $0,5 \text{ мг/см}^2$. Какая доля β -частиц поглощается этим окошком при регистрации излучения радионуклидов: 1) ${}_{55}^{137}\text{Cs}$; 2) ${}_{15}^{32}\text{P}$?

3.30 Рассчитать объем, который выжигает в легочной ткани находящаяся в ней частица активностью 370 Бк , содержащая ${}_{55}^{137}\text{Cs}$. Оценить годовую поглощенную и эквивалентную дозы в облучаемом β -частицами объеме. Определить, какую долю в эти дозы вносит γ -излучение, если средняя энергия β -частиц, передаваемая в каждом акте распада ${}_{55}^{137}\text{Cs}$ легочной ткани, равна $0,196 \text{ МэВ/расп.}$ Плотность легочной ткани – 1 г/см^3 .

3.31 Для аппликационной терапии злокачественных новообразований используется аппликатор площадью 4 см^2 из гибкого пластика, содержащий чистый β -излучатель ${}_{15}^{32}\text{P}$. Плотность потока β -частиц на поверхности тела равна $1,5 \cdot 10^5 \text{ } \beta\text{-частиц}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Определить глубину, на которую проникают в тело пациента электроны, испускаемые аппликатором, и поглощенную телом человека дозу за $0,5$ часа. Аппликатор плотно прилегает к телу. Плотность биологической ткани человека – 1 г/см^3 . Средняя энергия электронов, испускаемых ${}_{15}^{32}\text{P}$, равна $0,694 \text{ МэВ}$.

Рекомендуемая литература: [2, 7–9, 14, 16].

ПРИЛОЖЕНИЕ А
(обязательное)

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ЛИНЕЙНОЙ ЗАВИСИМОСТИ
МЕТОДОМ НАИМЕНЬШИХ КВАДРАТОВ**

Если экспериментально исследуемая зависимость имеет вид $y = b - kx$, то ее коэффициенты b и k можно определить путем решения системы двух уравнений с двумя неизвестными:

$$\begin{cases} y_1 = b - kx_1 \\ y_2 = b - kx_2 \end{cases},$$

где y_1, x_1 и y_2, x_2 – результаты двух абсолютно точных измерений.

Так как любой опыт содержит неизбежную ошибку, точное определение коэффициентов b и k по результатам двух опытов практически невозможно. При проведении большого числа опытов можно найти коэффициенты, наиболее вероятные (наилучшие) для зависимости $y = b - kx$. При этом возможно, что они не будут в точности удовлетворять ни одной паре экспериментальных значений y_i, x_i .

Отыскать наилучшие коэффициенты зависимости $y = b - kx$ аналитическим путем можно с помощью метода наименьших квадратов. Согласно этому методу сумма квадратов отклонений экспериментальных значений y_i , от вычисленных значений функции $y_{\text{выч}} = b - kx_i$

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

должна быть минимальной (n – число опытов).

Если сумма S имеет минимальное значение, ее частные производные по b и k равны нулю:

$$\begin{cases} \frac{\partial S}{\partial b} = -2 \sum_{i=1}^n [y_i - (b - kx_i)] = 0 \\ \frac{\partial S}{\partial k} = 2x_i \sum_{i=1}^n [y_i - (b - kx_i)] = 0 \end{cases} \quad (\text{A.2})$$

Из решения системы уравнений (А.2) следует:

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

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

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

$$\sigma_b = S_l \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n x_i^2}{n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n x_i\right)^2}},$$

где

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

В качестве примера с помощью рассматриваемого метода определим μ – линейный коэффициент поглощения гамма-излучения с энергией $\sim 1,25$ МэВ в стали из экспериментальных значений скорости счета импульсов v_γ , регистрируемых от гамма-источника кобальт-60 при различной толщине d стального поглощающего слоя между источником и детектором* (см. таблицу А.1).

Аппроксимируем эмпирическую зависимость $v_\gamma = f(d)$ экспоненциальной функцией

$$v_\gamma = v_{\gamma 0} e^{-\mu d}, \quad (\text{A.5})$$

* См. лабораторную работу № 7.

где $v_{\gamma 0}$ – скорость счета импульсов при отсутствии поглотителя между источником и детектором.

Прологарифмировав выражение (А.5), получим линейную зависимость

$$\ln v_{\gamma} = \ln v_{\gamma 0} - \mu d, \quad (\text{А.6})$$

параметры которой $\ln v_{\gamma 0}$ и μ легко определить по формулам (А.3), ($\ln v_{\gamma 0} = b$; $\mu = k$).

Таблица А.1 – Экспериментальные значения скорости счета импульсов ν при различной толщине d поглотителя. Пример расчета параметров линейной зависимости $\ln v_{\gamma} = \ln v_{\gamma 0} - \mu d$

Номер измерения	v_{γ} , имп/с	d , см	$\ln v_{\gamma}$	d^2 , см ²	$d \cdot \ln v_{\gamma}$, см	$\ln v_{\gamma 0} - \mu d$	$(\ln v_{\gamma} - \ln v_{\gamma 0} + \mu d)^2$, 10^{-3}
1	70,4	0,45	4,25	0,20	1,91	4,31	3,6
2	58,4	0,87	4,07	0,76	3,54	4,15	6,4
3	51,7	1,32	3,94	1,74	5,20	3,97	0,9
4	47,4	1,74	3,58	3,03	6,72	3,81	2,5
5	38,0	2,20	3,64	4,84	8,00	3,63	0,1
6	31,7	2,67	3,46	7,13	9,24	3,45	0,1
7	27,7	3,10	3,32	9,61	10,29	3,28	1,6
8	23,4	3,53	3,15	12,46	11,12	3,11	1,6
–	–	$\sum d$, см	$\sum \ln v_{\gamma}$, см	$\sum d^2$, см ²	$\sum (d \cdot \ln v_{\gamma})$, см	–	$\sum (\ln v_{\gamma} - \ln v_{\gamma 0} + \mu d)^2$
–	–	15,88	29,69	39,77	55,72	–	$1,68 \cdot 10^{-2}$

Из данных, приведенных в таблице А.1, следует, что параметры прямой $\ln v_{\gamma} = f(d)$, проведенной через экспериментальные точки наилучшим образом, имеют значения:

$$\mu = \frac{15,88 \cdot 29,69 - 8 \cdot 55,72}{8 \cdot 39,77 - 15,88^2} = 0,39 \text{ см}^{-1};$$

$$\ln v_{\gamma 0} = \frac{29,69 + 0,39 \cdot 15,88}{8} = 4,49.$$

Подставив в формулы (А.4) численные значения из таблицы А.1, рассчитаем стандартные абсолютные ошибки при определении μ и $\ln v_{\gamma 0}$:

$$S_l = \sqrt{\frac{1,68 \cdot 10^{-2}}{6}} = 5,29 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1};$$

$$\sigma_{\mu} = 5,29 \cdot 10^{-2} \sqrt{\frac{8}{8 \cdot 39,77 - 15,88^2}} = 0,02 \text{ см}^{-1};$$

$$\sigma_{\ln v_{\gamma 0}} = 5,29 \cdot 10^{-2} \sqrt{\frac{39,77}{8 \cdot 39,77 - 15,88^2}} = 0,04.$$

Искомое уравнение эмпирической линейной зависимости имеет вид

$$\ln v_{\gamma} = 4,49 - 0,39 \text{ (см}^{-1}) \cdot d \text{ (см)}.$$

Линейный коэффициент поглощения гамма-излучения кобальта-60 в стали с доверительной вероятностью P имеет значение

$$\mu = (0,39 \pm \alpha_{8,P} \cdot 0,02) \text{ см}^{-1},$$

где $\alpha_{8,P}$ – коэффициент Стьюдента (см. таблицу 1 в лабораторной работе № 1).

ПРИЛОЖЕНИЕ Б
(справочное)

СПРАВОЧНЫЙ МАТЕРИАЛ

Схемы радиоактивного распада ядер урана и тория

На схемах указаны виды распада ядер и периоды их полураспада $T_{1/2}$

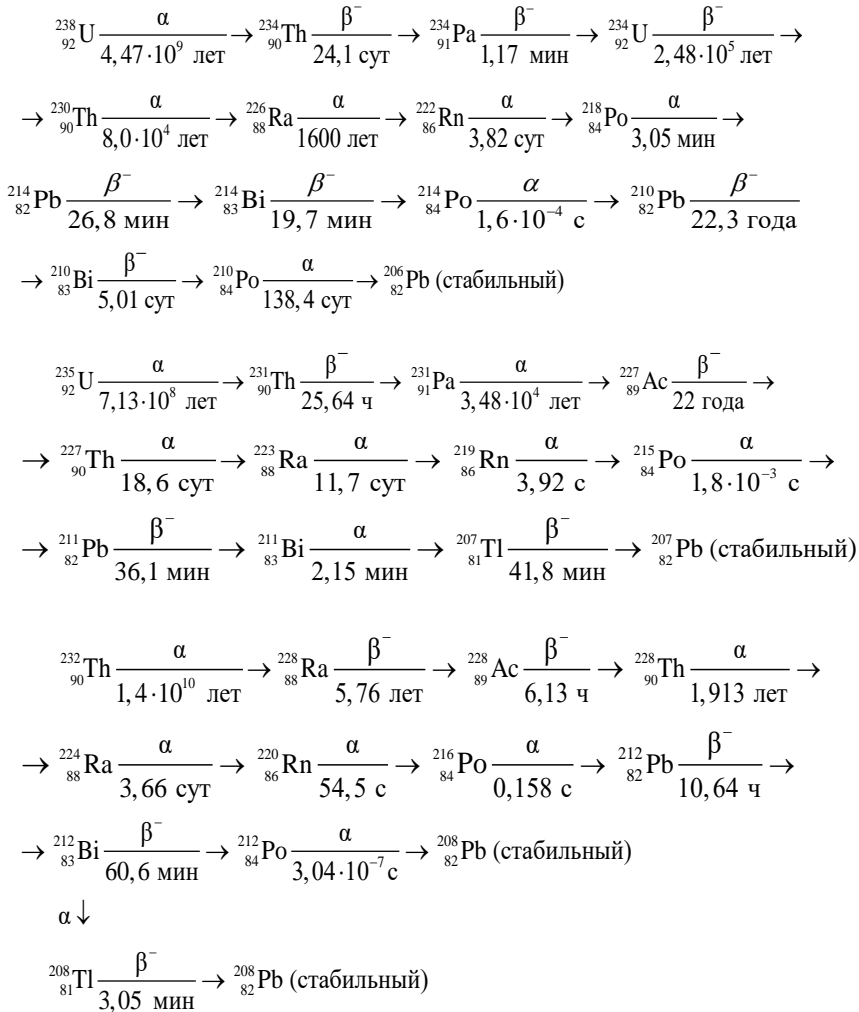


Таблица Б.1 – Периоды полураспада, вид распада и энергия излучения радионуклидов, индуцированных космическим излучением [7–9, 11]

