

МЕЖГОСУДАРСТВЕННОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
«БЕЛОРУССКО-РОССИЙСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

Кафедра «Физические методы контроля»

ФИЗИКА

*Лабораторный практикум
для студентов всех специальностей и направлений подготовки
очной и заочной форм обучения*

АТОМНАЯ И ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА



Могилев 2024

УДК 531
ББК 22.31
Ф55

Рекомендовано к изданию
учебно-методическим отделом
Белорусско-Российского университета

Одобрено кафедрой «Физические методы контроля» «11» января 2024 г.,
протокол № 6

Составители: ст. преподаватель В. В. Глущенко;
канд. физ.-мат. наук, доц. О. Е. Коваленко;
ст. преподаватель Н. С. Манкевич

Рецензент канд. техн. наук Н. В. Герасименко

В лабораторном практикуме приводятся описания измерительных установок, рассматривается принцип их действия, излагается порядок выполнения лабораторных работ.

Учебное издание

ФИЗИКА

Ответственный за выпуск	А. В. Хомченко
Корректор	И. В. Голубцова
Компьютерная верстка	Н. П. Полевничая

Подписано в печать . Формат 60×84/16. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.
Печать трафаретная. Усл. печ. л. . Уч.-изд. л. . Тираж 36 экз. Заказ №

Издатель и полиграфическое исполнение:
Межгосударственное образовательное учреждение высшего образования
«Белорусско-Российский университет».
Свидетельство о государственной регистрации издателя,
изготовителя, распространителя печатных изданий
№ 1/156 от 07.03.2019.
Пр-т Мира, 43, 212022, г. Могилев.

© Белорусско-Российский
университет, 2024

Содержание

Правила охраны труда и техники безопасности при выполнении лабораторных работ	4
1 Лабораторная работа № 1. Сцинтилляционный детектор	5
2 Лабораторная работа № 3. Взаимодействие гамма-излучения с веществом.....	9
3 Лабораторная работа № 4. Радиометрия	13
4 Лабораторная работа № 5. Бета-радиометрия.....	16
5 Лабораторная работа № 6. Дозиметрия	21
6 Лабораторная работа № 7. Изучение статистических данных при измерении интенсивности космического излучения	29
7 Лабораторная работа № 8. Измерение удельной (объемной) активности цезия-137 и калия-40 в пробах почвы радиометром РКГ-01 «Алиот»	33
8 Лабораторная работа № 9. Изучение принципа действия ядерного реактора	37
Список литературы	43

Правила охраны труда и техники безопасности при выполнении лабораторных работ

Правила ОТ и ТБ при выполнении лабораторных работ следующих государственных стандартов: ГОСТ 12.1.01.9–79 ССБТ *Электробезопасность. Общие требования* и ГОСТ 12.1.030–81 ССБТ *Электробезопасность. Защитное заземление. Зануление*.

Перед выполнением лабораторных работ необходимо изучить инструкцию по технике безопасности при работе на установках в лаборатории и расписаться в «Журнале учета прохождения студентами инструкции по технике безопасности».

Перед началом выполнения лабораторной работы студенты должны ознакомиться со схемой, уяснить порядок включения и выключения аппаратуры, а также порядок выполнения лабораторной работы. В случае обнаруженных повреждений следует немедленно заявить об этом преподавателю, который проводит занятия.

Запрещается:

- входить в лабораторию в верхней одежде;
- производить соединение проводов, находящихся под напряжением;
- самостоятельно производить ремонт аппаратуры и макетов;
- передвигать электроплитки и колбы во время проведения работ;
- оставлять без надзора включенные лабораторные установки;
- при отключении сетевого питания выдергивать питающий силовой шнур из розетки за провод (необходимо это делать, держась за вилку);
- класть сумки, а также другие личные вещи на приборы, лабораторные установки, устройства.

При возникновении аварийной ситуации или обнаружении искрения или запаха дыма следует немедленно отключить аппаратуру и доложить преподавателю. После окончания лабораторной работы все схемы, макеты и аппаратура должны быть отключены от сети питания, рабочее место приведено в порядок.

1 Лабораторная работа № 1. Сцинтилляционный детектор

Цель работы: изучение основных характеристик сцинтилляционного детектора гамма-излучения.

1.1 Основные свойства ядерных излучений

1.1.1 Альфа-излучение. Альфа-частицы – это ядра гелия ${}^4_2\text{He}$. Они возникают при радиоактивном распаде атомных ядер (α -распад) и в ядерных реакциях. При радиоактивном распаде энергия α -частиц лежит в диапазоне от 4 до 11 МэВ, большинство ядер испускает α -частицы с энергией 5...6 МэВ. Спектры α -частиц дискретные. Особенностью α -распада является сильная зависимость вероятности распада от энергии испускаемых α -частиц. Например, нуклид ${}^{232}\text{Th}$ распадается с периодом полураспада $T_{1/2} = 14 \cdot 10^9$ лет и испускает α -частицы с энергией 4,0 МэВ, а период полураспада изотопа ${}^{214}\text{Po}$ составляет $T_{1/2} = 1,6 \cdot 10^{-4}$ с при энергии α -частиц 7,7 МэВ, т. е. разница в периодах составляет $3 \cdot 10^{21}$ при изменении энергии всего примерно в 2 раза. Эта особенность связана с условиями прохождения α -частицы через потенциальный барьер ядра.

Альфа-частицы интенсивно взаимодействуют с веществом, ионизируя его. В результате пробеги α -частиц в веществе малы. Например, в атмосферном воздухе пробег α -частицы с энергией 5 МэВ составляет около 4 см. Частицы с такой энергией полностью поглощаются листом писчей бумаги. В металлах пробег α -частиц еще меньше. Например, в алюминии пробег α -частицы с энергией 5 МэВ составляет лишь 0,05 мм. Плотность ионизации, создаваемая α -частицей, велика и в атмосферном воздухе составляет порядка $3 \cdot 10^4$ пар ионов на 1 см пути.

1.1.2 Бета-излучение. Бета-лучи – это поток электронов (β^- -лучи) или позитронов (β^+ -лучи), испускаемых при β -распаде атомных ядер. Спектры β -лучей непрерывные, что связано с испусканием, наряду с β -частицей, еще одной частицы – нейтрино (или антинейтрино). В результате энергия β -распада распределяется между β -частицей и нейтрино (или антинейтрино). Граничная энергия β -спектров лежит в пределах от 10 кэВ до 10 МэВ. Для большинства изотопов граничная энергия β -частиц составляет 0,5...3 МэВ. При распаде атомных ядер могут испускаться электроны с линейчатым (дискретным) спектром. Это так называемые электроны внутренней конверсии, которые возникают при передаче энергии возбуждения ядра одному из электронов атомной оболочки. Обычно возбуждение ядра снимается путем испускания γ -кванта, но при небольших энергиях возбуждения (до 100 кэВ) процесс внутренней конверсии может быть более вероятен.

Пробеги электронов в веществе зависят от их энергии и от плотности вещества. Ионизирующая способность у электронов гораздо ниже, нежели у альфа-частиц. Средняя удельная ионизация, вызываемая β -частицами с энергией 1 МэВ в воздухе, составляет ~ 70 пар ионов на 1 см пути. Электроны с энергией 1 МэВ полностью поглощаются слоем алюминия толщиной 2 мм.

1.1.3 Гамма-излучение. Гамма-излучение – это коротковолновое электромагнитное излучение, возникающее в результате разрядки состояний ядер, возбуждающихся при радиоактивном распаде ядер и в ядерных реакциях. Гамма-излучение возникает также в процессах распада элементарных частиц, в результате аннигиляции пар «частица – античастица», при прохождении заряженных частиц через вещество и в ряде других процессов.

Энергия γ -излучения, возникающего при радиоактивном распаде, лежит в диапазоне от 1 кэВ ($\lambda = 1,24$ нм) до 10 МэВ ($\lambda = 1,24 \cdot 10^{-4}$ нм). Длины волн γ -излучения гораздо меньше, чем, например, оптического излучения (380...750 нм). Большинство радиоактивных нуклидов испускают γ -лучи в более узком диапазоне энергий от 100 до 3000 кэВ.

При взаимодействии γ -лучей с веществом может происходить их полное поглощение с испусканием электронов в результате фотоэффекта, упругое рассеяние, комптоновское рассеяние с изменением их энергии (длины волны); при энергии γ -лучей большей, чем 1022 кэВ, – рождение пары e^-e^+ .

Плотность ионизации, создаваемая γ -лучами, мала и составляет в атмосферном воздухе всего несколько пар ионов на 1 см пути. Поэтому пробеги γ -лучей могут составлять десятки метров. Для поглощения γ -лучей используются вещества с большим атомным номером Z (например, свинец) или толстые слои плотных веществ (бетон, сталь). Так, γ -лучи с энергией 662 кэВ (^{137}Cs) поглощаются трёхсантиметровым слоем свинца, а для γ -лучей ^{60}Co (1173 и 1332 кэВ) требуется слой свинца толщиной 10 см.

1.1.4 Нейтроны. Нейтроны – нейтральные частицы с массой, примерно равной массе протона. Наряду с протонами они входят в состав атомных ядер. В свободном состоянии нейтроны распадаются с периодом полураспада $T_{1/2} = 10,2$ мин. Нейтроны, как правило, не возникают при радиоактивном распаде ядер. Исключение составляет спонтанное деление ядер (например, ^{238}U) и распад высоковозбужденных состояний некоторых ядер (так называемый эффект «запаздывающих» нейтронов). Нейтроны получаются в различных ядерных реакциях, в том числе при делении ядер.

Нейтроны непосредственно не производят ионизацию вещества. Однако при соударениях с легкими ядрами (например, ядрами водорода) нейтроны передают этим ядрам часть своей кинетической энергии, при этом атомы теряют свои орбитальные электроны и при движении в среде вызывают ее ионизацию. Поглощение нейтронов в веществе связано с их замедлением и последующим захватом ядрами. В связи с этим защита от нейтронов осуществляется в два этапа:

- 1) замедление нейтронов до энергий 0,01...0,1 кэВ (нейтроны с энергией 0,02 эВ называются тепловыми);
- 2) поглощение замедленных нейтронов.

1.2 Сцинтилляционный детектор

Способность ядерного излучения вызывать свечение некоторых веществ может быть использована для его регистрации. Детекторы, работа которых

основана на этом принципе, получили название сцинтилляционных. В настоящее время сцинтилляционный метод (регистрация излучения сцинтилляционным детектором) является одним из наиболее распространенных способов регистрации и спектроскопии многих видов ядерных излучений.

При регистрации излучения сцинтилляционным детектором важную роль играют процессы возбуждения атомов и молекул вещества пролетающей заряженной частицей. Переход в основное состояние сопровождается электромагнитным излучением, спектр частот которого зависит от структуры энергетических уровней вещества сцинтиллятора. У ряда прозрачных веществ часть спектра лежит в световой области. При прохождении заряженной частицы через такие вещества возникает вспышка света (сцинтилляция), которая регистрируется фотоэлектронным умножителем (ФЭУ). При регистрации нейтральных частиц (гамма-квантов, нейтронов) возбуждение атомов вызывают заряженные продукты их взаимодействия с веществом сцинтиллятора: электроны, ядра отдачи, осколки расщепленных ядер.

Наиболее широкое распространение получили кристаллические сцинтилляторы. Если же по условиям эксперимента требуется очень большой эффективный объём, используются жидкие прозрачные сцинтилляторы (регистрация нейтрино).

Кристаллы-сцинтилляторы могут быть как органическими, так и неорганическими. Неорганические кристаллы представляют собой соли различных металлов. Обычно для увеличения световых выходов в вещество сцинтиллятора вводят атомы примесных веществ – активаторов. Например, в качестве сцинтиллятора часто применяется кристалл йодида натрия, активированный таллием NaI(Tl).

Среди органических кристаллов-сцинтилляторов можно назвать антрацен, толан, нафталин и другие ароматические углеводороды.

Одной из важнейших характеристик сцинтиллятора является световой выход $x = n/E$ (где n – среднее число фотонов, возникающих при одной сцинтилляции; E – энергия, потерянная заряженной частицей).