Радионуклид	Символ	Период полураспада	Вид распада и энергия излучения, МэВ
Водород-3	${}^3_1\text{H}$	12,26 лет	β^- ; 0,01795
Бериллий-7	${}^7_4\text{Be}$	53,01 сут	<i>K</i> -захват; 0,479
Бериллий-10	${}^{10}_4\text{Be}$	$2,5 \cdot 10^5$ лет	β^- ; 0,553
Углерод-14	${}^{14}_6\text{C}$	5700 лет	β^- ; 0,155
Натрий-22	${}^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 года	β^+ ; 0,540 (99,94 %); 1,89 (0,06 %); γ ; 1,28
Натрий-24	${}^{24}_{11}\text{Na}$	15 ч	β^- ; 1,39; 4,17 (0,003 %); γ ; 4,14; 2,76; 1,38
Магний-28	${}^{28}_{12}\text{Mg}$	21,2 ч	β^- ; 0,459; γ ; 0,032–1,35
Алюминий-26	${}^{26}_{13}\text{Al}$	6,7 с	β^+ ; 3,20
Кремний-31	${}^{31}_{14}\text{Si}$	2,6 ч	β^- ; 1,471; γ ; 0,17; 0,52; 1,00
Кремний-32	${}^{32}_{14}\text{Si}$	700 лет	β^- ; 0,21
Фосфор-32	${}^{32}_{15}\text{P}$	14,3 сут	β^- ; 1,712
Фосфор-33	${}^{33}_{15}\text{P}$	24,4 сут	β^- ; 0,249
Сера-35	${}^{35}_{16}\text{S}$	87 сут	β^- ; 0,167
Сера-38	${}^{38}_{16}\text{S}$	2,9 ч	β^- ; 1,1
Хлор-34	${}^{34}_{17}\text{Cl}$	32,0 мин	β^- ; 2,48
Хлор-36	${}^{36}_{17}\text{Cl}$	$3,1 \cdot 10^5$ лет	β^- ; 0,714
Хлор-38	${}^{38}_{17}\text{Cl}$	37,3 мин	β^- ; 4,81 (53 %); 2,77 (16 %); 1,11 (31 %); γ ; 1,6; 2,15
Хлор-39	${}^{39}_{17}\text{Cl}$	35,5 мин	β^- ; 1,65 (93 %); 2,96 (7 %); γ ; 1,35; 0,35
Аргон-39	${}^{39}_{18}\text{Ar}$	265 лет	β^- ; 0,565
Криптон-81	${}^{81}_{36}\text{Kr}$	$2,1 \cdot 10^5$ лет	<i>K</i> -захват; γ ; 0,276

Таблица Б.2 – Периоды полураспада, вид распада и энергия излучения основных радионуклидов аварийного «чернобыльского» выброса в 1986 г. [7–9, 14, 15]

Радионуклид	Символ	Период полу-распада	Вид распада и энергия излучения, МэВ
Криптон-85	$^{85}_{36}\text{Kr}$	10,71 лет	β^- ; 0,150; 0,672; γ ; 0,51
Стронций-89	$^{89}_{38}\text{Sr}$	50,55 сут	β^- ; 1,463
Стронций-90	$^{90}_{38}\text{Sr}$	28,6 лет	β^- ; 0,563
Цирконий-95	$^{95}_{40}\text{Zr}$	64,05 сут	β^- ; 0,364 (54 %); 0,396 (43 %); 0,883 (3 %); γ ; 0,235; 0,722, 0,754
Молибден-99	$^{99}_{42}\text{Mo}$	66,02 ч	β^- ; 1,232 (80 %); 0,45 (20 %); γ ; от 0,002 до 0,779
Рутений-103	$^{103}_{44}\text{Ru}$	39,35 сут	β^- ; 0,128 (28 %); 0,202 (70 %); 0,374 (1 %); 0,695 (1 %); γ ; 0,498; 0,61
Рутений-106	$^{106}_{44}\text{Ru}$	368 сут	β^- ; 0,0392; γ ; 1,12; 1,05; 0,62; 0,51
Йод-131	$^{131}_{53}\text{I}$	8,04 сут	β^- ; 0,815 (0,7 %); 0,608 (87,2 %); 0,335 (9,3 %); 0,25 (2,8 %); γ ; 0,08; 0,163; 0,284; 0,364; 0,637; 0,722
Теллур-132	$^{132}_{52}\text{Te}$	78,2 ч	β^- ; 0,200; γ ; 0,228; 0,05
Ксенон-133	$^{133}_{54}\text{Xe}$	5,24 сут	β^- ; 0,345; γ ; 0,081
Цезий-134	$^{134}_{55}\text{Cs}$	2,06 лет	β^- ; 0,078 (25 %); 0,210 (2 %); 0,41 (5 %); 0,657 (68 %); γ ; от 0,561 до 1,361
Цезий-137	$^{137}_{55}\text{Cs}$	30,17 лет	β^- ; 0,51 (92 %); 1,17 (8 %); γ ; 0,661
Барий-140	$^{140}_{56}\text{Ba}$	12,8 сут	β^- ; 1,0 (60 %); 0,4 (40 %); γ ; 0,03; 0,16, 0,31, 0,54
Церий-141	$^{141}_{58}\text{Ce}$	33,1 сут	β^- ; 0,574 (25 %); 0,442 (75 %); γ ; 0,145
Церий-144	$^{144}_{58}\text{Ce}$	290 сут	β^- ; 0,3 (70 %); 0,17 (30 %); γ ; 0,034; 0,041; 0,053; 0,081; 0,094; 0,1; 0,134
Нептуний-239	$^{239}_{93}\text{Np}$	2,35 сут	β^- ; 0,718 (4,8 %); 0,656 (1,7 %); 0,441 (31 %); 0,38 (10 %); 0,379 (52 %); γ ; 0,045; 0,049; 0,058; 0,61; 0,67; 0,106; 0,209; 0,227; 0,254; 0,285
Плутоний-238	$^{238}_{94}\text{Pu}$	89,6 лет	α ; 5,495 (72 %); 5,452 (28 %); 5,352 (0,09 %); γ ; 0,045
Плутоний-239	$^{239}_{94}\text{Pu}$	24400 лет	α ; 5,15 (69 %); 5,137 (20 %); 5,049 (11 %); γ ; 0,038; 0,051
Плутоний-240	$^{240}_{94}\text{Pu}$	6,58 лет	α ; 5,162 (76 %); 5,118 (24 %); γ ; 0,044
Плутоний-241	$^{241}_{94}\text{Pu}$	13 лет	α ; 4,91 ($\sim 10^{-3}$ %); β^- ; 0,021 (99 %); γ ; 0,10; 0,45
Кюрий-242	$^{242}_{96}\text{Cm}$	162,5 сут	α ; 6,110 (73,7 %); 6,066 (26,3 %); 5,965 (0,035 %); γ ; 0,044; 0,103; 0,153

Таблица Б.3 – Линейный (μ , см⁻¹) и массовый (μ_m , см²/г) коэффициенты ослабления гамма-излучения в воздухе, воде, алюминии, железе и свинце при различных значениях энергии E_γ фотонов [7]

E_γ , МэВ	Воздух		Вода		Алюминий		Железо		Свинец	
	μ , 10 ⁻³	μ_m	μ	μ_m	μ	μ_m	μ	μ_m	μ	μ_m
0,01	6,62	4,81	4,99	4,99	69,8	25,9	1330	169	1390	124
0,02	0,87	0,67	0,70	0,70	8,61	3,19	196,0	25,0	932,0	82,8
0,05	0,24	0,18	0,20	0,20	0,86	0,31	14,3	1,81	82,1	7,2
0,10	0,19	0,15	0,16	0,16	0,42	0,16	2,60	0,33	60,3	5,3
0,15	0,17	0,13	0,15	0,15	0,35	0,13	1,40	0,17	21,8	1,9
0,20	0,16	0,12	0,13	0,13	0,32	0,12	1,06	0,13	10,7	0,9
0,50	0,11	0,09	0,10	0,10	0,22	0,08	0,65	0,08	1,70	0,15
1,00	0,08	0,06	0,07	0,07	0,16	0,06	0,47	0,06	0,77	0,07
1,50	0,07	0,05	0,06	0,06	0,13	0,05	0,38	0,05	0,56	0,05
2,00	0,06	0,04	0,05	0,05	0,12	0,04	0,33	0,04	0,51	0,04

Таблица Б.4 – Слой половинного ослабления бета-излучения $\Delta_{1/2}$ в алюминии при различных значениях максимальной энергии E_β β -спектра [7]

E_β , МэВ	$\Delta_{1/2}$, 10 ⁻³ Г/см ²	E_β , МэВ	$\Delta_{1/2}$, 10 ⁻³ Г/см ²	E_β , МэВ	$\Delta_{1/2}$, 10 ⁻³ Г/см ²
0,15	2,7	0,80	37	2,0	140
0,20	3,8	0,90	45	2,2	150
0,30	7,0	1,10	53	2,4	168
0,40	11,7	1,20	70	2,6	180
0,50	17,5	1,40	87	2,8	195
0,60	24,0	1,60	107	3,0	210
0,70	30,0	1,80	121		

Таблица Б.5 – Средняя длина пробега альфа-частиц R_α в воздухе при н.у., биоткани и алюминии в зависимости от их энергии E_α [7]

E_α , МэВ	Воздух R_α , см	Биоткань R_α , мкм	Алюминий R_α , мкм	E_α , МэВ	Воздух R_α , см	Биоткань R_α , мкм	Алюминий R_α , мкм
4,0	2,37	26,2	16,5	7,0	5,58	62,4	36,2
4,5	2,82	31,2	19,2	7,5	6,23	69,9	40,1
5,0	3,29	36,7	22,2	8,0	7,00	78,0	43,4
5,5	3,82	42,6	25,4	8,5	8,10	81,0	48,4
6,0	4,37	48,8	28,8	9,0	8,66	94,4	52,2
6,5	4,96	55,5	32,4	9,5	9,30	103,0	57,0

Таблица Б.6 – Содержание цезия-137 в некоторых продуктах питания (СССР, 1963–1983 гг.) [14]

	A_m , Бк/кг					
	1963 г.	1967 г.	1970 г.	1973 г.	1981 г.	1983 г.
Хлеб пшеничный	9,3	2,0	0,90	0,55	0,08	0,06
Молоко коровье	7,8	1,4	0,86	0,70	0,12	0,10
Мясо говяжье	10,7	5,0	2,10	1,00	0,12	0,10
Рыба пресноводная	3,3	2,2	5,00	2,80	0,03	0,03
Картофель	2,3	0,9	0,65	0,40	0,15	0,09
Капуста	2,0	0,9	0,44	0,38	0,08	0,10

Таблица Б.7 – Содержание стронция-90 в некоторых продуктах питания (СССР, 1963–1983 гг.) [14]

Продукт	A_m , Бк/кг					
	1963 г.	1967 г.	1970 г.	1973 г.	1981 г.	1983 г.
Хлеб пшеничный	2,2	0,161	0,43	0,33	0,060	0,050
Молоко коровье	1,1	0,37	0,32	0,25	0,030	0,040
Мясо говяжье	0,9	0,32	0,23	0,19	0,025	0,026
Рыба пресноводная	2,3	4,20	2,20	2,75	0,020	0,015
Картофель	0,18	0,25	0,27	0,23	0,100	0,009
Капуста	0,37	0,42	–	0,48	0,050	0,060

Таблица Б.8 – Содержание цезия-137 и стронция-90 в некоторых продуктах питания в Москве (1989–1991 гг.) [14]

Продукт	A_m , Бк/кг					
	Цезий-137			Стронций-90		
	1989 г.	1990 г.	1991 г.	1989 г.	1990 г.	1991 г.
Молоко коровье	0,11	0,11	0,13	0,03	0,03	0,03
Картофель	0,14	0,17	0,14	0,10	0,12	0,10
Капуста	0,09	0,17	0,16	0,08	0,09	0,13
Морковь	0,23	0,23	0,22	0,17	0,18	0,15
Свекла	0,15	0,19	0,21	0,19	0,16	0,17

Таблица Б.9 – Временно допустимые уровни (ВДУ), Республиканские контрольные уровни (РКУ) и Республиканские допустимые уровни (РДУ) содержания радионуклидов цезия и стронция в продуктах питания и питьевой воде

Наименование продукта	1986 г.	1988 г.	1990 г.	1992 г.	1996 г.	1999 г.
	ВДУ-86	ВДУ-88	РКУ-90	РДУ-92	РДУ-96	РДУ-99
<i>A_m</i> , Бк/кг						
Для радионуклидов цезия-134, -137						
Вода питьевая	370	18,5	18,5	18,5	18,5	10
Молоко цельное	370	370	185	111	111	100
Молоко сухое	18500	1850	740	740	740	–
Сметана, творог, сыр	3700	370	185	111	111	50
Масло сливочное	7400	1100	370	111	–	100
Молоко сгущенное	7400	1100	370	111	–	200
Мясо: баранина, мясные продукты из баранины	3700	1850	592	600	600	500
Мясо: свинина, мясные продукты из свинины	3700	1850	592	600	600	180
Мясо: говядина, продукты из говядины	3700	2960	592	600	600	500
Птица, продукты из птицы	3700	1850	592	–	–	180
Яйца, рыба	3700	2960	592	–	–	–
Жиры растительные	7400	370	185	185	185	40
Жиры животные, маргарин	7400	370	185	185	185	100
Картофель	3700	740	592	370	370	80
Овощи и корнеплоды	–	740	185	185	185	185
Фрукты	–	740	185	185	185	40
Садовые ягоды		740	185	185	185	70
Консервы овощные и фруктовые, соки	–	740	185	185	185	74
Хлеб и хлебобулочные изделия	–	370	370	185	185	40

Окончание таблицы Б.9

Наименование продукта	1986 г. ВДУ-86	1988 г. ВДУ-88	1990 г. РКУ-90	1992 г. РДУ-92	1996 г. РДУ-96	1999 г. РДУ-99
	<i>A_m</i> , Бк/кг					
Для радионуклидов цезия-134, -137						
Крупа, мука, сахар	–	370	370	370	370	370
Сухофрукты		11100	3700	3700	3700	–
Сушеные грибы	–	11100	3700	3700	3700	2500
Свежие грибы	–	–	–	–	–	370
Лекарственные растения, чай	–	–	1850	–	–	–
Детское питание	–	–	37	37	37	37
Прочие продукты в готовом виде для употребления	–	1850	592	370	370	370
Для радионуклидов стронция-90						
Вода питьевая	–	–	0,37	0,37	0,37	0,37
Молоко и молочные продукты	–	–	3,7	3,7	3,7	3,7
Молоко сухое	–	–	18,5	–	–	–
Мясо, мясные и рыбные продукты, жиры	–	–	3,7	–	–	–
Хлеб, хлебобулочные изделия крупа, мука, сахар	–	–	18,5	3,7	3,7	3,7
Картофель	–	–	–	3,7	3,7	3,7
Детское питание	–	–	1,85	1,85	1,85	1,86
<p><i>Примечания</i></p> <p>1 С 1999 г. для продуктов питания, употребление которых составляет менее 5 кг/год на человека (специи, чай, мед и др.) устанавливаются допустимые уровни в 10 раз более высокие, чем величины для прочих пищевых продуктов.</p> <p>2 К детскому питанию относятся продукты промышленного производства, вырабатываемые по нормативной документации на продукты детского питания и имеющие специальную маркировку, а также продукция детских молочных кухонь.</p> <p>3 Для колбасных, мясных изделий и мясных консервов, в рецептуры которых входит конина, мясо диких животных, устанавливаются величины, как для говядины.</p> <p>4 Для макаронных изделий устанавливаются величины, как для хлеба и хлебобулочных изделий.</p>						

Таблица Б.10 – Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в первый год после возникновения аварии [27]

Радионуклиды	Удельная активность радионуклидов в пищевых продуктах A_m , Бк/кг	
	Уровень А	Уровень Б
$^{131}_{53}\text{J}$; $^{134}_{55}\text{Cs}$; $^{137}_{55}\text{Cs}$	1000	10000
$^{90}_{38}\text{Sr}$	100	1000
$^{238}_{94}\text{Pu}$; $^{239}_{94}\text{Pu}$; $^{241}_{96}\text{Am}$	10	100

Таблица Б.11 – Критерии для принятия решений об отселении и ограничении употребления загрязненных продуктов питания [27]

Меры защиты	Предотвращаемая эффективная эквивалентная доза $H_{эф}$, мЗв	
	Уровень А	Уровень Б
Ограничение потребления загрязненных продуктов питания и питьевой воды	5 за первый год 1 за год в последующие годы	50 за первый год 10 за год в последующие годы
Отселение	50 за первый год	500 за первый год
	1000 за все время отселения	
<p><i>Примечание</i> – Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, нет необходимости в выполнении мер защиты, связанных с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории.</p> <p>Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий.</p> <p>Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, достигает и превосходит уровень Б, необходимо выполнение соответствующих мер защиты, даже если они связаны с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории.</p>		

Таблица Б.12 – Масса m_0 и энергия покоя E_0 некоторых частиц [9, 13]

Частица	m_0		E_0	
	кг	а.е.м.	Дж	МэВ
Электрон	$9,1 \cdot 10^{-31}$	0,00055	$8,16 \cdot 10^{-14}$	0,511
Протон	$1,6726 \cdot 10^{-27}$	1,00728	$1,50 \cdot 10^{-10}$	938
Нейтрон	$1,6749 \cdot 10^{-27}$	1,00867	$1,51 \cdot 10^{-10}$	939
α -частица	$6,64 \cdot 10^{-27}$	4,00149	$5,96 \cdot 10^{-10}$	3733

Примечание – С 1961 г. 1 а.е.м. = $1,6605655(86) \cdot 10^{-27}$ кг. До 1961 г. в физике использовалась 1 а.е.м. = $1,65976 \cdot 10^{-27}$ кг, в химии – 1 а.е.м. = $1,66022 \cdot 10^{-27}$ кг.

Таблица Б.13 – Период полураспада $T_{1/2}$ и масса покоя m_0 нейтральных атомов некоторых изотопов [9]

Изотоп	m_0 , а.е.м	$T_{1/2}$	Изотоп	m_0 , а.е.м.	$T_{1/2}$
^1_1H	1,007285	Стабильный	^7_3Li	7,016005	Стабильный
^2_1H	2,014102	Стабильный	$^{12}_6\text{C}$	12,000000	Стабильный
^3_1H	3,016049	2,262 года	$^{14}_6\text{C}$	14,003242	5685 лет
^3_2He	3,016030	Стабильный	$^{235}_{92}\text{U}$	235,05240	$7,13 \cdot 10^8$ лет
^4_2He	4,002603	Стабильный	$^{238}_{92}\text{U}$	238,050760	$4,51 \cdot 10^9$ лет
^6_3Li	6,015126	Стабильный	$^{239}_{94}\text{Pu}$	239,049500	$2,44 \cdot 10^4$ лет

Таблица Б.14 – Постоянная мощности воздушной кермы K , $\text{аГр}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})$ некоторых радионуклидов [7]

Радионуклид	K_γ	Радионуклид	K_γ	Радионуклид	K_γ
$^{40}_{19}\text{K}$	0,774	$^{137}_{56}\text{Ba}$	21,24	$^{235}_{92}\text{U}$	4,86
$^{60}_{27}\text{Co}$	84,23	$^{137}_{55}\text{Cs}$	21,24	$^{238}_{92}\text{U}$	0,47
$^{131}_{53}\text{I}$	14,13	$^{198}_{79}\text{Au}$	15,10	$^{238}_{94}\text{Pu}$	0,01
$^{134}_{55}\text{Cs}$	57,17	$^{212}_{82}\text{Pb}$	4,35	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$2,36 \cdot 10^{-4}$

Таблица Б.15 – Средняя естественная удельная активность $\langle A_m \rangle$, Бк/кг некоторых строительных материалов [14, 26]

Строительный материал	Страна	$^{232}_{90}\text{Th}$	$^{226}_{88}\text{Ra}$	$^{40}_{19}\text{K}$
Кирпич	Германия	230	280	330
Бетон, содержащий глинистые сланцы	Швеция	70	1500	850
Фосфогипс	Германия	5	600	110
Фосфогипс	Англия	20	800	70
Фосфогипс	США	7	1500	–
Фосфогипс	Россия (Ала-Тау)	14,1	50,0	22
Шлак силиката кальция	Канада	–	2150	–
Шлак из доменной печи	СССР	20	70	240
Гранит	Россия (г. Ростов)	50,0	52,5	788
Гранит	Украина (г. Житомир)	65,5	46,3	1373
Гранит	Беларусь (г. Витебск)	14,4	15,9	237

Таблица Б.16 – Взвешивающие коэффициенты W_R для различных видов излучения при расчете эквивалентной дозы [26, 27]

Вид излучения	W_R	Вид излучения	W_R
Фотоны любых энергий	1	Нейтроны с энергией: менее 10 кэВ	5
Электроны, позитроны и мюоны любых энергий	1	от 10 кэВ до 100 кэВ от 2 МэВ до 20 МэВ	10
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5	от 100 кэВ до 2 МэВ	20
Альфа частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20	более 20 МэВ	5

Таблица Б.17 – Взвешивающие коэффициенты W_T для различных органов и тканей человека при расчете эффективной дозы [26, 27]

Орган или ткань	W_T	Орган или ткань	W_T
Половые железы: яичники, семенники	0,20	Щитовидная железа	0,05
Красный костный мозг	0,12	Печень	0,05
Толстый кишечник	0,12	Молочная железа	0,05
Желудок	0,12	Поверхностная костная ткань	0,01
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальное	0,05
<i>Примечание – Состав биоткани человека, ~%: 76,2 O; 11,1 C; 10,1 H; 2,6 N.</i>			

Таблица Б.18 – Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты персонала [27, 30]

Объект загрязнения	ДПП, част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$) [*]		
	α -активные нуклиды		β -активные нуклиды
	отдельные**	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей, средств индивидуальной защиты	2	2	200***
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10000
[*] ДПП – допустимая плотность потока частиц. ^{**} К отдельным относятся α -активные радионуклиды, среднегодовая объемная активность которых в воздухе помещений – ДОА < 0,3 Бк/м ³ . ^{***} Для $^{90}_{38}\text{Sr} + ^{90}_{39}\text{Y}$ допустимая плотность потока ДПП = 40 част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$).			