Важными временными характеристиками сцинтиллятора являются фронт нарастания τ_ϕ и время высвечивания τ . Эти характеристики зависят от вида сцинтиллятора и типа регистрируемых частиц. Формирование фронта нарастания интенсивности сцинтилляции связано с передачей энергии возбуждения основного вещества сцинтиллятора центрам высвечивания, т. е. активатору. Длительность τ_ϕ обычно определяется по интервалу, в котором интенсивность меняется от 0,1 до 0,9 своего значения в максимуме. Вообще говоря, излучение сцинтиллятора состоит из нескольких компонент, различающихся временем высвечивания и начальной интенсивностью.

Кроме физических характеристик, связанных с образованием и испусканием света, сцинтиллятор должен обладать ещё рядом других свойств:

- быть достаточно прозрачным к испускаемому свету;
- длина волны испускаемого света должна соответствовать максимуму чувствительности фотокаатода ФЭУ для более полного преобразования света в электрический ток ФЭУ;

– регистрируемое излучение должно эффективно взаимодействовать с веществом сцинтилляционного счетчика.

По агрегатному состоянию сцинтилляторы делятся на твёрдые, жидкие и газообразные. Продолжается процесс разработки новых видов сцинтилляторов для более эффективного решения специальных задач. Один из таких сцинтилляторов – ортогерманат висмута $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ (BGO), отличающийся повышенной поглощающей способностью гамма-излучения (плотность $13,7 \text{ г/см}^3$).

Наиболее распространённым сцинтиллятором, используемым в гамма-спектрометрии, является $\text{NaI}(\text{Tl})$. Этот сцинтиллятор обладает достаточно высоким эффективным атомным номером $Z = 50$ (чем больше Z , тем больше свечение фотоэффекта), достаточно высокой плотностью $\rho = 3,67 \text{ г/см}^3$ (чем больше ρ , тем больше эффективность регистрации), хорошим энергетическим выходом $x = 15 \%$ (чем больше x , тем лучше разрешение).

Фотоэлектрический умножитель преобразует световую вспышку сцинтиллятора в импульс электрического тока. Он представляет собой фотоэлемент с многократным усилением, основанном на явлении вторичной электронной эмиссии. Основные элементы ФЭУ – фотокатод, система ускоряющих электродов (диноды) и анод.

Фотоны сцинтилляции, попадая на фотокатод, выбивают из него фотоэлектроны, которые фокусируются электрическим полем и направляются на первый динод. Для характеристики размножения электронов вводится коэффициент вторичной эмиссии σ , равный отношению числа испущенных динодом электронов к числу электронов, попавших на него (обычно $\sigma = 3 \dots 6$).

С первого динода поток электронов поступает на второй и т. д. Обычно в ФЭУ устанавливается 10–14 динодов, что позволяет усиливать поток электронов в 10^6 – 10^9 раз. Если в ФЭУ установлено n динодов, то общий коэффициент усиления оказывается равным σ^n . С последнего динода электроны поступают на анод, создавая электрический импульс на сопротивлении нагрузки.

Светосила – отношение числа поступающих на детектор частиц к числу частиц, испущенных источником (зависит от взаимного расположения детектора и источника излучений).

Эффективность – отношение числа зарегистрированных сигналов к числу частиц, попавших в детектор.

Энергия вторичных электронов, образующихся при взаимодействии гамма-квантов с веществом сцинтиллятора, расходуется на возбуждение сцинтиллятора и линейно преобразуется в световые вспышки – сцинтилляции. ФЭУ, в свою очередь, преобразует сцинтилляции в импульсы напряжения, амплитуда которых линейно связана с числом фотонов в сцинтилляциях.

Фон – число зарегистрированных сигналов в единицу времени. В отсутствие используемого источника создается космическим излучением и излучением радиоактивных ядер, окружающих детектор материалов и материала самого детектора.

Контрольные вопросы

- 1 Назовите основные виды ядерных излучений.
- 2 Перечислите основные свойства ядерных излучений.
- 3 Объясните принцип регистрации ядерного излучения сцинтилляционным детектором.

2 Лабораторная работа № 3. Взаимодействие гамма-излучения с веществом

Цель работы: изучение основных механизмов взаимодействия гамма-излучения с веществом; определение энергии гамма-квантов радиоактивного источника методом поглощения.

2.1 Виды взаимодействия гамма-излучения с веществом

При взаимодействии гамма-излучения с веществом в области энергий от 0,01 до 10 МэВ (это область энергий наиболее часто применяемых источников) наиболее вероятны три эффекта: фотоэффект, эффект Комптона, эффект рождения электронно-позитронных пар.

Фотоэффект – явление ионизации атомов фотонами. При этом сам гамма-квант исчезает, а выбитый электрон обладает энергией

$$E_e = E_\gamma - \varepsilon_i,$$

где ε_i – энергия ионизации i -й оболочки атома;

E_γ – энергия гамма-кванта.

Фотоэффект происходит только на связанных электронах.

Эффект Комптона – рассеяние гамма-квантов электронами среды. В результате гамма-квант отдает часть своей энергии электрону. Рассеянный гамма-квант в дальнейшем снова может участвовать в процессах взаимодействия с веществом.

Эффект рождения электронно-позитронных пар возможен лишь при больших энергиях гамма-квантов. Взаимодействуя с электрическим полем электронов или ядер среды, гамма-квант способен создавать пару e^-e^+ . Вся энергия гамма-кванта E_γ преобразуется в энергию покоя электрона и позитрона $2m_0c^2$, кинетическую энергию $E_{кин}$ их движения, а также в энергию отдачи ядра или электрона (в поле которого происходит рождение пары). Если рождение электрона и позитрона происходит в поле ядра, то его отдачей можно пренебречь и тогда $E_\gamma = 2m_0c^2 + E_{кин}$. Отсюда видно, что рождение пары e^-e^+ в поле ядра возможно лишь в том случае, когда $E_\gamma > 2m_0c^2$. Если же рождение пары происходит в поле электрона, то отдачу учитывать необходимо. За счет отдачи «порог» энергии E_γ повышается до $4m_0c^2$.

2.2 Поглощение гамма-излучения веществом

Параллельный моноэнергетический (с энергией $E_{0\gamma}$) пучок гамма-квантов, проходящий через вещество, будет ослабляться за счет перечисленных выше эффектов: за счет фотоэффекта и рождения e^-e^+ пар гамма-кванты вообще исчезают, за счёт эффекта Комптона они отклоняются от первоначального направления и характеризуются уже иной, чем $E_{0\gamma}$, энергией E_γ :

$$E_\gamma = E_{0\gamma} - E_e.$$

Пусть n_0 – поток моноэнергетических гамма-квантов, падающих в направлении оси X на поглотитель (рисунок 2.1).

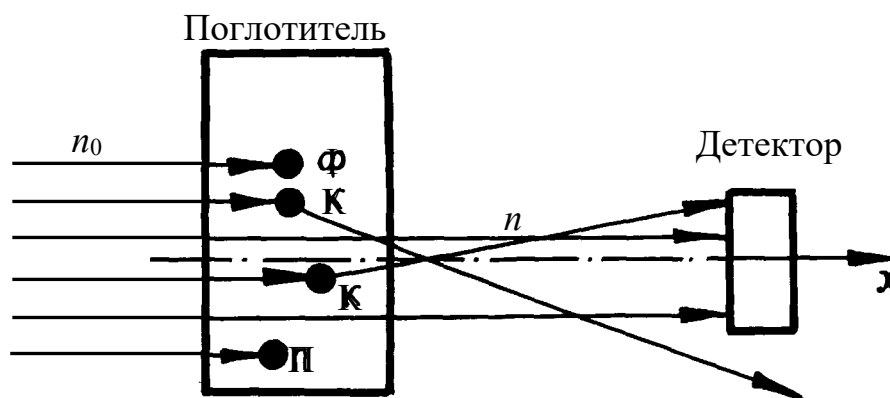


Рисунок 2.1 – Прохождение пучка гамма-квантов через поглотитель

Поток гамма-квантов n , прошедших через мишень и не испытавших ни одного взаимодействия, экспоненциально зависит от толщины поглотителя Δx :

$$n = n_0 e^{-\mu \Delta x}, \quad (2.1)$$

где μ – линейный коэффициент ослабления гамма-квантов, который можно представить в виде суммы $\mu = \mu_\phi + \mu_K + \mu_L$ (в соответствии с тремя возможными механизмами взаимодействия гамма-квантов с веществом).

Однако чаще пользуются не линейным, а массовым коэффициентом ослабления

$$\mu^* = \mu/\rho,$$

где ρ – плотность вещества, кг/м³.

Тогда закон ослабления потока моноэнергетических гамма-квантов можно записать в виде

$$n = n_0 e^{-\mu^* \Delta x}, \quad (2.2)$$

где Δx – «толщина» поглотителя, кг/м².

Зависимость μ^* от E_γ для различных поглотителей представлена на рисунке 2.2.

Массовый коэффициент ослабления μ^* можно определить экспе-

риментально:

$$\mu^* = \frac{1}{\Delta x} \ln \frac{n_0}{n} \quad (2.3)$$

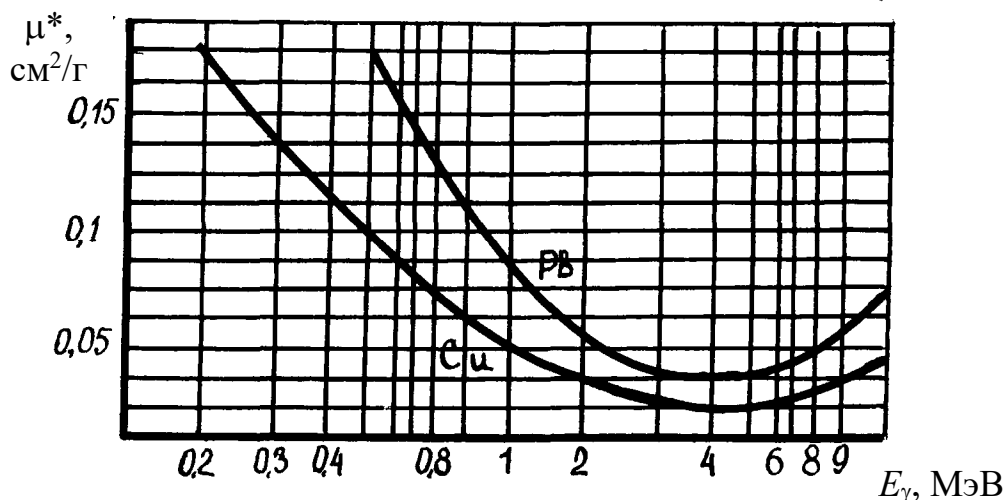
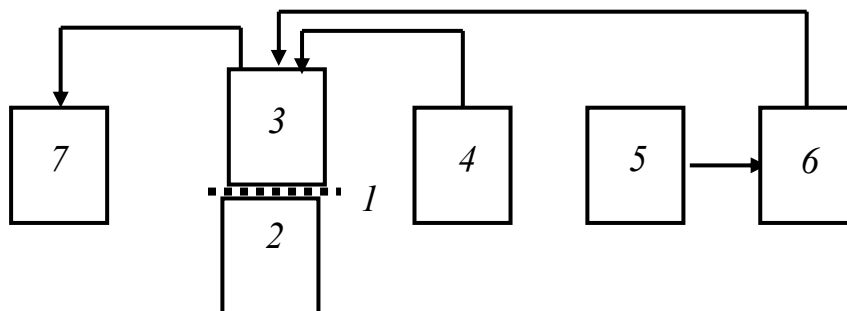


Рисунок 2.2 – Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии γ -квантов

2.3 Описание измерительной установки

Сцинтилляционный блок детектирования (рисунок 2.3) предназначен для регистрации ионизирующих частиц, испущенных при распаде радионуклидов, содержащихся в пробе 2, и преобразования информации о потоке регистрируемых частиц в последовательность электрических импульсов на выходе детектора.