Таблица Б.19 – Допустимая плотность потока (ДПП_{перс}) облучения кожи бета-частицами лиц из персонала в зависимости от граничной энергии E_{β} бета-спектра [27]

E_{β} , МэВ	ДПП _{перс} , частиц/(см ² ·с)		E_{β} , МэВ	ДПП _{перс} , частиц/(см ² ·с)	
	изотропное поле	параллельный пучок		изотропное поле	параллельный пучок
0,2	1900	30	1,5	210	180
0,3	410	40	2,0	210	200
0,4	300	60	2,5	200	200
0,5	270	70	3,0	200	210
0,6	230	95	3,5	200	210

Таблица Б.20 – Период полураспада $T_{1/2}$, период биологического полувыведения T_6 и эффективная энергия $E_{\text{эф}}$ некоторых радионуклидов при воздействии их излучения на критический орган [7]

Радионуклид	Критический орган и его масса	$T_{1/2}$, сут	T_6 , сут	$E_{\text{эф}}$	
				МэВ/расп.	10 ⁻¹³ Дж/расп.
⁴⁰ ₁₉ К	Все тело, 70 кг	4,7·10 ¹¹	58	0,6	0,96
	Мышцы, 28 кг				
⁶⁰ ₂₇ Со	Все тело	1,9·10 ³	9,5	1,5	2,4
	Печень, 1,8 кг				
⁹⁰ ₃₈ Сг	Костная ткань, 7 кг	1,0·10 ⁴	1,8·10 ⁴	1,0	1,76
	Все тело				
⁹⁰ ₃₉ У	Костная ткань	2,67	1,8·10 ⁴	4,4	7,04
	Все тело				
¹³¹ ₅₃ И	Все тело	8,04	138	0,41	0,66
	Щитовидная железа				
¹³⁷ ₅₅ Сс	Все тело:	1,1·10 ⁴	70	0,59	0,94
	взрослый человек				
	подросток				
	новорожденный				
	Мышечная ткань:				
взрослый человек	140	0,59	0,94		
¹⁹⁸ ₇₉ Ау	Все тело	2,7	120	0,58	0,93
²³⁹ ₉₄ Пу	Все тело, почки, печень	8,9·10 ⁶	6,5·10 ⁴	53	84,8
	Костная ткань				
²³⁸ ₉₂ У	Все тело, почки	1,6·10 ¹²	3300	43	68,8
	Костная ткань				

Таблица Б.21 – Толщина защиты из воды ($\rho = 1,0 \text{ г/см}^3$) в см для различной кратности К ослабления γ -излучения (широкий пучок) [7]

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	0,1	0,142	0,2	0,279	0,3	0,4	0,5	0,6	0,661	0,7	0,8	0,9
1,5	19	21	23	23	23	22	21	21	20,4	20	20	20
2	21	24	27	28	28	28	28	27	27	27	27	28
5	26	30	37	42	43	45	46	47	47	47	48	49
8	29	33	41	47	49	52	54	54	54	54	56	57
10	30	36	44	50	51	54	57	67	57	58	60	61
20	34	40	50	58	60	64	68	69	70	71	72	74
30	37	44	54	63	65	70	73	75	76	77	79	81
40	38	46	57	66	69	74	77	80	81	82	84	90
50	40	48	60	69	71	77	80	83	84	85	88	93
60	41	49	62	71	74	79	83	86	87	88	91	99
80	43	53	65	74	77	83	87	90	92	93	96	103
100	44	55	67	77	80	86	89	93	95	96	100	115
200	48	58	73	84	87	94	99	103	105	107	111	129
500	53	65	83	94	97	104	110	115	118	120	124	141
10^3	58	71	89	102	105	113	119	125	129	131	136	152
$2 \cdot 10^3$	63	76	95	108	112	120	128	134	138	140	146	165
$5 \cdot 10^3$	68	82	102	117	121	131	140	146	150	153	160	177
10^4	73	89	109	125	129	139	148	155	159	162	169	187
$2 \cdot 10^4$	78	94	114	131	135	147	157	165	169	172	180	201
$5 \cdot 10^4$	83	98	121	139	144	157	168	177	182	185	193	211
10^5	88	104	127	145	150	164	176	185	190	194	203	221
$2 \cdot 10^5$	92	108	133	152	157	172	184	194	199	203	213	236
$5 \cdot 10^5$	98	115	140	160	166	182	195	205	212	216	226	245
10^6	102	120	146	166	172	189	203	213	220	224	234	256
$2 \cdot 10^6$	108	128	153	173	179	195	211	221	228	235	245	270
$5 \cdot 10^6$	113	136	160	181	187	205	223	234	242	247	258	280
10^7	118	145	166	187	193	212	231	242	250	257	268	–

Окончание таблицы Б.21

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	20	19	19	19	20	20	20,7	21	22	23	25	25
2	28	28	29	29	30	31	33	34	35	39	41	41
5	50	52	54	56	59	61	65	67	71	83	89	93
8	58	62	65	68	72	74	79	81	89	105	113	120
10	62	66	70	74	78	80	85	88	97	115	124	131
20	76	82	87	91	96	99	107	111	125	144	159	170
30	83	89	94	100	105	109	118	122	139	162	178	190
40	93	99	106	112	118	122	133	138	156	184	204	217
50	96	102	109	116	123	127	139	144	162	191	213	226
60	102	110	116	123	130	134	147	153	171	204	225	240
80	105	114	120	128	134	139	153	159	180	211	235	251
100	118	127	135	143	152	157	172	179	204	242	268	285
200	133	145	155	164	173	180	199	207	236	278	310	330
500	145	157	168	178	188	195	216	225	257	305	343	366
10 ³	156	170	182	193	204	212	235	245	280	330	372	398
2·10 ³	171	185	199	212	224	234	259	271	308	368	413	443
5·10 ³	183	198	213	227	241	251	278	290	330	393	444	477
10 ⁴	194	211	227	243	258	270	298	311	354	420	475	511
2·10 ⁴	208	227	244	261	277	290	320	334	383	457	516	556
5·10 ⁴	220	240	259	276	294	306	339	353	404	484	547	590
10 ⁵	231	252	272	290	308	322	356	372	426	511	578	622
2·10 ⁵	246	268	289	310	329	343	389	397	454	543	616	657
5·10 ⁵	254	279	302	324	345	360	396	417	478	571	649	701
10 ⁶	266	293	315	339	360	376	412	435	498	597	659	733
2·10 ⁶	281	308	333	357	379	397	440	460	528	633	719	778
5·10 ⁶	292	318	345	370	393	411	458	480	549	659	748	813

Таблица Б.22 – Толщина защиты из бетона ($\rho = 2,3 \text{ г/см}^3$) в см для различной кратности К ослабления γ -излучения (широкий пучок) [7]

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	0,1	0,142	0,2	0,279	0,3	0,4	0,5	0,6	0,661	0,7	0,8	0,9
1,5	2,6	3,5	4,7	6,0	6,3	7,5	8,2	8,2	8,2	8,2	8,3	8,3
2	4,7	5,9	7,6	9,4	9,9	11,3	12,3	12,4	12,4	12,5	12,6	12,7
5	6,0	7,9	11,0	14,6	15,5	18,8	21,1	21,8	22,1	22,3	22,6	23,0
8	7,0	9,5	12,9	16,8	17,8	22,0	24,6	25,6	26,1	26,4	27,2	27,9
10	7,2	10,9	13,5	18,6	19,0	22,5	25,8	26,8	27,3	27,6	28,4	29,1
20	8,2	11,2	15,3	20,1	21,4	25,8	29,9	31,9	32,9	33,6	35,0	36,2
30	9,0	11,8	16,4	21,5	22,8	27,7	32,9	34,8	35,8	36,4	37,8	39,2
40	9,5	0,3	17,6	22,8	24,2	29,6	34,0	36,2	37,2	37,9	39,6	41,3
50	9,9	13,2	18,8	23,8	25,1	30,8	35,0	37,6	38,8	39,4	41,2	42,8
60	10,2	14,8	19,3	24,8	26,1	31,7	36,4	38,5	39,7	40,5	42,5	44,1
80	10,7	15,8	20,4	26,2	27,7	33,6	38,7	41,1	42,3	43,0	44,8	46,5
100	11,2	15,9	21,1	28,3	28,9	35,2	39,9	43,0	44,4	45,3	47,2	48,8
200	12,7	17,1	23,5	30,5	32,4	39,2	44,6	47,9	49,5	50,5	52,6	54,6
500	13,8	18,3	26,0	33,0	36,0	43,9	50,5	54,5	56,2	57,3	59,8	62,5
10 ³	15,5	20,8	28,2	36,9	39,2	48,1	55,2	59,2	61,1	62,5	65,3	67,8
2·10 ³	17,0	23,0	30,5	39,8	42,3	51,5	59,9	64,1	66,1	67,4	70,4	73,2
5·10 ³	18,8	24,8	33,1	43,0	45,6	56,4	65,2	70,0	72,4	74,0	77,0	80,2
10 ⁴	20,1	25,7	35,2	45,7	48,5	60,3	69,3	74,5	77,4	79,1	82,9	86,2
2·10 ⁴	21,3	28,4	38,2	49,1	51,6	63,4	73,5	78,7	81,2	83,1	87,3	91,1
5·10 ⁴	23,3	31,3	42,3	53,4	56,4	68,6	79,0	84,7	86,6	88,7	93,4	97,9
10 ⁵	30,5	38,9	50,5	61,6	64,6	75,1	82,8	89,0	91,5	93,5	98,1	102,5
2·10 ⁵	38,3	46,0	56,7	67,9	69,8	79,4	87,2	93,5	95,8	98,5	102,8	108,0
5·10 ⁵	14,8	51,8	61,5	51,7	73,7	83,7	92,5	99,3	101,6	104,5	109,5	114,8
10 ⁶	49,3	56,5	66,4	77,0	79,8	89,8	97,0	103,7	107,0	109,2	114,1	119,5
2·10 ⁶	57,6	64,1	73,1	82,1	84,5	93,3	101,0	108,2	111,2	113,6	119,7	125,0
5·10 ⁶	59,4	67,9	79,7	88,3	91,6	100,6	106,6	114,1	117,8	120,2	126,0	131,5
10 ⁷	64,0	72,8	84,9	93,4	95,7	105,7	111,0	118,6	121,2	124,6	130,1	136,5