1 – поглотитель из медных или свинцовых пластин; 2 – кювета для измерений или калибровки; 3 – сцинтилляционный детектор БДЭГ2-36; 4 – низковольтный блок питания (–12 В); 5 – низковольтный блок питания БТСМ 591 (+24 В); 6 – высоковольтный блок питания БНВ-30-01; 7 – пересчетный прибор

Рисунок 2.3 – Структурная схема установки

Низковольтные блоки питания вырабатывают напряжения для питания электронных схем блока детектирования (–12 В) и блока высокого напряжения (+24 В). Блок высокого напряжения обеспечивает работу фотоэлектронного

умножителя (ФЭУ) сцинтилляционного детектора (полярность положительная). Пересчетное устройство измеряет число электрических импульсов, поступивших с выхода блока детектирования за фиксированный временной интервал (время измерения).

2.4 Программа работы

1 Измерить фон n_{Φ} за 100 с. Определить среднее значение фона:

$$\bar{n}_{\Phi} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 n_{\Phi i}.$$

2 Установить источник. Измерить среднее значение сигнала и фона по формуле

$$\bar{n}_{\Phi C} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 n_{\Phi C i}.$$

Найти среднее значение числа отсчётов, создаваемых источником:

$$\bar{n}_C = \bar{n}_{\Phi C} - \bar{n}_{\Phi}.$$

3 Таким же образом определить среднее число отсчётов, создаваемых источником, при введении между источником и детектором свинцовых или медных поглотителей толщиной 2, 4, 6 и 8 мм. Составить таблицу 2.1.

Таблица 2.1 – Среднее значение сигнала для разных толщин поглотителя

Толщина поглотителя x_c , см	0	0,2	0,4	0,6	0,8
Массовая толщина поглотителя $x = x_c \rho$, г/см ²					
\bar{n}_C					

Плотность свинца $\rho = 11,34$ г/см³; плотность меди $\rho = 8,9$ г/см³.

Для каждой пары смежных поглотителей определить массовый коэффициент ослабления μ_i^* , используя выражение (2.3). Результаты занести в таблицу 2.2.

Таблица 2.2 – Расчет массового коэффициента поглощения

Δx пары смежных поглотителей	см	0...0,2	0,2...0,4	0,4...0,6	0,6...0,8
	г/см ²				
Массовый коэффициент поглощения μ_i^*	см ² /г				

4 Найти среднее значение массового коэффициента ослабления:

$$\bar{\mu}^* = \frac{1}{4} \sum_{i=1}^4 \mu_i^*.$$

По графику (см. рисунок 2.2) определить энергию гамма-квантов и назвать радионуклид – источник излучения. С этой целью необходимо сделать анализ схем распада основных радионуклидов, приведенных в лабораторной работе № 5.

Контрольные вопросы

- 1 Эффекты при взаимодействии γ -излучения с веществом (пояснить).
- 2 Записать закон ослабления потока γ -квантов при прохождении через мишень.
- 3 Что такое линейный и массовый коэффициент ослабления ?
- 4 Как зависят коэффициенты ослабления от энергии γ -квантов?
- 5 Как находится массовый коэффициент ослабления в данной работе?
- 6 Схема лабораторной установки.
- 7 Поясните схему распада основных радионуклидов.

3 Лабораторная работа № 4. Радиометрия

Цель работы: изучение принципов работы градуировки и практического использования сцинтилляционного гамма-радиометра.

3.1 Общие сведения

Радиоактивность – процесс самопроизвольного распада атомных ядер, сопровождающийся вылетом одной или нескольких частиц. Радиоактивность характеризуется сортом и энергией вылетающих частиц, длительностью протекания процесса (постоянная распада λ , среднее время жизни τ , период полураспада $T_{1/2}$). Основные виды радиоактивности – альфа α , бета β и гамма γ . Бета- и гамма-радиоактивность присуща легким, средним и тяжелым ядрам; альфа-радиоактивность встречается только среди тяжелых ядер. Принято говорить о естественной и искусственной радиоактивности (возникновение искусственной радиоактивности произошло из-за человеческой деятельности – создание ускорителей и реакторов). В настоящее время большинство радиоактивных ядер произведено искусственным путем.

Активность A радиоактивного источника – число радиоактивных распадов, происходящих в источнике в единицу времени. Активность радиоактивного источника, приходящаяся на единицу его массы, называется удельной активностью.

Единицей активности в системе СИ служит беккерель, соответствующий одному распаду в секунду. внесистемная единица – кюри ($1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$).

Основной закон радиоактивного распада в интегральной форме

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

где λ – постоянная распада;

t – время распада.

Период полураспада, т. е. время, в течение которого активность источника уменьшится в 2 раза, связан с постоянной распада формулой

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

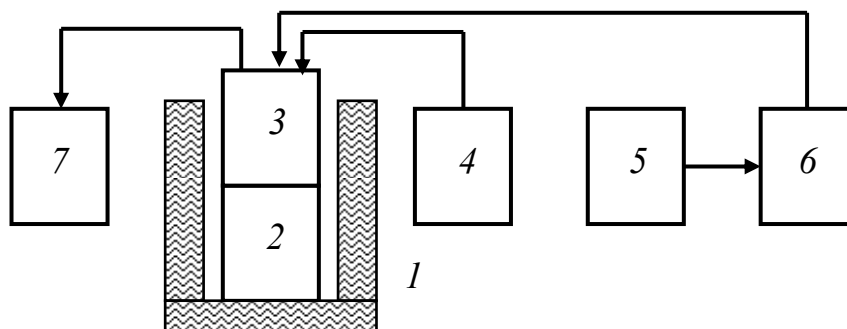
Радиометрия (в ядерной физике) – совокупность методов измерения активности радиоактивного источника. Радиометр – прибор для проведения таких измерений. В соответствии с видом измеряемых частиц говорят о гамма-, бета- и альфа-радиометрах.

Методы измерения активности делятся на абсолютные и относительные. В абсолютном методе активность источника восстанавливается по числу зарегистрированных в единицу времени частиц n и при знании относительного телесного угла Ω , под которым источник «видит» детектор, и эффективности регистрации ε (отношение числа зарегистрированных частиц к числу частиц, поступивших на детектор). В этом случае $A = n/\Omega\varepsilon$. Определение ε и Ω для объемного источника является трудоемкой задачей. Это обстоятельство и необходимость учёта ряда поправок затрудняет широкое распространение абсолютного метода. В относительном методе активность изучаемого образца A_x сравнивается с известной активностью стандартного источника той же геометрии и близкого состава: $A_x = A \frac{n_x}{n}$. Для реализации как абсолютного, так и относительного метода необходимы предварительные сведения о радиоизотопном составе измеренных образцов и схемах распада радиоактивных ядер, входящих в образцы.

3.2 Описание измерительной установки

В лабораторной работе изучается сцинтилляционный гамма-радиометр для определения удельной активности изотопа ^{137}Cs в жидких, сыпучих и твердых веществах. Защитный контейнер 1 (рисунок 3.1) предназначен для уменьшения потока ионизирующих частиц, попадающих в детектор от внешних (фоновых) источников излучения. Сцинтилляционный блок детектирования 3 предназначен для регистрации ионизирующих частиц, испущенных при распаде радионуклидов, содержащихся в пробе 2, и преобразования информации о потоке регистрируемых частиц в последовательность электрических импульсов на выходе детектора.

Низковольтные блоки питания вырабатывают напряжения для питания электронных схем блока детектирования (-12 В) и блока высокого напряжения ($+24\text{ В}$). Блок высокого напряжения обеспечивает работу фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) сцинтилляционного детектора (полярность положительная). Пересчетное устройство измеряет число электрических импульсов, поступивших с выхода блока детектирования за фиксированный временной интервал (время измерения).



1 – защитный контейнер; *2* – кювета для измерений или калибровки; *3* – сцинтилляционный детектор БДЭГ2-36; *4* – низковольтный блок питания (–12 В); *5* – низковольтный блок питания БТСМ 591 (+24 В); *6* – высоковольтный блок питания БНВ-30-01; *7* – пересчетный прибор

Рисунок 3.1 – Структурная схема установки

3.3 Программа работы

1 Установить на потенциометре высоковольтного блока деление 3,0. Ручки пересчетного прибора выставить в положения, соответствующие полярности входных импульсов, максимальной чувствительности и времени измерения 100 с.

Включить в сеть вилку блока низковольтного питания; тумблер выходного напряжения блока высоковольтного питания поставить в положение «Вкл.». Включить пересчетный прибор.

2 Установить кювету с дистиллированной водой или пустую кювету в измерительный блок. Измерить фон N_{ϕ} за 100 с 3 раза ($k = 3$). Определить среднее значение фона по формуле

$$\bar{N}_{\phi} = \frac{1}{3} \sum_{k=1}^3 N_{\phi k}.$$

3 Установить в измерительный блок образец с известной удельной активностью ^{137}Cs и провести аналогичные п. 2 измерения по определению среднего значения отсчетов $\bar{N}_{A\phi}$. Определить среднее значение \bar{N}_A , обусловленное образцом с удельной активностью: $\bar{N}_A = \bar{N}_{A\phi} - \bar{N}_{\phi}$.

4 Повторить измерения п. 3 для другого образца с известной активностью.

5 По результатам измерений построить калибровочный график (рисунок 3.2).

6 Из калибровочного графика определить пересчетный коэффициент c (как тангенс угла наклона кривой к оси удельной активности).

7 Установить пробу неизвестной активности в измерительный блок. Провести измерения среднего значения отсчетов $\bar{N}_{Ax\phi}$ и определить

$$\bar{N}_{Ax} = \bar{N}_{Ax\phi} - \bar{N}_{\phi}.$$

Удельная активность измеряемой пробы A_x , Ки/кг, определяется по графику калибровочной зависимости с поправкой на массу, если массы калибровочного образца и пробы неодинаковы, и по формуле

$$A_x = \frac{\bar{N}_{Ax}}{c} \frac{m_{эм}}{m_{пр}},$$

где c – пересчётный коэффициент;

$m_{эм}, m_{пр}$ – массы калибровочных образцов и пробы.

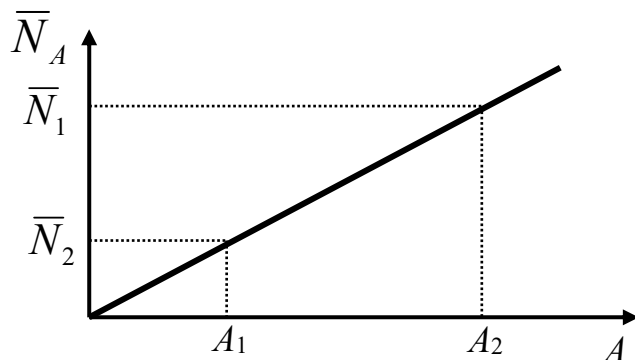


Рисунок 3.2 – Калибровочный график

Контрольные вопросы

- 1 Что такое радиоактивность?
- 2 Основные виды радиоактивного распада.
- 3 Закон радиоактивного распада.
- 4 Что такое период полураспада?
- 5 Что такое активность радиоактивного источника?
- 6 Методы измерения активности (пояснить).
- 7 Какой тип радиометра используется в данной работе? Что такое радиометр?
- 8 Структурная схема установки.
- 9 Что такое ВДУ?

4 Лабораторная работа № 5. Бета-радиометрия

Цель работы: ознакомление с процессами бета-распада, свойствами основных бета-активных радионуклидов в окружающей среде; определение объемной активности предлагаемых образцов и качественный анализ образца из смеси радионуклидов.

4.1 Общие сведения

Бета-распадом называется процесс самопроизвольного превращения нестабильного ядра в ядро-изобар с зарядом, отличным на $\Delta Z = \pm 1$. Известны три вида бета-распада: β^- , β^+ и e -захват (таблица 4.1).

Таблица 4.1 – Схема бета-распадов

Бета-распад	Схема бета-распада	Энергетическое условие бета-распада
β^-	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z+1} Y + e^- + \tilde{\nu}$	${}^A_Z M > {}^A_{Z+1} M + m \quad (M_i > M_f)$
β^+	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + e^+ + \nu$	${}^A_Z M > {}^A_{Z-1} M + m \quad (M_i > M_f + 2m)$
e -захват	$e^- + {}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + \nu$	${}^A_Z M + m > {}^A_{Z-1} M \quad (M_i < M_f)$

В таблице 4.1 используются следующие обозначения: A – массовое число; Z – зарядовое число (порядковый номер); M – масса ядра; M_i и M_f – масса начального и конечного атомов; m – масса электрона; ν и $\tilde{\nu}$ – нейтрино и антинейтрино.