Окончание таблицы Б.22

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	9,0
1,5	8,5	8,6	9,7	8,7	8,8	8,9	9,2	9,4	10,0	11,7	11,7	11,7
2	12,9	13,3	13,6	13,8	14,1	14,3	15,0	15,3	16,4	18,8	18,8	18,8
5	23,5	24,6	25,8	27,0	28,8	29,4	31,8	32,9	35,2	38,7	39,3	39,9
8	28,8	30,5	32,2	33,8	35,2	36,4	38,8	39,9	43,4	48,1	48,7	49,3
10	29,9	31,9	34,0	35,9	37,6	39,0	42,0	43,4	47,5	51,6	52,8	54,0
20	37,0	39,9	42,5	44,8	47,0	48,6	52,3	54,0	58,7	64,6	65,7	69,3
30	40,5	43,7	46,5	49,3	51,6	53,5	57,9	59,9	65,7	71,6	72,8	78,1
40	42,8	46,3	48,5	52,8	55,2	57,3	61,9	64,0	69,8	77,5	79,2	84,5
50	44,6	48,5	51,0	55,2	58,1	60,1	64,8	66,9	72,8	81,6	83,9	89,8
60	45,8	50,1	52,5	57,5	60,5	62,7	67,6	69,8	74,0	85,1	88,0	93,9
80	48,1	52,4	56,4	59,9	63,4	65,7	71,4	74,0	81,0	90,4	93,9	100,4
100	50,5	54,5	58,3	62,2	65,7	68,6	74,7	77,5	84,5	95,1	98,0	105,1
200	56,4	60,8	65,3	69,7	74,0	77,2	84,6	88,0	95,7	108,0	112,1	120,9
500	64,6	69,8	74,8	79,8	84,5	88,5	97,0	101,0	110,4	124,4	129,7	139,7
10 ³	70,4	76,1	81,7	87,6	92,7	97,0	106,0	110,9	120,9	137,9	143,2	155,0
2·10 ³	75,7	82,2	88,5	94,6	100,4	104,0	115,0	120,9	132,1	150,3	156,1	168,5
5·10 ³	82,8	91,0	97,4	104,2	110,9	115,5	127,0	132,7	146,8	166,7	173,8	186,7
10 ⁴	89,2	97,2	104,5	111,5	118,6	123,7	137,0	143,2	156,7	179,0	187,8	201,3
2·10 ⁴	94,5	104,0	111,4	118,6	126,2	131,7	146,0	152,6	167,3	190,8	201,9	216,0
5·10 ⁴	102,1	112,5	120,4	128,4	136,2	142,0	159,0	164,9	181,4	206,6	218,4	233,6
10 ⁵	106,8	119,0	126,6	135,7	144,4	150,7	166,0	173,8	191,4	218,4	231,3	247,5
2·10 ⁵	112,7	125,1	134,3	143,5	152,5	158,7	171,0	177,3	201,9	231,3	245,4	262,0
5·10 ⁵	119,7	133,8	142,5	152,6	162,5	169,5	187,0	196,0	214,8	247,1	261,8	281,2
10 ⁶	124,4	140,2	149,8	160,6	171,0	178,6	193,0	205,4	225,4	260,6	274,7	294,8
2·10 ⁶	129,7	147,0	157,0	168,0	179,0	186,0	205,0	215,0	236,0	272,4	287,6	308,8
5·10 ⁶	137,0	154,7	165,8	177,5	189,0	197,0	218,0	227,0	250,1	287,6	305,0	327,5
10 ⁷	142,0	160,0	173,0	184,7	197,0	205,0	225,0	236,5	259,4	299,4	317,5	340,5

Таблица Б.23 – Толщина защиты из железа ($\rho = 7,87 \text{ г/см}^3$) в см для различной кратности К ослабления γ -излучения (широкий пучок) [7]

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	0,1	0,142	0,2	0,279	0,3	0,4	0,5	0,6	0,661	0,7	0,8	0,9
1,5	0,5	0,7	1,0	1,1	1,3	1,6	1,8	1,7	1,8	2,1	2,2	2,3
2	0,3	0,9	1,3	1,6	1,8	2,3	2,6	2,8	2,8	3,0	3,2	3,3
5	1,5	1,9	2,5	3,2	3,4	4,2	4,8	5,3	5,3	5,7	6,0	6,3
8	1,9	2,3	3,1	4,0	4,2	5,1	5,8	6,4	6,5	6,9	7,4	7,7
10	2,1	2,5	3,4	4,4	4,5	5,4	6,2	6,8	7,1	7,3	7,8	8,2
20	2,6	3,1	4,3	5,4	5,5	6,6	7,5	8,3	8,6	8,9	9,5	10,0
30	2,8	3,3	4,7	9,8	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	9,8	10,5	11,0
40	3,0	3,5	5,0	6,2	6,4	7,6	8,7	9,6	10,2	10,4	11,1	11,8
50	3,1	3,9	5,1	6,6	6,6	7,9	9,0	10,0	10,7	10,9	11,6	12,3
60	3,3	4,1	5,3	7,1	6,9	8,2	9,3	10,2	11,1	11,2	12,0	12,7
80	3,6	4,3	5,7	7,3	7,2	8,6	9,8	10,8	11,7	11,8	12,6	13,3
100	3,8	4,5	5,9	7,7	7,5	9,0	10,2	11,2	12,2	12,2	13,1	14,0
200	4,1	5,4	6,5	7,7	8,4	10,1	11,6	12,7	13,6	13,8	14,7	15,6
500	4,6	5,8	7,4	9,6	9,6	11,6	13,4	14,7	15,6	15,8	16,9	17,7
10^3	5,0	6,1	8,0	10,0	10,5	12,7	14,7	16,2	18,0	17,5	18,6	19,5
$2 \cdot 10^3$	5,3	6,6	8,6	10,7	11,4	13,8	16,0	17,7	18,5	19,0	20,2	21,2
$5 \cdot 10^3$	6,7	7,5	10,2	11,9	13,0	15,5	17,6	19,2	20,0	20,7	22,1	23,3
10^4	7,4	8,8	11,1	13,0	14,0	16,6	18,8	20,7	21,6	22,2	23,6	24,9
$2 \cdot 10^4$	7,8	10,0	11,7	15,0	15,0	17,7	20,0	22,0	22,8	23,6	25,2	26,5
$5 \cdot 10^4$	8,3	10,8	12,6	16,0	16,0	19,0	21,6	23,6	24,6	25,5	27,1	28,5
10^5	8,5	12,0	13,1	17,7	16,9	20,0	22,7	25,0	26,0	26,9	28,6	30,3
$2 \cdot 10^5$	8,9	13,0	13,6	18,6	17,5	20,8	23,9	26,3	27,0	28,4	30,1	31,8
$5 \cdot 10^5$	9,3	14,0	14,3	19,7	18,5	22,1	25,5	27,9	29,0	30,1	32,0	33,8
10^6	9,9	14,6	15,4	20,6	19,9	23,6	26,7	29,2	30,0	31,5	33,5	35,4
$2 \cdot 10^6$	10,1	15,8	15,8	21,4	20,5	24,5	27,8	30,5	31,8	32,9	35,0	36,9
$5 \cdot 10^6$	10,9	16,8	16,8	22,4	21,8	25,9	29,4	32,4	33,7	34,8	37,0	39,0
10^7	11,6	17,1	17,7	23,5	22,8	27,0	30,5	33,5	34,8	36,1	38,4	40,5

Окончание таблицы Б.23

К	Энергия γ - излучения, МэВ											
	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	2,3	2,3	2,3	2,4	2,5	2,5	2,6	2,9	2,5	2,4	2,4	2,0
2	3,4	3,6	3,8	3,9	4,0	4,0	4,3	4,4	4,2	4,1	4,0	3,4
5	6,5	6,9	7,3	7,7	8,1	8,4	8,7	9,0	9,1	9,1	8,9	8,0
8	8,0	8,7	9,2	9,7	10,1	10,4	10,9	11,2	11,4	11,6	11,4	10,4
10	8,5	9,3	10,0	10,5	11,0	11,3	11,9	12,2	12,5	12,7	12,6	12,0
20	10,5	11,5	12,2	13,0	13,7	14,1	14,9	15,3	16,0	16,4	16,1	15,0
30	11,6	12,7	13,7	14,4	15,1	15,6	16,6	17,0	17,8	18,6	18,2	17,0
40	12,4	13,6	14,7	15,5	16,3	16,8	17,6	18,3	19,1	20,1	19,7	19,0
50	13,0	14,4	15,5	16,5	17,1	17,6	18,6	19,3	20,2	21,2	20,8	20,0
60	13,4	14,8	16,0	16,9	17,7	18,3	19,4	20,0	21,0	22,0	21,7	21,0
80	14,1	15,5	16,8	17,9	18,8	19,4	20,6	21,3	22,3	23,4	23,2	22,0
100	14,7	16,3	17,6	18,8	19,7	20,4	21,5	22,3	23,4	24,6	24,4	23,1
200	16,4	18,2	19,7	21,0	22,2	23,0	24,3	25,2	26,6	27,8	27,8	27,0
500	18,6	20,5	22,4	24,0	25,5	26,6	27,9	29,1	30,7	32,3	32,3	31,2
10 ³	20,4	22,5	24,6	26,4	28,0	29,1	30,7	31,9	33,7	35,6	35,6	35,0
2·10 ³	22,1	24,4	26,5	28,4	30,3	31,6	33,5	34,7	36,7	39,0	39,0	38,0
5·10 ³	24,4	27,5	29,4	31,5	33,3	34,7	36,9	38,2	40,3	43,2	43,2	42,2
10 ⁴	26,2	28,9	31,4	33,7	35,8	37,2	39,6	41,0	43,2	46,6	46,6	46,0
2·10 ⁴	27,8	30,9	33,6	36,0	38,1	39,5	42,0	43,8	46,0	49,6	50,0	49,8
5·10 ⁴	30,0	33,3	36,3	39,9	41,2	42,7	45,7	47,2	49,9	53,9	54,3	54,2
10 ⁵	31,8	35,1	38,2	40,9	43,5	45,1	48,6	50,0	53,0	57,2	57,8	57,7
2·10 ⁵	33,3	36,8	40,0	42,9	45,6	47,4	51,0	52,7	56,0	60,2	61,0	61,0
5·10 ⁵	35,5	39,2	42,6	45,9	48,8	50,4	54,5	56,1	60,0	64,4	65,3	65,1
10 ⁶	37,1	41,0	44,6	47,8	51,0	53,0	56,8	58,8	63,0	67,5	68,5	68,3
2·10 ⁶	38,7	42,8	46,5	50,0	53,3	55,5	59,0	61,5	66,0	70,6	71,7	71,6
5·10 ⁶	40,8	45,1	49,1	52,9	56,3	58,6	62,6	65,1	70,0	75,0	76,2	76,1
10 ⁷	42,4	46,9	51,1	55,0	58,6	61,2	65,1	67,8	72,8	78,0	79,4	79,3