Бета-распад ядер обусловлен действием одного из четырех типов фундаментальных взаимодействий – слабым воздействием. Бета-распад – процесс не внутриядерный, а внутринуклонный. В ядре распадается одиночный нуклон. Но поскольку этот нуклон входит в состав ядра, то его распад сопровождается перестройкой ядра. Поэтому характеристики бета-распада сильно зависят от степени перестройки ядра. Как следствие, бета-распад ядра связан и с теорией слабых взаимодействий, и со структурой ядра.

При β^+ -распаде из ядра вылетают две частицы (а не одна, как в случае альфа-распада или гамма излучения), поэтому энергетическое распределение электронов (позитронов) имеет непрерывный характер (рисунок 4.1).

В окружающей нас среде в настоящее время выделяются три бета-активных типов ядер: калий-40 (${}^{40}\text{K}$), цезий-137 (${}^{137}\text{Cs}$) и стронций-90 (${}^{90}\text{Sr}$). Первый из них – естественного происхождения, а два других – следствие аварии на ЧАЭС.

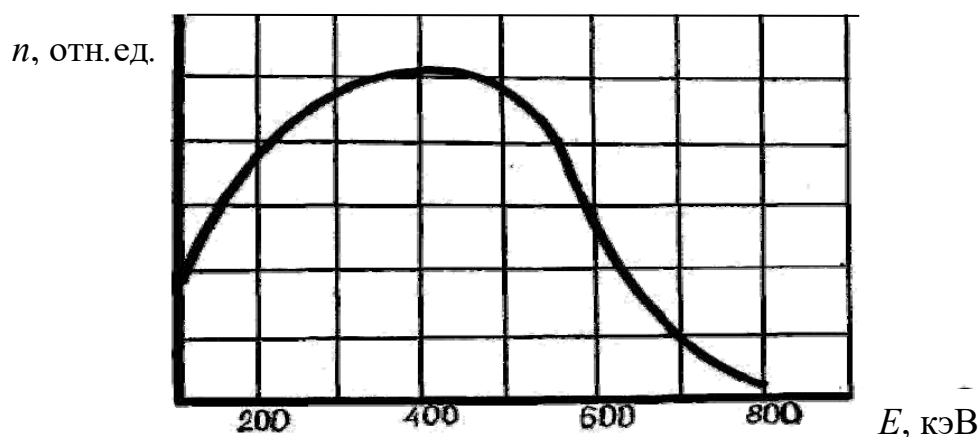


Рисунок 4.1 – Бета-спектр распада свободных нейтронов

Период полураспада ${}^{40}\text{K}$ $T_{1/2} = 1,29 \cdot 10^9$ лет, т. е. сравним со временем жизни солнечной системы ($4,6 \cdot 10^9$ лет), поэтому данный изотоп до сих пор имеется в природной смеси изотопов калия. Основной канал распада с вероятностью 88,8 % – β^- -распад в основное состояние ${}^{40}\text{Ca}$ с граничной энергией 1321 кэВ. С вероятностью в 11 % ${}^{40}\text{K}$ испытывает e -захват; с вероятностью в 0,16 % происходит позитронный распад (β^+ -распад); e -захват сопровождается вылетом

гамма-кванта. Схема распада ^{40}K приведена на рисунке 4.2.

Содержание изотопа ^{40}K в природном калии составляет 0,012 %. Удельная β -активность природного калия – около 30 частиц/(сг).

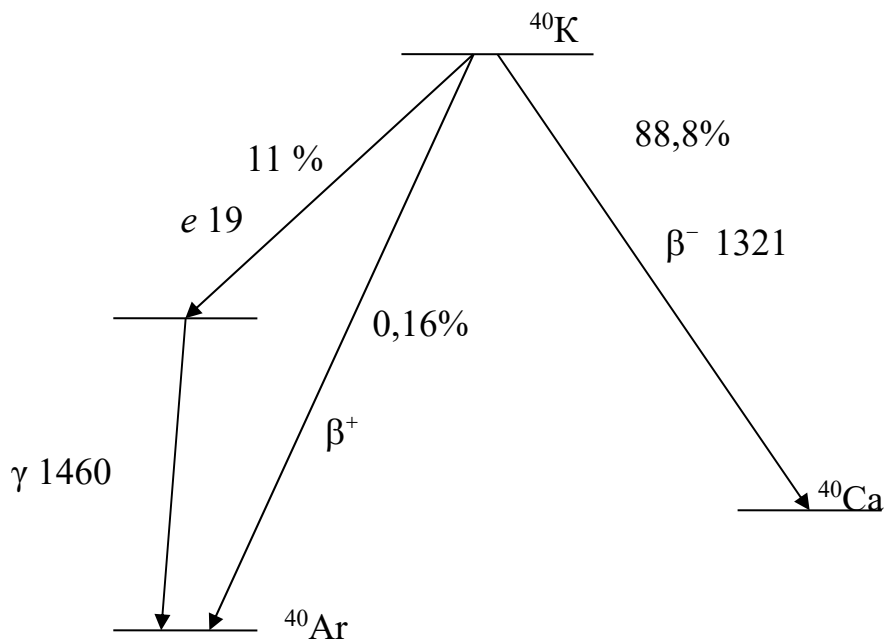


Рисунок 4.2 – Схема распада калия-40 ($T_{1/2} = 1,3 \cdot 10^9$ лет)

Схемы распада ^{137}Cs и ^{90}Sr представлены на рисунках 4.3 и 4.4.

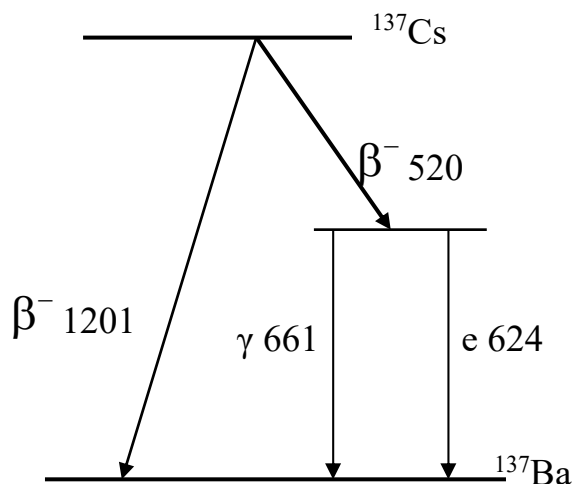


Рисунок 4.3 – Схема распада ядра цезия-137 ($T_{1/2} = 30$ лет)

Ядра цезия-137 с бета-частицами испускают гамма-кванты с энергией 661 кэВ и монохроматические электроны внутренней конверсии с энергией 624 кэВ. Стронций – иттриевый источник является чистым бета-излучателем и содержит два компонента с граничными энергиями 546 и 2274 кэВ соответственно.

Пробег бета-частиц с непрерывным энергетическим спектром может характеризоваться величиной максимального пробега R_{max} : минимальной

толщиной поглотителя, при которой полностью задерживаются все бета-частицы.

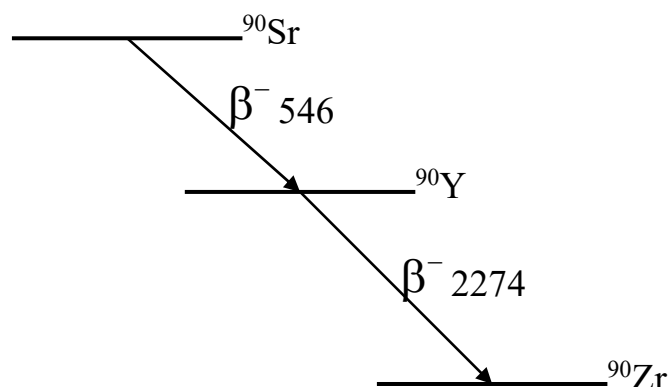


Рисунок 4.4 – Схема распада ядра стронция-90 ($T_{1/2} = 28,6$ лет)

Толщину поглотителя (и пробеги) принято выразить значением массы на единицу площади (граммов на квадратный сантиметр). Обычно измеряют максимальный пробег бета-частиц для алюминия (R_{Al}); для другого вещества

$$R = R_{Al} \frac{(Z/A)_{Al}}{(Z/A)}$$

Представление о толщинах алюминиевых поглотителей, задерживающих β -частицы с E_{max} , дает таблица 4.2.

Таблица 4.2 – Толщина алюминиевых поглотителей, задерживающих β -частицы с различной энергией E_{max}

E_{max} , МэВ	R_{max} , мг/см	Толщина алюминиевой фольги, см
0,15...0,20	25...50	0,01
0,30...0,40	100	0,04
0,50...0,70	150...200	0,06
0,80...1,00	300...400	0,11
1,5	700	0,26
2,0	950	0,35
2,5	1200	0,44
3,0	1500	0,56

Наиболее распространенные детекторы бета-частиц: торцевые (с тонким слюдяным окошком) или тонкостенные цилиндрические счетчики Гейгера – Мюллера, сцинтилляционные счетчики с органическим сцинтиллятором. Реже используются полупроводниковые детекторы (кремневые поверхностно-барьерного типа). Эффективность регистрации бета-частиц близка к 100 %.

Измерение объемной активности в данной лабораторной работе проводится дозиметром-радиометром РКСБ-104. Оценка величины удельной активности радионуклидов производится по формуле

$$A = K_n (\langle N_{\phi+n} \rangle - \langle N_{\phi} \rangle), \quad (4.1)$$

где $\langle N_{\phi} \rangle$ – показания прибора при замере с пустой кюветой, импульс;
 $\langle N_{\phi+n} \rangle$ – показания прибора при замере с исследуемым веществом, импульс;
 K_n – коэффициент прибора, $K_n = 5,4 \cdot 10^{-11}$ Ки / (кг · импульс).

4.2 Программа работы

1 Для оценки удельной активности радионуклидов в пробах веществ снимите заднюю крышку прибора, установите переключатель «S2» режима работы дозиметра в верхнее положение «РАБ.», а переключатель «S3» – в нижнее положение «x 0,001x 0,001x 20». Установите прибор на пустую кювету. Включите прибор тумблером «S1», переведя его в положение «ВКЛ». Запишите показания прибора N_{ϕ} . Опыт повторите 3 раза (для уменьшения общего времени измерения после снятия очередного отсчета показаний произведите кратковременное выключение и новое включение прибора). Установите прибор на кюветы с исследуемым веществом, выполните измерения. Запишите показания прибора ($N_{\phi+n}$). При переполнении табло прибора счетной информацией (большом потоке бета-частиц), когда на нем индицируются 4-разрядные числа, превышающие 9999, перед числом появляется символ «+» (например, «+0254»), измерения необходимо проводить при верхнем положении тумблера «S3», при этом коэффициент прибора в формуле (4.1) увеличивается до $K_n = 54 \cdot 10^{-10}$ Ки / (кг · импульс). После снятия всех показаний выключите прибор и закройте заднюю крышку.

2 Для каждого измерения рассчитайте средние арифметические значения $\langle N \rangle$ по формуле

$$\langle N \rangle = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 N_i.$$

3 Выполните пп. 1 и 2 для естественного КС1 (образец 1): фон, образец без фильтра, образец со слоем алюминиевого фильтра (массовая толщина фильтра 0,2 г/см²).

4 На основании измерений п. 3 определите коэффициент подавления k бета-излучения ⁴⁰K слоем алюминиевого фильтра. Коэффициент подавления равен отношению показаний прибора, измеренных для КС1 с фильтром и без него.

5 Выполните пп. 1 и 2 для грибного порошка (образец 2): фон, образец без фильтра, образец со слоем алюминиевого фильтра.

6 Убедитесь, что результаты по п. 5 указывают на поглощение слоем алюминиевой фольги бета-излучения ¹³⁷Cs (результаты измерения для образца с фильтром близки к фону).

7 Выполните пп. 1 и 2 для смеси из КС1 и грибного порошка (образец 3): фон, образец без фильтра, образец со слоем алюминиевого фильтра.