Таблица Б.24 – Толщина защиты из свинца ($\rho = 11,3 \text{ г/см}^3$), в см для различной кратности К ослабления γ -излучения (широкий пучок) [7]

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	0,1	0,1	0,2	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,6	0,7	0,8	0,9
1,5	0,05	0,07	0,1	0,14	0,15	0,2	0,2	0,3	0,36	0,4	0,6	0,7
2	0,1	0,14	0,2	0,28	0,3	0,4	0,5	0,7	0,76	0,8	1,0	1,15
5	0,2	0,30	0,4	0,56	0,6	0,9	1,1	1,5	1,74	1,9	2,2	2,5
8	0,2	0,30	0,5	0,64	0,8	1,1	1,5	1,95	2,2	2,35	2,8	3,2
10	0,3	0,4	0,55	0,8	0,9	1,3	1,6	2,1	2,4	2,6	3,05	3,5
20	0,3	0,4	0,6	1,0	1,1	1,5	2,0	2,6	3,0	3,25	3,85	4,4
30	0,35	0,5	0,7	1,0	1,15	1,7	2,3	3,0	3,4	3,65	4,3	4,95
40	0,4	0,6	0,8	1,20	1,3	1,8	2,4	3,1	3,5	3,8	4,5	5,2
50	0,4	0,6	0,85	1,28	1,4	1,95	2,6	3,25	3,7	3,95	4,6	5,3
60	0,45	0,6	0,9	1,3	1,45	2,0	2,7	3,45	3,9	4,2	4,95	5,6
80	0,45	0,7	1,0	1,4	1,55	2,15	2,8	3,7	4,2	4,5	5,3	6,0
100	0,5	0,7	1,0	1,5	1,6	2,3	3,0	3,85	4,4	4,9	5,5	6,3
200	0,6	0,8	1,25	1,8	1,9	2,6	3,4	4,4	4,9	5,3	6,3	7,2
500	0,65	1,0	1,4	2,0	2,2	3,1	4,0	5,1	5,7	6,1	7,2	8,2
10^3	0,7	1,0	1,5	2,2	2,4	3,3	4,4	5,7	6,5	6,95	8,1	9,2
$2 \cdot 10^3$	0,85	1,2	1,7	2,5	2,7	3,8	5,0	6,3	7,1	7,6	8,8	10,0
$5 \cdot 10^3$	0,9	1,3	1,9	2,8	3,0	4,2	5,5	7,0	7,9	8,5	9,9	11,2
10^4	1,05	1,5	2,1	3,0	3,3	4,55	5,9	7,5	8,5	9,1	10,6	12,0
$2 \cdot 10^4$	1,1	1,6	2,2	3,2	3,5	4,85	6,3	8,0	9,0	9,7	11,3	12,8
$5 \cdot 10^4$	1,15	1,65	2,35	3,4	3,7	5,2	6,9	8,7	9,8	10,5	12,3	14,0
10^5	1,15	1,7	2,4	3,5	3,8	5,4	7,2	9,2	10,4	11,1	13,0	14,8
$2 \cdot 10^5$	1,3	1,85	2,6	3,8	4,1	5,7	7,6	9,6	10,8	11,6	13,6	15,5
$5 \cdot 10^5$	1,4	2,0	2,8	4,1	4,4	6,1	8,2	10,2	11,5	12,3	14,4	16,5
10^6	1,45	2,1	3,0	4,3	4,7	6,5	8,7	10,9	12,2	13,1	15,3	17,5
$2 \cdot 10^6$	1,55	2,2	3,2	4,6	5,0	7,0	9,1	11,5	13,0	14,0	16,3	18,5
$5 \cdot 10^6$	1,65	2,3	3,3	4,9	5,3	7,3	9,6	12,1	13,7	14,7	17,2	19,5
10^7	1,7	2,4	3,4	4,5	5,4	7,6	10,1	12,6	14,2	15,2	17,8	20,3

Окончание таблицы Б.24

К	Энергия γ -излучения, МэВ											
	1,0	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	2,75	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	0,8	0,95	1,1	1,2	1,2	1,2	1,27	1,3	1,2	1,0	0,9	0,9
2	1,3	1,5	1,7	1,85	2,0	2,0	2,07	2,1	2,0	1,6	1,5	1,35
5	2,8	3,4	3,8	4,1	4,3	4,4	4,54	4,6	4,5	3,8	3,3	3,0
8	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	4,5	4,9	4,2
10	3,8	4,5	5,1	5,6	5,9	6,1	6,4	6,5	6,4	5,5	4,9	4,2
20	4,9	5,8	6,6	7,2	7,6	7,8	8,2	8,3	8,2	7,1	6,3	5,6
30	5,5	6,5	7,3	8,0	8,5	8,8	8,1	9,3	9,2	8,0	7,2	6,3
40	5,8	6,85	7,8	8,6	9,1	9,4	9,8	10,0	9,9	8,7	7,8	6,8
50	6,0	7,2	8,2	9,0	9,6	10,0	10,4	10,6	10,5	9,2	8,3	7,3
60	6,3	7,5	8,6	9,5	10,1	10,4	10,8	11,0	10,9	9,7	8,7	7,7
80	6,7	8,0	9,2	10,1	10,7	11,1	11,5	11,7	11,6	10,4	9,4	8,2
100	7,0	8,45	9,65	10,6	11,3	11,7	12,0	12,2	12,1	10,9	9,9	8,7
200	8,0	9,65	11,1	12,2	12,9	13,4	13,8	14,0	13,8	12,6	11,4	10,2
500	9,2	11,3	12,9	14,2	15,0	15,4	15,9	16,3	16,1	14,9	13,3	11,9
10^3	10,2	12,3	14,1	15,5	16,5	17,0	17,7	18,0	17,8	16,5	15,1	13,3
$2 \cdot 10^3$	11,1	13,5	15,4	16,8	17,9	18,5	19,3	19,7	19,5	18,1	16,6	14,8
$5 \cdot 10^3$	12,4	14,9	17,0	18,6	19,8	20,5	21,5	21,9	21,7	20,3	18,5	16,6
10^4	13,3	16,1	18,3	20,1	21,3	22,1	23,1	23,5	23,4	22,0	20,1	18,0
$2 \cdot 10^4$	14,2	17,2	19,5	21,4	22,7	23,5	24,6	25,1	25,0	23,6	21,7	19,5
$5 \cdot 10^4$	15,6	18,8	21,4	23,3	24,7	25,5	26,7	27,3	27,2	25,8	23,7	21,5
10^5	16,5	20,1	22,7	24,7	26,2	27,0	28,3	28,9	28,9	27,5	25,3	22,9
$2 \cdot 10^5$	17,4	21,3	24,1	26,1	27,6	28,5	30,5	29,9	30,5	29,2	26,9	24,3
$5 \cdot 10^5$	18,5	22,3	25,4	27,8	29,5	30,4	33,7	32,0	32,7	31,4	28,9	26,3
10^6	19,5	23,5	26,8	29,2	31,0	32,0	32,0	33,6	34,4	33,0	30,4	27,7
$2 \cdot 10^6$	20,4	24,4	27,8	30,5	32,4	33,5	33,5	35,3	36,1	34,6	32,0	29,2
$5 \cdot 10^6$	21,6	26,2	29,7	32,3	34,4	35,5	35,5	37,2	38,3	36,8	34,0	31,1
10^7	22,5	27,5	31,2	33,9	35,8	37,0	37,0	38,9	39,9	38,4	35,5	32,5

Таблица Б.25 – Дозовый фактор накопления для различных материалов (точечный изотропный источник в бесконечной среде) [7]

Материал	E_{γ} , МэВ	μd						
		1	2	4	7	10	15	20
Вода	0,03	2,35	3,32	5,07	7,45	9,69	13,5	17,2
	0,05	4,42	9,25	22,6	51,3	90,9	185	323,0
	0,10	4,55	11,9	41,3	137	321	938	2170
	0,20	3,42	8,31	27,0	88,5	408	600	1350
	0,40	2,60	5,43	15,3	41,8	85,0	202	387
	0,50	2,44	4,88	12,8	32,7	62,9	138	252
	1,00	2,08	3,62	7,68	15,9	26,1	477	74,0
	2,00	1,83	2,81	4,98	8,65	12,7	20,1	28,0
	3,00	1,71	2,46	4,00	6,43	8,97	13,3	17,8
	4,00	1,63	2,24	3,46	5,30	7,16	10,3	13,4
	6,00	1,51	1,97	2,86	4,12	5,38	7,41	9,42
	8,00	1,43	1,80	2,49	3,48	4,44	5,99	7,49
10,0	1,37	1,68	2,25	3,07	3,86	5,14	6,38	
Алюминий	0,05	1,7	3,6	6,2	10	12	16	19
	0,10	2,9	5,8	13	25	57	130	290
	0,20	2,9	5,5	12	27	73	230	500
	0,40	2,5	4,5	9,9	22	48	120	220
	0,50	2,37	4,24	9,47	21,5	38,9	80,8	141
	1,00	2,02	3,31	6,57	13,1	21,2	37,9	58,5
	2,00	1,75	2,61	4,62	8,05	11,9	18,7	26,3
	3,00	1,64	2,32	3,78	6,14	8,65	13,0	17,7
	4,00	1,53	2,08	3,22	5,01	6,88	10,1	13,4
	6,00	1,42	1,85	2,70	4,06	5,49	7,79	10,4
	8,00	1,34	1,68	2,37	3,45	4,58	6,56	8,52
10,0	1,28	1,55	2,12	3,01	3,96	5,63	7,32	
Железо	0,10	1,5	2,2	3,1	4,1	4,6	5,4	5,9
	0,20	2,0	3,1	5,3	8,9	14	22	31
	0,40	2,1	3,3	6,0	12	23	49	84
	0,50	1,98	3,09	5,98	11,7	19,2	35,4	55,6
	1,00	1,87	2,89	5,39	10,2	16,2	28,3	42,7
	2,00	1,76	2,43	4,13	7,25	10,9	17,6	25,1
	3,00	1,55	2,15	3,51	5,85	8,51	13,5	19,1
	4,00	1,45	1,94	3,03	4,91	7,11	11,2	16,0
	6,00	1,34	1,72	2,58	4,14	6,02	9,89	14,7
	8,00	1,27	1,56	2,23	3,49	5,07	8,50	13,0
10,0	1,20	1,42	1,95	2,99	4,35	7,54	12,4	

Окончание таблицы Б.25

Материал	E_{γ} , МэВ	μd						
		1	2	4	7	10	15	20
Свинец	0,15	1,01	1,03	1,06	1,15	1,16	1,18	1,19
	0,30	1,11	1,17	1,25	1,34	1,41	1,50	1,56
	0,40	1,17	1,29	1,46	1,58	1,72	1,89	2,02
	0,50	1,24	1,42	1,69	2,00	2,27	2,65	2,73
	1,00	1,37	1,69	2,26	3,02	3,74	4,81	5,86
	2,00	1,39	1,76	2,51	3,66	4,84	6,87	9,00
	3,00	1,34	1,68	2,43	3,75	5,30	8,44	12,3
	4,00	1,27	1,56	2,25	3,61	5,44	9,80	16,3
	5,10	1,21	1,46	2,08	3,44	5,55	11,7	23,6
	6,00	1,18	1,40	1,97	3,34	5,69	13,8	32,7
	8,00	1,14	1,30	1,74	2,89	5,07	14,1	44,6
10,0	1,11	1,23	1,58	2,52	4,34	12,5	39,2	
Бетон	0,05	1,74	2,26	2,95	3,79	4,51	5,57	6,51
	0,50	2,27	4,03	8,97	20,2	30,4	75,6	131
	1,00	1,98	3,24	6,42	12,7	20,7	37,2	57,1
	2,00	1,77	2,65	4,61	7,97	11,7	18,6	26,0
	3,00	1,67	2,38	3,84	6,20	8,71	13,1	17,7
	4,00	1,61	2,18	3,37	5,23	7,15	10,5	13,9
	6,00	1,49	1,93	2,80	4,14	5,52	7,86	10,2
	8,00	1,41	1,76	2,45	5,51	4,59	6,43	8,31
	10,0	1,35	1,64	2,22	3,10	4,01	5,57	7,19
Примечание – В случае барьерной геометрии (источник расположен за защитой конечной толщины бесконечными поперечными размерами) дозовый фактор накопления меньше чем приведенные значения.								