8 Определите соотношение удельных активностей A_{Cs} и A_K бета-излучате-

лей ^{137}Cs и ^{40}K в смеси из KCl и грибного порошка (образец 3) соответственно, используя следующие выражения:

– измерение без фильтра позволяет определить по формуле (4.1) удельную активность α , создаваемую изотопами ^{137}Cs и ^{40}K :

$$\alpha = A_{\text{Cs}} + A_{\text{K}};$$

– измерение с фильтром позволяет определить по формуле (4.1) объемную активность β , создаваемую изотопами ^{40}K , с учетом эмпирического коэффициента подавления κ :

$$\beta = \kappa A_{\text{K}}.$$

Из совместного решения двух уравнений находятся значения A_{Cs} и A_{K} :

$$\begin{cases} \alpha = A_{\text{Cs}} + A_{\text{K}}; \\ \beta = \kappa A_{\text{K}}. \end{cases}$$

Контрольные вопросы

- 1 Поясните все возможные схемы β -распада.
- 2 Какие β -активные ядра находятся в окружающей среде как следствие аварии на ЧАЭС?
- 3 Поясните схемы распадов K-40, Cs-137, Sr-90.
- 4 Какими величинами характеризуется пробег β -частиц в веществе?
- 5 Какую полезную информацию можно взять из таблицы 4.1?
- 6 Какие существуют детекторы β -частиц?
- 7 Что такое коэффициент подавления?
- 8 Что такое объемная активность?

5 Лабораторная работа № 6. Дозиметрия

Цель работы: ознакомление с целями и методами дозиметрии, основными дозиметрическими единицами; выполнение измерения гамма-фона и поверхностного загрязнения бета-излучающими изотопами.

5.1 Физические основы дозиметрии

Излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию ионов разных знаков, называется ионизирующим. Ионизирующее излучение принято разделять на фотонное (гамма-излучение, тормозное, рентгеновское) и корпускулярное (электроны, альфа-частицы, протоны, нейтроны).

Ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, носит название непосредственно ионизирующего излучения, из незаряженных – косвенно

ионизирующего излучения (ионизация производится заряженными частицами, образуемыми при взаимодействии незаряженных частиц с веществом). Например, гамма-кванты, взаимодействуя с веществом, всю или часть энергии передают электронам вещества и рождаемым в нем позитронам.

Потери энергии заряженных частиц на ионизацию и возбуждение атомов вещества принято называть ионизационными (также тормозными). Потеряв энергию, частица останавливается. Расстояние, пройденное частицей в веществе, называется пробегом. В плотной среде, где концентрация атомов велика, столкновения частицы и ионизация происходят чаще, ее пробег уменьшается.

В воздухе, прежде чем исчезнуть, электроны (бета-частицы) успевают «пробежать» десятки сантиметров; в воде и ткани человеческого тела – несколько миллиметров; в металле – еще меньше.

Тяжелые альфа-частицы ионизируют вещество очень сильно, но весьма короткопробежны: в воздухе и ткани длина их пути составляет соответственно миллиметры и микроны. Поток альфа-частиц задерживается листом бумаги и практически не способен проникнуть через наружный слой кожи, образованный отмершими клетками.

Гамма-кванты, наоборот, являются проникающим излучением. Механизм их взаимодействия с веществом другой: сначала они образуют несколько высокоэнергетических электронов, а уж те ионизируют среду обычным способом. В воздухе путь гамма-квантов превышает десятки и даже сотни метров, в человеческом теле – многие сантиметры. Так, средняя длина пробега фотонов с энергией в 1 МэВ в воздухе составляет 122 м. Гамма-излучение может задержать толстая свинцовая или бетонная плита.

5.2 Дозиметрический аспект

Доза (от греч. *dosis*) – порция. Предмет дозиметрии – измерения и расчеты дозы в полях источников излучений. Доза излучения – мера действия излучения в среде. Различают:

- поглощенную дозу – энергию излучения, поглощенную единицей массы облучаемой среды;
- дозу облучения – величину, выражающую количество излучения и измеряемую по ионизации воздуха;
- биологическую дозу – величину, определяющую биологическое воздействие излучения на организм.

Экспозиционная доза. Первый шаг по пути количественного определения воздействия радиации – введение дозы излучения в воздухе, что позволит описать поле внешнего облучения объекта – экспозицию. Экспозиционная доза определяется только для воздуха и только для квантового излучения. Для измерения этой дозы можно применить известный физический метод – достаточно измерить суммарный заряд ионов, образовавшихся в облучаемой воздушной ионизационной камере.

Единицей экспозиционной дозы является 1 Кл электрического заряда, образующегося под действием излучения в 1 кг воздуха: 1 Кл/кг. Старая еди-

ница экспозиционной дозы – рентген, а соотношение между ними $1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р}$.

Уровень радиации может изменяться во времени, поэтому часто пользуются понятием «мощность экспозиционной дозы» – доза за определенный промежуток времени (например, тысячная доля рентгена в секунду – 1 мР/с). В СИ – это величина тока в данный момент: одна миллионная кулона на килограмм в секунду соответствует мощности 1 мкА/кг воздуха.

Поглощенная доза. Второй шаг – определение дозы, создаваемой излучением в самом объекте. Косвенно экспозиция говорит лишь о величине радиации, но воздействие на объект оказывает только та часть излучения, которая поглотилась в нем самом.

Поглощенная доза определяется как энергия ионизирующего излучения, переданная массе вещества. В отличие от экспозиционной дозы, она определена для радиоактивных излучений и их смеси, поглощающихся в любой среде. Эту дозу измеряют в греях. 1 Гр соответствует поглощению 1 Дж энергии в 1 кг вещества: $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$.

Прежде для измерения поглощенной дозы применялась единица рад: $100 \text{ рад} = 1 \text{ Гр}$.

Измерить поглощенную дозу в человеческом организме трудно. Для этого нужны тканеэквивалентные детекторы – органические вещества, вода, сложные композиции, по составу подобные ткани, которые размещают в полостях тела или в его моделях – фантомах.

Эквивалентная доза. Из-за разной ионизирующей способности альфа-, бета- и гамма-излучения даже при одной и той же поглощенной дозе оказывают неодинаковое поражающее действие. Так, хотя пробег альфа-частиц составляет микроны, они создают такую мощную ионизацию, которая способна вывести из строя всю молекулу целиком. Особенно опасно, если частица попадает в жизненно важную биологическую структуру. Различие в величине радиационного воздействия можно учесть, приписав каждому свой коэффициент качества – степень разрушительного влияния на вещество. Гамма-кванты и электроны поражают органическую ткань примерно одинаково, и для них K принят равным 1. Для альфа-частиц $K = 20$, т. е. они в 20 раз опаснее, чем гамма-излучение. В таблице 5.1 приведены значения коэффициентов качества для различных видов ионизирующего излучения.

Таблица 5.1 – Рекомендуемые значения K для излучений различных видов,

Вид излучения	K , Зв/Гр
Гамма-излучение, рентгеновское излучение, электроны, позитроны, бета-частицы	1
Нейтроны с энергией меньше 20 кэВ	3
Нейтроны с энергией 0,1...10 МэВ	10
Протоны с энергией меньше 10 МэВ	10
Альфа-излучение с энергией меньше 10 МэВ	20
Тяжелые ядра отдачи	20

Для определения степени воздействия излучений на человека с учетом коэффициентов качества и применяется понятие эквивалентная доза, единицей которой служит зиверт. Она меньше поглощенной дозы в K раз: $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр}/K$.

Таким образом, считается, что поглощенная доза от альфа-излучения производит такое же разрушительное действие в теле человека, как и в 20 раз большая доза гамма-квантов или электронов. На практике часто приходится пользоваться производными от зиверта единицами: в тысячу раз меньшими – миллизиверт, в миллион – микрозиверт. Эквивалентная доза рассчитывается для «средней» ткани человеческого тела. Старая единица эквивалентной дозы, которая еще применяется, – биологический эквивалент рентгена (бэр), вычисляется исходя из поглощенной дозы в радах. Зиверт в 100 раз больше бэра: $1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$.

5.3 Практический аспект

Методы измерения дозы основаны на применении всех методов, позволяющих измерить эффект ионизационных потерь энергии. К ним относятся ионизационные камеры, газоразрядные счетчики, сцинтилляционные детекторы, фотоэмульсии, калориметрические методы.

После аварии на ЧАЭС в обиход вошли такие понятия, как фон гамма-излучения (микрорентген в час), объемное (или весовое) содержание радиоактивности в продуктах питания (кюри на литр, кюри на килограмм), уровень загрязненности территории (кюри на квадратный километр). В настоящее время имеется три основных радиоактивных элемента, обуславливающих фон и загрязнение среды: ^{137}Cs – источник гамма-излучения (энергия фотонов 662 кэВ) и бета-излучения (граничная энергия 520 кэВ), $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ – источники бета-излучения (граничные энергии двух бета-переходов 546 кэВ и 2274 кэВ), ^{239}Pu – источник альфа-излучения (энергия альфа-частиц 5,1 МэВ). Соответственно, речь идет о содержании гамма-, бета- и альфа-активных элементов и соответствующих дозиметрах и радиометрах. Радиометрический контроль чаще всего реализуется по гамма-излучению цезия-137; радиометрия бета- и альфа-излучения требует, как правило, радиохимического выделения элементов.

Между экспозиционной дозой, поверхностным загрязнением и эквивалентной дозой имеются соотношения: для экспозиционной дозы – 0,004 мкР/ч на 1 Бк/м², для эквивалентной – 0,022 мкЗв/год на 1 Бк/м². Иллюстрацией служит таблица 5.2.

Таблица 5.2 – Соотношения между экспозиционной дозой, поверхностным загрязнением и эквивалентной дозой

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

5.4 Дозиметрия отдельных видов излучения

5.4.1 Дозиметрия β -излучения. Проникающая способность β -излучения значительно больше, чем α -частиц. Пробег β -частиц в воздухе зависит от их энергии и для частиц, обладающих энергией 3 МэВ, составляет около 3 м. Одежда и кожный покров человеческого тела поглощают около 75 % β -частиц и только 20 %...25 % проникает внутрь человеческого тела на глубину 2 мм. Наибольшую опасность представляет попадание β -частиц в глаза, т. к. внешняя поверхность глаза не имеет защитного покрова. Удельная ионизация, создаваемая β -частицей, значительно меньше, чем α -частицей той же энергии. Это объясняется меньшим электрическим зарядом и большей скоростью движения β -частиц, уменьшающей вероятность взаимодействия с атомами. Средняя удельная ионизация, вызываемая β -излучением в воздухе, составляет в среднем 60 пар ионов на 1 см пути β -частицы. Рассеяние играет для легких β -частиц значительно большую роль, чем для тяжелых α -частиц. В результате значительного отклонения β -частиц под влиянием электрических полей, создаваемых атомами, фактический путь β -частиц в воздухе значительно превышает зону действия β -излучения (1...3 м). Полное поглощение β -частиц с энергией 1 МэВ происходит в слое алюминия \approx 3 мм.

При дозиметрии β -излучения следует различать дозиметрию β -источников, введенных в организм (внутреннее облучение), и дозиметрию внешних потоков β -излучения (внешнее облучение). При дозиметрии β -источника, введенного в организм, необходимо знать период полураспада радиоактивного нуклида, среднюю энергию β -частиц, концентрацию радиоактивного нуклида в облучаемом органе и период полувыведения нуклида из организма. Чтобы вычислить мощность дозы от β -активного нуклида, введенного в организм, предположим, что нуклид распределен равномерно и пробег электронов мал по сравнению с размерами области, где распределен нуклид. Тогда энергия, поглощенная веществом, равна суммарной энергии испущенных β -частиц. Мощность дозы P , мЗв/ч, в 1 г для концентрации n , Бк/г,

$$P = 1,6 \cdot 10^{-7} n E,$$

где E – средняя энергия β -частиц непрерывного спектра, МэВ.

Так как наряду с радиоактивным распадом идёт выделение радиоактивного вещества, то необходимо использовать эффективный период полувыведения $T_{\text{эфф}}$:

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_{1/2} T_{\text{ВВВ}}}{T_{1/2} + T_{\text{ВВВ}}},$$

где $T_{1/2}$ – период полураспада;

$T_{\text{ВВВ}}$ – период полувыведения радиоактивного вещества.