Таблица Б.26 – Отношение дозового фактора накопления в барьерной геометрии к дозовому фактору накопления в бесконечной среде для точечного изотропного источника [7]

E_{γ} , МэВ	Вода	Алюминий	Железо	Свинец
0,5	0,750	0,799	0,869	0,983
1,0	0,830	0,845	0,903	0,986
2,0	0,892	0,905	0,929	0,989
3,0	0,924	0,930	0,943	0,990
4,0	0,941	0,946	0,956	0,993
6,0	0,961	0,965	0,973	0,994
8,0	0,970	0,976	0,983	0,995
10,0	0,974	0,983	0,987	0,996

Таблица Б.27 – Максимальный пробег моноэнергетических электронов в различных веществах [7]

E_p , МэВ	Биоткань, см	Вода, см	Воздух, см	Алюми- ний, мм	Железо, мм	Медь, мм	Свинец, мм
0,01	$2,17 \cdot 10^{-4}$	$2,46 \cdot 10^{-4}$	0,223	$1,30 \cdot 10^{-3}$	$5,43 \cdot 10^{-4}$	$5,11 \cdot 10^{-4}$	$7,27 \cdot 10^{-4}$
0,03	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$1,68 \cdot 10^{-3}$	1,547	$2,74 \cdot 10^{-3}$	$3,49 \cdot 10^{-3}$	$3,24 \cdot 10^{-3}$	$3,91 \cdot 10^{-3}$
0,05	$4,27 \cdot 10^{-3}$	$4,19 \cdot 10^{-3}$	3,805	$2,11 \cdot 10^{-2}$	$8,36 \cdot 10^{-3}$	$7,73 \cdot 10^{-3}$	$8,91 \cdot 10^{-3}$
0,07	$7,68 \cdot 10^{-3}$	$7,56 \cdot 10^{-3}$	6,289	$3,78 \cdot 10^{-2}$	$1,48 \cdot 10^{-2}$	$1,37 \cdot 10^{-2}$	$1,53 \cdot 10^{-3}$
0,10	$1,42 \cdot 10^{-2}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$	12,61	$7,00 \cdot 10^{-2}$	$2,69 \cdot 10^{-2}$	$2,48 \cdot 10^{-2}$	$2,73 \cdot 10^{-2}$
0,30	$8,36 \cdot 10^{-2}$	$8,26 \cdot 10^{-2}$	19,64	0,40	0,153	0,14	0,145
0,50	0,175	0,174	154,7	0,830	0,316	0,228	0,291
0,70	0,276	0,270	242,8	1,30	0,492	0,448	0,444
1,00	0,441	0,429	379,7	2,03	0,763	0,695	0,673
1,50	0,698	0,696	603,2	3,27	1,22	1,10	1,04
2,00	0,980	0,959	835,3	4,48	1,67	1,50	1,38
3,00	1,52	1,48	127,1	6,85	2,52	2,28	2,02
4,00	2,05	2,00	1709,2	9,19	3,34	3,00	2,58
5,00	2,56	2,49	2095,9	11,4	4,11	3,69	3,10
7,00	3,55	3,46	2100,2	15,7	5,57	4,98	4,02
9,00	4,50	4,40	3650,4	19,7	6,92	6,17	4,82
10,0	4,97	4,85	4013,9	21,6	7,55	6,73	6,18

Таблица Б.28 – Плотность ρ некоторых веществ

Вещество	$\rho, 10^3 \text{ кг/м}^3$	Вещество	$\rho, 10^3 \text{ кг/м}^3$
Алюминий	2,70	Свинец	11,35
Железо	7,88	Цинк	7,15
Золото	19,31	Бетон	2,3
Кобальт	8,80	Воздух (н.у.)	$1,29 \cdot 10^{-3}$
Медь	8,93	Стекло	2,5

Таблица Б.29 – Греческий алфавит

Символ	Буква	Символ	Буква	Символ	Буква
A, α	альфа	I, ι	йота	P, ρ	ро
B, β	бета	K, κ	каппа	Σ , σ	сигма
G, γ	гамма	Λ , λ	лямбда	T, τ	тау
Δ , δ	дельта	M, μ	мю	Υ , υ	ипсилон
E, ϵ	эпсилон	N, ν	ню	Φ , ϕ	фи
Z, ζ	дзета	Ξ , ξ	кси	X, χ	хи
H, η	эта	O, \omicron	омикрон	Ψ , ψ	пси
Θ , θ	тэта	P, π	пи	Ω , ω	омега

Таблица Б.30 – Множители и приставки для образования десятичных кратных и дольных единиц и их наименования

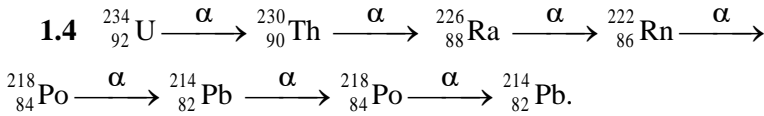
Множитель	Приставка	Обозначение приставки	Множитель	Приставка	Обозначение приставки
10^{18}	экса	Э	10^{-1}	деци	д
10^{15}	пета	П	10^{-2}	санتي	с
10^{12}	тера	Т	10^{-3}	милли	м
10^9	гига	Г	10^{-6}	микро	мк
10^6	мега	М	10^{-9}	нано	н
10^3	кило	к	10^{-12}	пико	п
10^2	гекто	г	10^{-15}	фемто	ф
10^1	дека	да	10^{-18}	атто	а

ОТВЕТЫ К ЗАДАЧАМ

1.1 1,0; 1,2; 8,8; 19,21; 38,50; 38,51; 38,52; 55,78; 55,79; 55,82; 92,143; 92,146; 94,145; 94,147.

1.2 ${}_{56}^{134}\text{Ba}$; ${}_{56}^{137m}\text{Ba}$; ${}_{39}^{90}\text{Y}$; ${}_{54}^{132}\text{Xe}$.

1.3 1) ${}_{20}^{40}\text{Ca}$, 20 протонов, 20 нейтронов; 2) ${}_{18}^{40}\text{Ar}$, 18 протонов, 22 нейтрона.



1.5 1) ${}_{94}^{239}\text{Pu} \xrightarrow{\beta^-} {}_{95}^{239}\text{Am}$; 2) ${}_{94}^{239}\text{Pu} \xrightarrow{\alpha} {}_{92}^{235}\text{U}$.

1.6 ${}_{86}^{222}\text{Rn} \xrightarrow{\alpha} {}_{84}^{218}\text{Po} \xrightarrow{\alpha} {}_{82}^{214}\text{Pb} \xrightarrow{\beta^-} {}_{83}^{214}\text{Bi} \xrightarrow{\beta^-} {}_{84}^{214}\text{Po}$.

1.7 ${}_{52}^{137}\text{Te} \xrightarrow{\beta^-} {}_{53}^{137}\text{I} \xrightarrow{\beta^-} {}_{54}^{137}\text{Xe} \xrightarrow{\beta^-} {}_{55}^{137}\text{Cs} \xrightarrow{\beta^-} {}_{56}^{137m}\text{Ba} \xrightarrow{\gamma} {}_{56}^{137}\text{Ba}$.

1.8 ${}_{40}^{97}\text{Zr} \xrightarrow{\beta^-} {}_{41}^{97}\text{Nb} \xrightarrow{\beta^-} {}_{42}^{97}\text{Mo}$.

1.9 30,13 года.

1.10 0,086 сут⁻¹.

1.11 0,978 Ки; 1614 лет.

1.12 18,6 мин (для решения задачи воспользуйтесь методом наименьших квадратов. См. приложение А).

1.13 1) $4,79 \cdot 10^{10}$ Бк; 2) $3,2 \cdot 10^9$ Бк; 3) $5,15 \cdot 10^9$ Бк.

1.14 3,05 нг; 3,63 раз.

1.15 1,01 г.

1.16 1) 0,873 нг; 2) 0,764 нг. 1) 12,3 %; 2) 48,6 %.

1.17 1) 96,43 % урана-238; 3,57 % урана-235; 2) 99,86 % урана-238; 0,14 % урана-235.

1.18 $2,91 \cdot 10^9$ лет.

1.19 3060 лет.

1.20 Цезия-137: 1) 27,65 кг; 88,5 ПБк; 2) 21,97 кг; 0,13 ПБк; 70,13 ПБк; 3) 10,53 кг; 33,7 ПБк. Стронция-90: 1) 11,38 кг; 58,5 ПБк; 2) 8,93 кг; 49,5 ПБк; 3) 4,11 кг; 21,1 ПБк. Для цезия-137: а) 200 лет; б) 300 лет. Для стронция-90: а) 190 лет; б) 285 лет после взрыва.

1.21 1) 6,36 г; 2) 4,15 г; 260 лет.

1.22 44 года.

1.23 127 лет.

1.24 380 лет.

1.25 178 лет.

1.26 199 лет.

1.27 $2,77 \cdot 10^8$ м/с.

1.28 $1,17 \cdot 10^8$ м/с.

1.29 $1,57 \cdot 10^7$ м/с; $1,573 \cdot 10^7$ м/с; $1,567 \cdot 10^7$ м/с.

1.30 $2,37 \cdot 10^7$ м/с.

1.31 1.879 пм.

1.32 0,913–2,15 пм.