Если C_0 – начальная концентрация, то

$$C(t) = C_0 \exp(-t \ln 2 / T_{\text{эфф}}).$$

Доза внешних потоков β -излучения измеряется тонкостенными счетчиками, изготовленными из материала с малым Z . В качестве детекторов электронов часто используются органические сцинтилляторы. Во всех случаях входные окна дозиметров закрываются тонкими пленками, на поглощение в которых вводятся соответствующие поправки.

5.4.2 Дозиметрия γ -излучения. Гамма-излучение обладает наибольшей проникающей способностью по сравнению с альфа- и бета-излучениями. В воздухе γ -излучение может преодолевать значительные расстояния, не испытывая существенного поглощения. Ослабления γ -излучения можно достигнуть, применяя свинец, сталь, большие слои бетона и грунта. Большая проникающая способность γ -излучения делает его особенно опасным при внешнем облучении. Например, чтобы ослабить действие γ -излучения с энергией 1 МэВ в 2 раза, потребовался бы свинцовый комбинезон массой 130 кг. Линейная плотность ионизации, создаваемая γ -излучением, значительно меньше, чем при облучении α - и β -излучениями. На 1 см пути в воздухе γ -кванты создают только несколько пар ионов. При прохождении γ -квантов через среду ионизация производится электронами, которые выбиваются из атомов в результате взаимодействия с γ -квантами. Интенсивность потока γ -излучения после прохождения через слой толщиной x определяется законом

$$I(x) = I_0 \exp(-\mu x),$$

где μ – полный коэффициент ослабления γ -излучения, определяемый свойствами вещества ослабляющего слоя и энергией γ -квантов.

Защитные свойства часто характеризуются **толщиной половинного поглощения**, т. е. толщиной слоя, после прохождения которого интенсивность γ -излучения уменьшается вдвое. Связь коэффициента ослабления γ -излучения и слоя половинного ослабления $x_{1/2}$ выражается следующей формулой:

$$x_{1/2} = \ln 2 / \mu \approx 0,693 / \mu.$$

Для оценки ионизирующего действия γ -излучения используется понятие **ионизационной постоянной**. Ионизационная постоянная радиоактивного нуклида определяется как мощность дозы, создаваемая нефилтрованным γ -излучением точечного источника активностью 1 мКи на расстоянии 1 см. Иониза-

ционная постоянная для одной монохроматической линии определяется по формуле

$$K_{\gamma} = \frac{3600 \cdot 3,7 \cdot 10^7 (\tau + \sigma) \cdot h\nu}{4\pi \cdot 7,1 \cdot 10^4},$$

где $h\nu$ – энергия кванта, МэВ;

τ – коэффициент фотоэлектрического поглощения в воздухе, см^{-1} ;

σ – коэффициент поглощения при комптоновском рассеянии в воздухе (с учетом вторичного взаимодействия), см^{-1} .

Постоянный множитель возник при переходе к единицам, используемым в дозиметрии (милликюри, час, рентген и мегаэлектронвольт).

В таблице 5.3 указаны значения ионизационной постоянной K_{γ} для некоторых радиоактивных нуклидов.

Для того чтобы определить мощность дозы источника γ -излучения, необходимо знать активность источника, расстояние между облучаемым объектом и источником, значение ионизационной постоянной для данного нуклида и размеры источника.

Таблица 5.3 – Значения ионизационной постоянной K_{γ} для ряда радиоактивных нуклидов

Нуклид	$T_{1/2}$	E_{γ} , кэВ	K_{γ} , $\text{Р}\cdot\text{см}^2\cdot\text{мКи}^{-1}\cdot\text{ч}^{-1}$	K_{γ} , $\text{мЗв}\cdot\text{см}^2\cdot\text{МБк}^{-1}\cdot\text{ч}^{-1}$
^{24}Na	14,66 ч	1369, 2754	18,1	4,3
^{60}Co	5,27 года	1173, 1332	12,8	3,0
^{131}I	8,04 сут	Сложный спектр	2,2	0,52
^{134}Cs	2,06 года	Сложный спектр	8,7	2,1
^{137}Cs	30 лет	661,6	3,2	0,76
^{170}Tm	129 сут	84,3	0,3	0,07
^{192}Ir	73,8 сут	Сложный спектр	4,7	1,12
^{226}Ra	1600 лет	Сложный спектр	8,4	2,0

Мощность дозы от точечного источника γ -излучения вычисляется по формуле

$$P = \frac{K_{\gamma} A}{R^2},$$

где K_{γ} – ионизационная постоянная, $\text{Р}\cdot\text{см}^2/(\text{мКи}\cdot\text{ч})$;

R – расстояние от точечного источника до ионизируемого объекта, см;

A – активность источника, мКи.

При переходе от единиц рентген в час к единицам зиверт в час надо учесть, что $1 \text{ Р} = 0,0088 \text{ Зв}$.

В случае широкого пучка имеется возможность попадания в детектор рассеянного γ -излучения. Вероятность попадания рассеянных γ -квантов в детектор увеличивается с увеличением поля облучения. Расчеты мощности

дозы от широкого источника сложны. В настоящей работе используется источник небольших размеров и к нему применимо приближение точечного источника.

5.5 Программа работы

5.5.1 Измерение мощности экспозиционной дозы.

1 Измерение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения проводится индикатором радиоактивности РД 1503 «РАДЭКС». Держа прибор на расстоянии не менее 30 см от любой твердой поверхности, кратковременно нажмите большую кнопку «ВКЛ» на передней панели прибора. Убедитесь, что прибор измеряет мощность экспозиционной дозы (на табло горит индикатор единиц измерения мкР/ч).

Измерение мощности проводить до тех пор, пока на цифровом табло не появится пиктограмма □, соответствующая проведению четырех циклов наблюдения длительностью 40 с каждый.

Записать значение средней мощности экспозиционной дозы \bar{P} с табло прибора в мкР/ч. Выключить прибор длительным нажатием кнопки «ПУСК».

Рассчитать относительное среднеквадратичное отклонение мощности экспозиционной дозы от среднего значения в процентах:

$$\delta = 85 - \frac{1002}{\bar{P}},$$

где \bar{P} – мощность экспозиционной дозы, мкР/ч (при доверительной вероятности 0,95).

Найти абсолютное значение среднеквадратичного отклонения мощности экспозиционной дозы:

$$\delta P = \frac{\bar{P} \cdot \delta}{100}.$$

Результаты измерений представить в виде $P = (\bar{P} \pm \delta P)$ мкР/ч.

2 Выполнить измерение мощности экспозиционной дозы на поверхности одного из гамма-источников ($A = 4 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг эталон № 2, лабораторная работа № 4) и на удалении от него на расстоянии 20 см. Сравнить значения между собой и с мощностью экспозиционной дозы в помещении.

5.5.2 Измерение плотности потока бета-частиц с поверхности.

1 Для измерения плотности потока бета-излучения переместите хлористый калий (КСI) в кювете к одной из сторон, имеющих больший линейный размер. Поместите индикатор радиоактивности на кювету таким образом, чтобы левая часть индикатора оказалась над хлористым калием. Выполните измерения и запишите показания прибора $N_{\gamma+\beta}$.

2 Поместите индикатор радиоактивности в металлический бокс и поставьте его на кювету в прежнее положение. Запишите показания прибора N_{γ} .

3 Величину плотности потока бета-излучения с поверхности вычислите по формуле

$$q = Ks(N_{\gamma+\beta} - N_{\gamma}),$$

где q – плотность потока бета-излучения, частиц/(см²·мин);

Ks – коэффициент пересчета прибора, частиц/(см²·мин).

Для прибора РД1503 $Ks = 1,2$ частиц/(см²·мин).

Результат сравните с допустимым по санитарным правилам загрязнением кожи, спецодежды, рабочих поверхностей (100 частиц/(см²·мин)).

Контрольные вопросы

- 1 Что такое ионизирующее излучение?
- 2 Что такое ионизационные потери?
- 3 Разделите γ -, β - и α -частицы по их ионизирующей способности.
- 4 Что такое доза?
- 5 Экспозиционная доза, единицы измерения.
- 6 Поглощенная доза, единицы измерения.
- 7 Эквивалентная доза, единицы измерения.
- 8 Как и чем характеризуется загрязнение среды радиоактивными элементами?
- 9 Что измеряется в данной работе с помощью дозиметра?

6 Лабораторная работа № 7. Изучение статистических данных при измерении интенсивности космического излучения

Цель работы: изучение статистических флуктуаций, интенсивности космического излучения.

6.1 Общие сведения

В любой физической лаборатории всегда присутствует радиоактивное излучение. Источником излучения являются космические лучи и распад радиоактивных веществ, которые в небольших количествах могут быть всюду, в том числе в физических приборах и помещениях. Это излучение является радиоактивным фоном, с которым складывается излучение других источников, если они присутствуют. Основную часть фона обычно составляет космическое излучение.

К детекторам ядерного излучения относятся устройства, выполняющие функцию регистрации и первичного преобразования информации о параметрах исследуемого излучения в параметры сигнала. Так как в основе такого преобразования лежат элементарные процессы взаимодействия ядерного излучения с веществом детектора, то последние различают прежде всего по методу регистрации. Метод регистрации, основанный на измерении электрических зарядов,

образуемых в чувствительном объеме детектора при воздействии на него излучения, носит название ионизационного. В зависимости от агрегатного состояния вещества детектора и величины поля в рабочем объеме данный метод может быть использован в конкретных типах детекторов, отличающихся большим разнообразием как по конструкции, так и по реализуемым параметрам.

Самостоятельный газовый разряд может быть использован для регистрации ядерного излучения при одном обязательном условии: разряд, вызванный в счетчике ядерной частицей, должен быть как можно скорее погашен. Только при выполнении этого условия газоразрядный счетчик будет способен через достаточно малое время ответить на появление в нем следующей частицы новой вспышкой разряда. Чтобы прекратить в счетчике разряд, необходимо устранить причины, которые поддерживают его после окончания воздействия ядерного излучения. Такими причинами служат вторичные эффекты, приводящие к появлению свободных электронов на катоде. Эти электроны, инициируя новые электронно-ионные лавины, поддерживают разряд в счетчике даже после прекращения воздействия излучения.

Наиболее распространенный метод гашения разряда в счетчиках Гейгера – Мюллера заключается в добавлении к обычно применяемому в счетчиках инертному газу определенных органических паров (чаще всего спирта). Присутствие таких добавок в объеме счетчика практически полностью исключает вторичные эффекты. Действительно, из-за наличия широкого спектра поглощения в области ультрафиолетового излучения органические молекулы поглощают фотоны, испускаемые возбужденными молекулами основного газа. Тем самым препятствуют проникновению фотонов на катод и созданию свободных электронов: сами же органические молекулы при этом, оказавшись в возбужденном состоянии, практически мгновенно диссоциируют на составляющие их радикалы. Кроме того, подавляющее большинство ионов основного газа во время дрейфа к катоду испытывают тепловые соударения с органическими молекулами и при этом нейтрализуются, поэтому на катод приходят ионы органических молекул, вероятность создавать которыми дополнительный свободный электрон ничтожно мала. Таким образом, подбирая соответствующие добавки, можно добиться успешного подавления вторичных эффектов и, следовательно, гашения разряда. Такие счетчики, где разряд гасится без внешних вспомогательных средств, носят название самогасящихся счетчиков Гейгера – Мюллера. Несмотря на то, что счетчики имеют ограниченный срок службы, преимущество их перед счетчиками, использующими другие методы гашения разряда, все же значительное и заключается в том, что они обладают лучшими временными характеристиками.

Нужно отметить, что гашение разряда в счетчиках можно с успехом осуществить, добавляя к инертному газу небольшие примеси галоидов. Срок службы таких счетчиков больше, чем с органическими наполнителями.

Так как не каждая ядерная частица, попавшая в чувствительный объем, взаимодействует с веществом детектора (т. е. создает некоторое число электронно-ионных пар), то для различных радиометрических измерений эффективность регистрации излучения приобретает важное значение.