1.33 $2,7 \cdot 10^{-13}$ Дж; $1,26 \cdot 10^{-12}$ Дж; $4,3 \cdot 10^{-12}$ Дж; $0,9 \cdot 10^{-12}$ Дж; $4,77 \cdot 10^{-12}$ Дж; $5,94 \cdot 10^{-12}$ Дж; $1,39 \cdot 10^{-11}$ Дж; $1,61 \cdot 10^{-11}$ Дж; $2,73 \cdot 10^{-10}$ Дж; $2,77 \cdot 10^{-10}$ Дж; $1,27 \cdot 10^{-10}$ Дж.

1.34 $2,82 \cdot 10^{-12}$ Дж; 7,5 мг.

1.35 $3,48 \cdot 10^{-12}$ Дж; 4,74 мг.

1.36 0,75 кг.

1.37 $8,2 \cdot 10^{13}$ Дж; $2,73 \cdot 10^9$ кг; $1,82 \cdot 10^9$ кг.

2.1 $3,8 \cdot 10^{-2}$ мкГр/ч; 0,33 мГр.

2.2 0,17 мкГр/ч; а) 4,56 мкГр/сут; б) 0,91 мкГр/сут.

2.3 $5,44 \cdot 10^{-18}$ Дж; 34 эВ; не изменится.

2.4 $5,93 \cdot 10^{-18}$ Дж; 37,1 эВ; не изменится.

2.5 $9 \cdot 10^{11}$; $2,25 \cdot 10^7$; $1,25 \cdot 10^{14}$.

2.6 $1,69 \cdot 10^{15}$; $1,69 \cdot 10^{17}$.

2.7 0,014 мкГр/ч.

2.8 0,175 мкГр/ч; 0,19 мкГр/ч.

2.9 2,74 мкГр; 0,175 мкГр/ч; 0,19 мкГр/ч.

- 2.10** 2,74 мкГр.
2.11 4,687 мЗв; 468,7 мбэр.
2.12 7,597 сут.
2.13 18,06 года.
2.14 70 сут; 45 сут; 10 сут.
2.15 64 сут.
2.16 0,872 нГ; 7,597 сут; 7,64 сут; 50,48 сут.
2.17 163 сут; 233 сут; 465 сут.
2.18 От 0,06 до 0,09 мЗв.
2.19 1,03 Гр; 6,2 Гр; 48,5 мин.
2.20 2,32 мЗв.
2.21 11,4 мЗв; 11,69 мЗв; 11,69 мЗв.
2.22 5,22 Гр; 7,32 Гр; 8,70 Гр; 8,73 Гр; 8,73 Гр.
2.23 2,4 МБк; 0,524 нГ.
2.24 95 мЗв; 0,518 мЗв.
2.25 3,71 мЗв.
2.26 0,27 мЗв; 0,41 мЗв.
- 3.1** 0,97 мкГр/ч.
3.2 0,605 мГр/ч.
3.3 ~ 2,1.
3.4 0,2 см⁻¹, 3,465 см.
3.5 17,6.
3.6 Для излучения кобальта-60: 27 см (вода); 13,3 см (бетон); 2,8 см (железо); 0,76 см (свинец) (см. таблицы Б.21–Б.24).
3.7 99,44 мкГр/ч.
3.8 0,16 мм.
3.9 8,2 см.
3.10 На 87 см.
3.11 0,5 мГр; 0,08 мГр.
3.12 27,5 (см. таблицу Б.24)
3.13 ≥ 27,5 см; ~ 60 см.
3.14 3,24 · 10⁹ Бк.

- 3.15** 587 нГр/ч.
3.16 4,8 мГр; 4,8 мЗв.
3.17 10,1 мГр.
3.18 3,57 см.
3.19 3,61 см.
3.20 22,5 мкм.
3.21 55,8 мкм.
3.22 22,1 мкм.
3.23 55,7 мкм.
3.24 $0,54 \cdot 10^{-3} \text{мм}^3$, не изменится; $9,8 \cdot 10^8 \text{Гр}$.
3.25 $1,57 \cdot 10^8 \text{Гр}$.
3.26 615 см; 7,95 мм.
3.27 3,18 мм.
3.28 1,85 мм; 0,84 мм; 0,68 мм.
3.29 22,4 %; 5,2 %.
3.30 $2,65 \cdot 10^{-2} \text{см}^3$; 41,4 Гр; 66,6 %.
3.31 7,95 мм; 38 мЗв.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 **Савельев, И. В.** Курс общей физики: в 3 т. / И. В. Савельев. – М. : Наука, 1982. – 304 с. – Т. 3.
- 2 Физическая энциклопедия : в 5 т. / под ред. А. М. Прохорова. – М. : Советская энциклопедия, 1988. – 788 с. – Т. 1.
- 3 Руководство к лабораторным занятиям по физике / под ред. Л. Л. Гольдина. – М. : Наука, 1983. – 704 с.
- 4 Лабораторный практикум по физике / под ред. А. С. Ахматова. – М. : Высш. шк., 1980. – 360 с.
- 5 **Гутер, Р. С.** Элементы численного анализа и математической обработки результатов опыта / Р. С. Гутер, Б. В. Овчинский. – М. : Наука, 1970. – 432 с.
- 6 **Наумов, А. И.** Физика атомного ядра и элементарных частиц / А. И. Наумов. – М. : Просвещение, 1984. – 384 с.
- 7 **Козлов, В. Ф.** Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. – М. : Энергоатомиздат, 1991. – 191 с.
- 8 **Моисеев, А. А.** Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене / А. А. Моисеев, В. И. Иванов. – М. : Энергоатомиздат, 1987. – 334 с.
- 9 Свойства элементов. Справочник. Ч. 1. Физические свойства / под ред. Г. В. Самсонова. – М. : Металлургия, 1987. – 334 с.
- 10 Практикум по ветеринарной радиобиологии / под ред. А. Д. Белова. – М. : Агропромиздат, 1988. – 240 с.
- 11 Практикум по ядерной физике / И. А. Антонова [и др.]. – М. : Изд-во Московского университета, 1988. – 240 с.
- 12 **Детлаф, А. А.** Курс физики / А. А. Детлаф, Б. М. Яворский. – М. : Высш. шк., 1989. – 607 с.
- 13 Физический энциклопедический словарь / под ред. А. М. Прохорова. – М. : Советская энциклопедия, 1983. – 928 с.
- 14 **Кириллов, В. Ф.** Радиационная гигиена / В. Ф. Кириллов, В. А. Книжников, И. П. Коренков. – М. : Медицина, 1988. – 335 с.
- 15 **Люцко, А. М.** Выжить после Чернобыля / А. М. Люцко, А. В. Ролевич, В. И. Тернов. – Минск : Высш. шк., 1990. – 109 с.
- 16 **Иванов, В. И.** Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений / В. И. Иванов, В. П. Машкович. – М. : Атомиздат, 1973. – 288 с.
- 17 Лабораторный практикум по физике / под ред. Е. М. Гершензона, Н. Н. Малова. – М. : Просвещение, 1973. – 288 с.
- 18 **Иванов, В. И.** Курс дозиметрии / В. И. Иванов. – М. : Атомиздат, 1988. – 371 с.
- 19 **Волькенштейн, В. С.** Сборник задач по общему курсу физики / В. С. Волькенштейн. – М. : Наука, 1985. – 379 с.

20 **Мухин, К. Н.** Занимательная ядерная физика / К. Н. Мухин. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 311 с.

21 Справочное пособие по приближенным методам решения задач высшей математики / Л. И. Бородич [и др.]. – Минск : Выш. шк., 1986. – С. 138–144.

22 **Вавилов, А. М.** Экологические последствия гонки вооружений / А. М. Вавилов. – М. : Международные отношения, 1984. – 175 с.

23 **Бударков, В. А.** Радиобиологический справочник / В. А. Бударков, В. А. Киршин, А. Е. Антоненко. – Минск : Ураджай, 1992. – 335 с.

24 Вредные химические вещества. Справочник. Радиоактивные вещества / под ред. Л. А. Ильина, В. А. Филова. – Л. : Лен. отдел. Химия, 1990. – 463 с.

25 **Аклеев, А. В.** Радиоактивное загрязнение окружающей среды в регионе Южного Урала и его влияние на здоровье населения / А. В. Аклеев. – М. : Энергоатомиздат, 1991. – 63 с.

26 **Ильин, Л. А.** Радиационная безопасность и защита. Справочник / Л. А. Ильин, В. Ф. Кириллов, И. П. Коренков. – М. : Медицина, 1996. – 336 с.

27 Нормы радиационной безопасности (НРБ – 2000). – Минск : Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь. – № 35, 2000. – 108 с.

28 **Кужир, П. Г.** Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. А. Сатиков, Е. Е. Трофименко. – Минск : НПО ОО Пион, 1999. – 279 с.

29 **Ильин, Л. А.** Радиационная гигиена / Л. А. Ильин, В. Ф. Кириллов, И. П. Коренков. – М. : Медицина, 1999. – 378 с.

30 Постановление Министерства здравоохранения Республики Беларусь 28.12.2012 № 213, Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия».

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	3
1 Регистрация излучения	6
1.1 Приборы радиометрического и дозиметрического контроля	6
1.2 Ионизационные детекторы. Счетчик Гейгера.....	7
1.3 Сцинтилляционные детекторы.....	14
2 Лабораторный практикум	17
Лабораторная работа № 1 Выбор времени счета при проведении радиометрических измерений	17
Лабораторная работа № 2 Определение удельной активности бета-излучающих нуклидов в пищевых продуктах	28
Лабораторная работа № 3 Дозиметрия ионизирующих излучений	35
Лабораторная работа № 4 Определение удельной активности цезия-137 в продуктах питания.....	48
Лабораторная работа № 5 Определение поверхностной активности радионуклидов в почве	59
Лабораторная работа № 6 Исследование активности естественных радионуклидов в воздухе.....	70
Лабораторная работа № 7 Защита от гамма-излучения	79
Лабораторная работа № 8 Защита от бета-излучения	92
Лабораторная работа № 9 Защита от альфа-излучения	105
3 Задачи для практических занятий и самостоятельной работы	113
Приложение А. Определение параметров экспериментальной линейной зависимости методом наименьших квадратов	137
Приложение Б. Справочный материал	141
Ответы к задачам.....	165
Список литературы.....	169

Учебное издание

САВАСТЕНКО Валентина Андреевна

**Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций.
Радиационная безопасность. Практикум**

Учебное пособие

Редактор *Л. С. Репикова*

Технический редактор *В. Н. Кучерова*

Корректор *Т. А. Пугач*

Подписано в печать 04.08.2020 г. Формат 60x84^{1/16}
Бумага офсетная. Гарнитура Таймс. Печать на ризографе.
Усл. печ. л. 9,53. Уч.-изд. л. 7,92. Тираж 700 экз.
Зак. № 2043 . Изд. № 1.

Издатель и полиграфическое исполнение:
Белорусский государственный университет транспорта.
Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя,
распространителя печатных изданий
№ 1/361 от 13.06.2014.
№ 2/104 от 01.04.2014.
№ 3/1583 от 14.11.2017.

Ул. Кирова, 34, 246653, г. Гомель