Эффективность регистрации устанавливает связь между числом ядерных частиц, попавших в детектор, и числом частиц, зарегистрированных им, и определяется вероятностью взаимодействия исследуемого излучения с веществом детектора. Таким образом, эта величина зависит не только от вида и энергии излучения, но и от материала, размера и режима самого детектора. Для заряженных частиц эффективность регистрации газоразрядного счетчика Гейгера – Мюллера достигает довольно высоких значений (80 %...100 %).

При любом физическом измерении результат, получаемый на опыте, несколько отличается от действительного значения измеряемой величины. Погрешности измерений складываются из ошибок, связанных с несовершенством методики измерений и неточностью калибровки приборов (эти ошибки называют систематическими), и случайных ошибок эксперимента, изменяющих свою величину и знак от опыта к опыту. Частным случаем случайных ошибок являются так называемые статистические ошибки, которые вызваны флуктуациями самой измеряемой величины. К числу флуктуирующих величин относится и интенсивность космического излучения (число частиц через единичную площадку в единицу времени).

Пусть при некотором измерении за 10 с зарегистрировано n космических частиц. Из этого отнюдь не следует, что в любые следующие 10 с будет зарегистрировано n частиц. В силу случайных причин при этом можно получить $n - 1$, $n + 2$ или другое не слишком сильно отличающееся от n число. В этом случае, как и всегда при измерении флуктуирующих величин, физический смысл имеет не столько результат отдельного измерения, сколько средний результат опыта.

Для определения средней интенсивности n_0 космических частиц следует измерить число частиц n'_0 , прошедших через установку за большое время, и разделить полученное число на время измерения и площадь счетчика. Следует отметить, что средняя интенсивность равна пределу:

$$n_0 = \lim_{t \rightarrow \infty} n'_0.$$

Рассмотрим опыт по определению интенсивности космических лучей. При небольших размерах установки и не очень большом времени, которое можно использовать для опыта, все ошибки оказываются пренебрежительно малыми по сравнению со статистическими флуктуациями.

Проведем ряд опытов по измерению числа частиц, попадающих в счетчик за фиксированное время t . Построим график, откладывая по оси абсцисс общее число частиц, зарегистрированных при измерениях, а по оси ординат – долю случаев (по отношению к общему числу измерений), в которых было зафиксировано данное количество частиц.

Построенный график содержит расположенные точки, которые для наглядности обычно соединяют между собой. Лучше всего это делать, представляя график в виде совокупности вертикально стоящих прямоугольников (рисунок 6.1). Подобного рода график принято называть гистограммой.

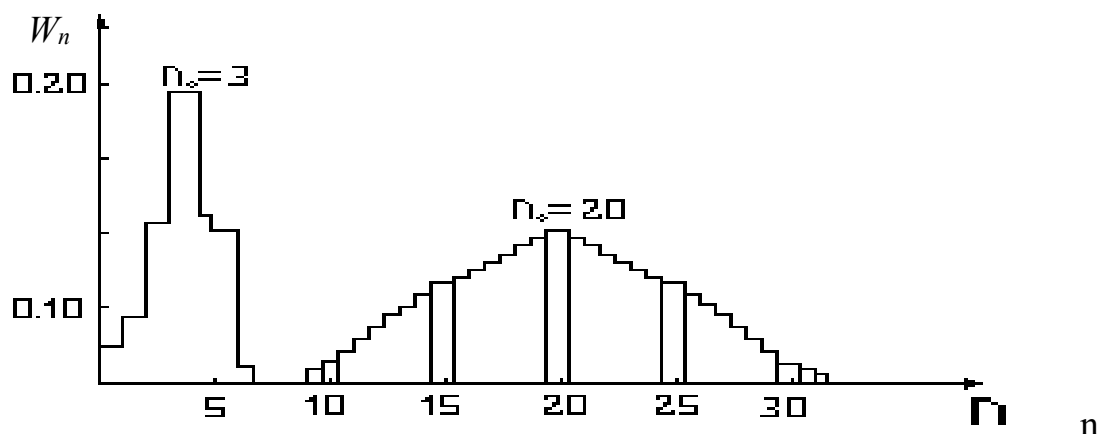


Рисунок 6.1 – Гистограмма космического излучения

Высота каждого прямоугольника определяет долю наблюдаемых случаев W_n , в которых обнаруживается данное число n отсчетов, т. е. вероятность этого события. Гистограмма, таким образом, характеризует распределение вероятности W_n зарегистрировать n частиц за время t в зависимости от величины n . Обозначим среднюю (нам неизвестную) интенсивность космических лучей буквой v . Среднее количество n_0 частиц, проходящих через счетчик за время t , равно, очевидно, $n_0 = vt$. На рис. 6.1 представлена зависимость W_n от n при разных значениях n_0 . По мере роста n_0 максимум графика отодвигается вправо и размывается, а сам график становится более симметричным относительно точки $n = n_0$. Такое распределение обычно называют законом нормального распределения (Гаусса-распределение). При малых n_0 график резко ассиметричен.

6.2 Описание установки и программа работы

Счетчик радиоактивных излучений с помощью держателя и стержня в шарнирной муфте закреплен на штативе и подключен к разъему адаптера. Подключение адаптера счетчика к сети осуществляется соединительным проводом через разъем 220 В. Диодный разъем адаптера счетчика соединен диодным разъемом цифрового счетчика «ПОЛИДИГИТ 1», а разъем центральных часов – с разъемом цифрового счетчика «ПОЛИДИГИТ 1».

1 Ознакомьтесь с устройством установки, проверьте надежность крепления счетчика в держателе счетчика на штативе !!!

2 Нажатием клавиш Ⓜ и Ⓜ включите адаптер счетчика радиоактивных излучений.

3 Цифровой счетчик «ПОЛИДИГИТ 1» нажатием клавиши Ⓜ приведите в готовность к работе.

4 Нажмите клавишу вход Ⓜ центральных часов.

5 Установите интервал времени на центральных часах 10 S.

6 Нажмите одновременно три клавиши: «Измерение» на цифровом

счетчике; «Измерение» и «Signal» – на центральных часах.

Отсчет начат и все поступающие в выбранном интервале времени импульсы считаются на цифровом счетчике «ПОЛИДИГИТ 1».

Через каждые 10 с подается звуковой сигнал. Число отсчетов счетчика за каждые 10 с можно определить как разность показаний счетчика при двух последующих звуковых сигналах.

Измерьте число частиц, проходящих через счетчик за интервал времени, равный 10 с. Повторите измерение $N = 200$ раз. В момент звукового сигнала студент вычисляет в уме число отсчетов за это время и говорит напарнику, который заносит его в таблицу.

Запишите показания счетчика за 2000 с ($\sum_{i=1}^N n_i$).

Результаты опыта представьте в виде гистограммы $W_n(n)$. Для этого по оси абсцисс отложите последовательно числа n и по оси ординат – долю случаев, когда число отсчетов счетчика равнялось n , т. е.

$$W_n = \frac{k}{N},$$

где k – число случаев с отсчетом n ;

N – количество проведенных измерений, $N = 200$.

Контрольные вопросы

- 1 Что такое радиоактивный фон?
- 2 Ионизационный метод регистрации ядерного излучения. Суть метода.
- 3 Устройство счетчика Гейгера – Мюллера.
- 4 Что такое эффективность регистрации?
- 5 Что такое средняя интенсивность космических частиц?
- 6 Как строится гистограмма распределения частиц?
- 7 Что такое вероятность Wn регистрации частиц?

7 Лабораторная работа № 8. Измерение удельной (объемной) активности цезия-137 и калия-40 в пробах почвы радиометром РКГ-01 «Алиот»

Цель работы: определение экспериментальным путём удельной активности проб почв в стационарных условиях с целью измерения активности гамма-излучающих нуклидов.

7.1 Общие сведения

Активность радиоактивного источника, приходящаяся на единицу его массы или объема, называется удельной (УА) или объемной (ОА) активностью.

Единицей активности в СИ служит беккерель, соответствующий одному распаду в секунду. Внесистемная единица – кюри – равна $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк. Единицами удельной (объемной) активности являются беккерель на килограмм, кюри на литр (Бк/кг, Ки/л).

Исследования проб продуктов питания и других объектов из районов, подвергшихся радиоактивному загрязнению, позволили установить, что основной вклад в активность вносят радионуклиды цезия-134 (период полураспада – 2 года), цезия-137 (период полураспада – 30 лет), стронция-90 (период полураспада – 29 лет) и природного радионуклида калия-40 (период полураспада – $1,29 \cdot 10^9$ лет), присутствие которого и значительный разброс его содержания в пробах затрудняют проведение анализа. Наличие в пробах стронция-90 не сказывается на точности определения γ -излучающих нуклидов, т. к. этот радионуклид – чистый бета-излучатель. Следует заметить, что вклад цезия-134 в общую активность за время после аварии на ЧАЭС значительно уменьшился. Это объясняется его относительно малым периодом полураспада и небольшой массой выброса в окружающую среду (в 27,5 раза меньше массы цезия-137).

В качестве датчика в радиометре используются блоки детектирования на базе кристаллов йодистого натрия, активированного таллием с размером 40×40 мм². В чувствительном объеме детектора поглощается энергия γ -квантов, а затем преобразуется в электрические импульсы пропорциональной амплитуды. Энергии γ -квантов распавшихся атомов цезия-137 и калия-40 резко отличаются друг от друга (0,661 и 1,46 кэВ соответственно).

Этот факт позволяет автоматически учесть содержание радионуклида калия-40 в пробе и свести его влияние на точность измерения к минимуму.

Радиометр, используемый в лабораторной установке, является двухканальным. Один канал (цезия) настроен на энергию в диапазоне 150...900 кэВ, второй (калия) – на энергию 900...1600 кэВ.

7.2 Описание измерительной установки

Радиометр (рисунок 7.1) состоит из электронного блока 1, блока детектирования 3, помещенного в защиту 2 и соединенного с электронным блоком кабелем 5. Исследуемая проба определенной массы (объема) помещается в сосуд Маринелли 4, расположенный внутри радиационной защиты.

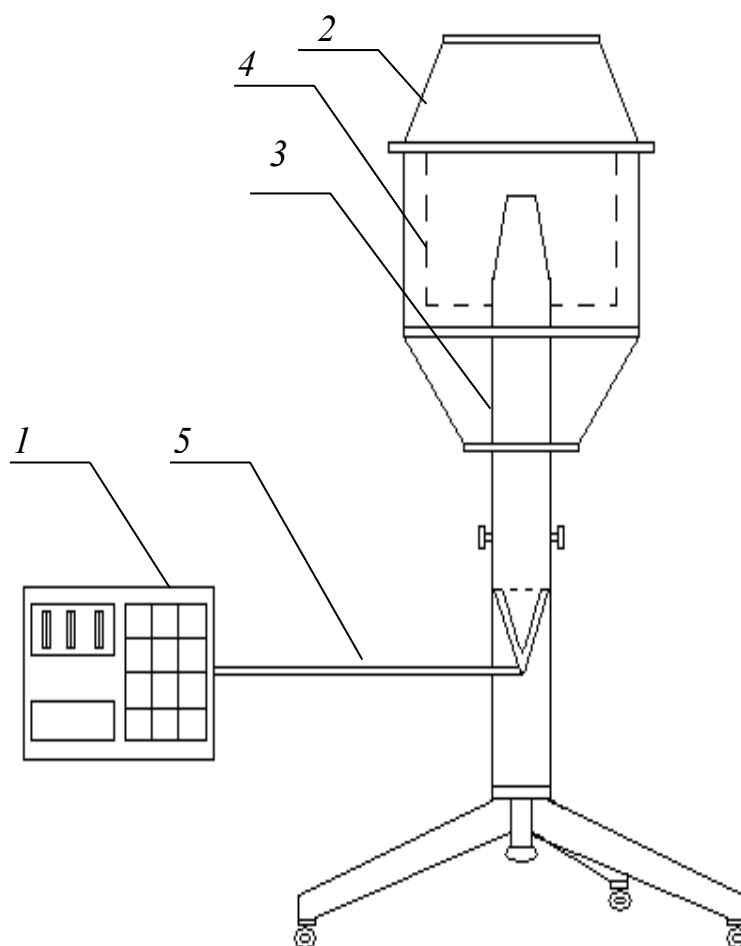


Рисунок 7.1 – Структурная схема установки

7.3 Программа работы

7.3.1 Измерение фона.

1 Включить прибор тумблером «Сеть» на задней панели прибора и дать ему прогреться в течение 10 мин. Контрольный индикатор «Режим» некоторое время должен мигать.

2 Пустую кювету или сосуд Маринелли поместить в свинцовый домик, а затем плотно закрыть верхние створки радиационной защиты.

3 Нажать клавишу «Пуск». Измерение фона заканчивается звуковым сигналом и на табло появляется значение фона (слева) в цезиевом канале, затем – в калиевом канале, а справа – абсолютная погрешность измерения. Значения скоростей счета в обоих каналах запоминаются в памяти контроллера и используются при расчетах активностей проб.

7.3.2 Определение УА (ОА) пробы.

1 Поместить сосуд Маринелли или кювету с предварительно взвешенной пробой в защитный домик.

2 С помощью клавиши «Объем» ввести геометрию измерения (1,0 л; 0,5 л; 0,1 л).

3 Ввести массу (объем) пробы с помощью цифровых клавиш, а затем

клавиши «В» – ввод. Вводимая на клавиатуру масса пробы в граммах (объем в миллиметрах) контролируется по цифровому индикатору. В случае ошибочного ввода можно повторить набор массы (объема) после нажатия клавиши «В», не забывая при этом закончить набор нажатием снова клавиши «В».

4 Нажать клавишу «Пуск».

5 На индикаторе слева появляются изменяющиеся значения активности радионуклидов цезия в пробе, а справа – абсолютное значение статистической погрешности в тех же единицах измерения.

Измерения заканчиваются либо автоматически при достижении заданной погрешности, либо при нажатии кнопки «Стоп». При этом предусмотрена выдача звукового сигнала.

После прекращения измерения пробы необходимо считать показания с цифрового индикатора, нажав клавишу «Един. изм.»; получите результат измерения в беккерелях на килограмм (кюри на килограмм) и значение статистической погрешности в процентах.

Для вывода значения активности калия-40 необходимо при нажатой клавише «Ф» (функция) считать на индикаторе показание содержания К-40 в соответствующих единицах. Измерения с каждой пробой проделать несколько раз, учитывая лишь те показания по калию-40 (2–3 раза), погрешность в которых лежит в пределах 20...25 (единиц измерения – кюри на килограмм).

6 Повторить измерения по пп. 1–5 с тремя другими пробами. Свести все данные в таблицу 7.1.

Таблица 7.1 – Результаты эксперимента

Номер измерения	Концентрация КСl в пробе, %	A_K , Ки/кг	Δ , %	A_{Cs} , Ки/кг	Δ , %
1	1,5				
2	2,5				
3	3,5				
4	?				

7.3.3 Определение концентрации калия-40.

По данным измерений построить график в координатах $A = f(C, \%)$ – удельная активность как функция от процентного содержания калия-40.

По графику определить процентное содержание калия-40 в одной из проб.

Контрольные вопросы

- 1 Что такое активность радиоактивного источника?
- 2 В каких единицах измеряется активность? Каково соотношение между ними?
- 3 Каковы предельно допустимые показатели загрязненности радионуклидами продуктов питания по РКУ-90?

4 Назовите «среднее время жизни» радионуклидов: цезия-134, калия-40 и цезия-137.

8 Лабораторная работа № 9. Изучение принципа действия ядерного реактора

Цель работы: изучение принципа работы ядерного реактора и на его модели отработка режимов запуска, управления мощностью и остановки реактора.

8.1 Общие сведения

Ядерный реактор – устройство, предназначенное для организации и поддержания цепной реакции деления ядер. Главным назначением энергетического ядерного реактора является преобразование энергии расщепления урана в тепловую, которая, в свою очередь, при помощи парогенератора, турбин и электрогенератора преобразуется в электрическую. ВВЭР-1000 – реактор водо-водяной под давлением, корпусной, на тепловых нейтронах, применяемый на энергоблоке атомной электростанции мощностью 1000 МВт (электрических).

На рисунке 8.1 представлены основные компоненты атомной электростанции с ядерным реактором ВВЭР.

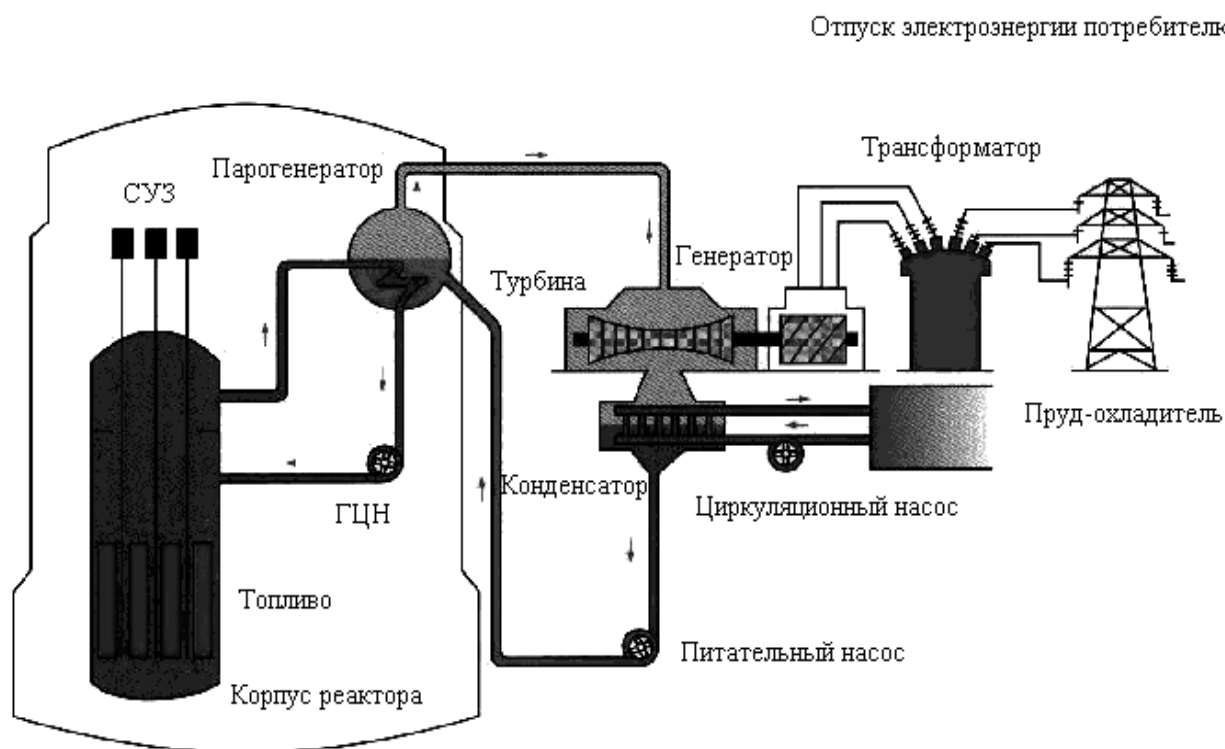


Рисунок 8.1 – Основные компоненты атомной электростанции с ядерным реактором ВВЭР

В качестве ядерного топлива в ядерных реакторах ВВЭР-1000 используется оксид урана-235 UO_2 , который спекается в топливные таблетки. Этими таблетками наполняют тепловыделяющие элементы «ТВЭлы», представляющие собой тонкие стержни, помещаемые в активной зоне ядерного реактора. Для удобства транспортировки, загрузки и выгрузки твэлов в реактор их объединяют в более крупные конструкционные узлы – тепловыделяющие сборки (ТВС). Твэлы в ТВС расположены таким образом, чтобы они находились на равном расстоянии друг от друга, что позволяет обеспечить равномерное омывание всех твэлов теплоносителем. Тепло, вырабатываемое в активной зоне ядерного реактора в результате деления ядер в топливе, переносится теплоносителем. В ядерных реакторах ВВЭР в качестве такого теплоносителя используется вода или пароводяная смесь. Вода, вышедшая из активной зоны реактора, подаётся по той части первого циркуляционного контура, которая называется «горячей ниткой», в парогенератор. Парогенератор представляет собой теплообменник, в котором тепло из первичного циркуляционного контура передаётся воде вторичного циркуляционного контура для получения пара.

После парогенератора теплоноситель перекачивается по «холодной» нитке первичного циркуляционного контура обратно в корпус ядерного реактора. Первичный циркуляционный контур атомной электростанции с ВВЭР-1000 имеет четыре циркуляционные петли. Теплоноситель перекачивается четырьмя главными циркуляционными насосами, установленными на каждой петле. Пар, создаваемый парогенератором, по вторичному циркуляционному контуру подаётся в турбину. После турбины пар поступает в конденсатор, где происходит его конденсация. После конденсатора вода подаётся в деаэратор для удаления несконденсированного газа и далее поступает в парогенератор.

Управление мощностью ядерного реактора и контроль за скоростью протекания цепной реакции осуществляются двумя системами управления реактивностью реактора, функционирование которых основано на двух различных принципах:

1) введение твёрдого поглотителя – система регулирующих стержней (стержней-поглотителей);

2) введение жидкого поглотителя – система борного регулирования.

Система регулирующих стержней предназначена для поддержания критического состояния при стационарном уровне мощности в активной зоне, изменения мощности реактора, обеспечения превентивной и экстренной защиты реактора. В реакторе ВВЭР-1000 имеется 61 управляющий стержень. Каждый управляющий стержень состоит из 18 поглощающих элементов, движущихся внутри топливныхборок по специальным каналам и имеющих индивидуальные приводы. Все контрольные стержни разделены на 10 групп. При номинальной мощности работы реактора все группы стержней находятся в максимально верхнем положении, за исключением 10-й группы, которая, как правило, находится на высоте 70 %...80 % от основания и служит для компенсации небольших изменений реактивности реактора, вызванных изменением температуры, концентрации бора, электрической нагрузки и т. д.


Все остальные регулирующие стержни используются при экстренной и превентивной защите реактора. Когда подаётся сигнал экстренной защиты, все регулирующие стержни погружаются в активную зону реактора в крайнее нижнее положение менее чем за 4 с.

Положение регулирующих стержней отображается на панелях блочного щита управления атомного реактора, на симуляторе – в окне системы управления из защиты (CPS display page). Управление положением стержней может осуществляться как в ручном, так и автоматическом режиме.

Борная система регулирования предназначена для компенсации медленно протекающих изменений реактивности, вызванной выгоранием топлива, а также она применяется при запуске и остановке реактора. Борное регулирование осуществляется подачей борной кислоты в теплоноситель, или уменьшением её концентрации добавлением в теплоноситель технической воды.



8.2 Описание лабораторной установки

Выполнение работы осуществляется на программном симуляторе действующего сегодня ядерного реактора и повторяющего его систему управления.


Запуск программы симулятора «WVER-1000 Reactor Simulator» осуществляется двойным щелчком мыши по ярлыку  на рабочем столе монитора. В открывшемся окне тренировочных заданий «Tasks – WVER-1000 Reactor Simulator (loading 1)» следует выбрать необходимый сценарий тренировочного задания, после чего на мониторе компьютера отобразится окно системы управления и защиты (СУЗ) ядерного реактора. Интерфейс системы управления и защиты ядерного реактора приведен на рисунке 8.2.

Перед выполнением лабораторной работы необходимо освоить следующие навыки работы на симуляторе.

Запуск, приостановка и завершение работы симулятора производятся при помощи панели управляющих элементов, для вызова которой необходимо переместить курсор мыши в самый верх экрана.

Для запуска или приостановки работы симулятора нажмите кнопку Start/Stop ; для завершения работы симулятора и возвращения к окну тренировочных заданий нажмите кнопку Exit  и подтвердите выход.

Для управления задвижками необходимо:


1 Щелчком мыши выделить нужную задвижку  на дисплее симулятора. Выделенная задвижка подсвечивается белым цветом.

2 Найдите панель управления задвижки (рисунок 8.3) на дисплее симулятора (см. рисунок 8.2).

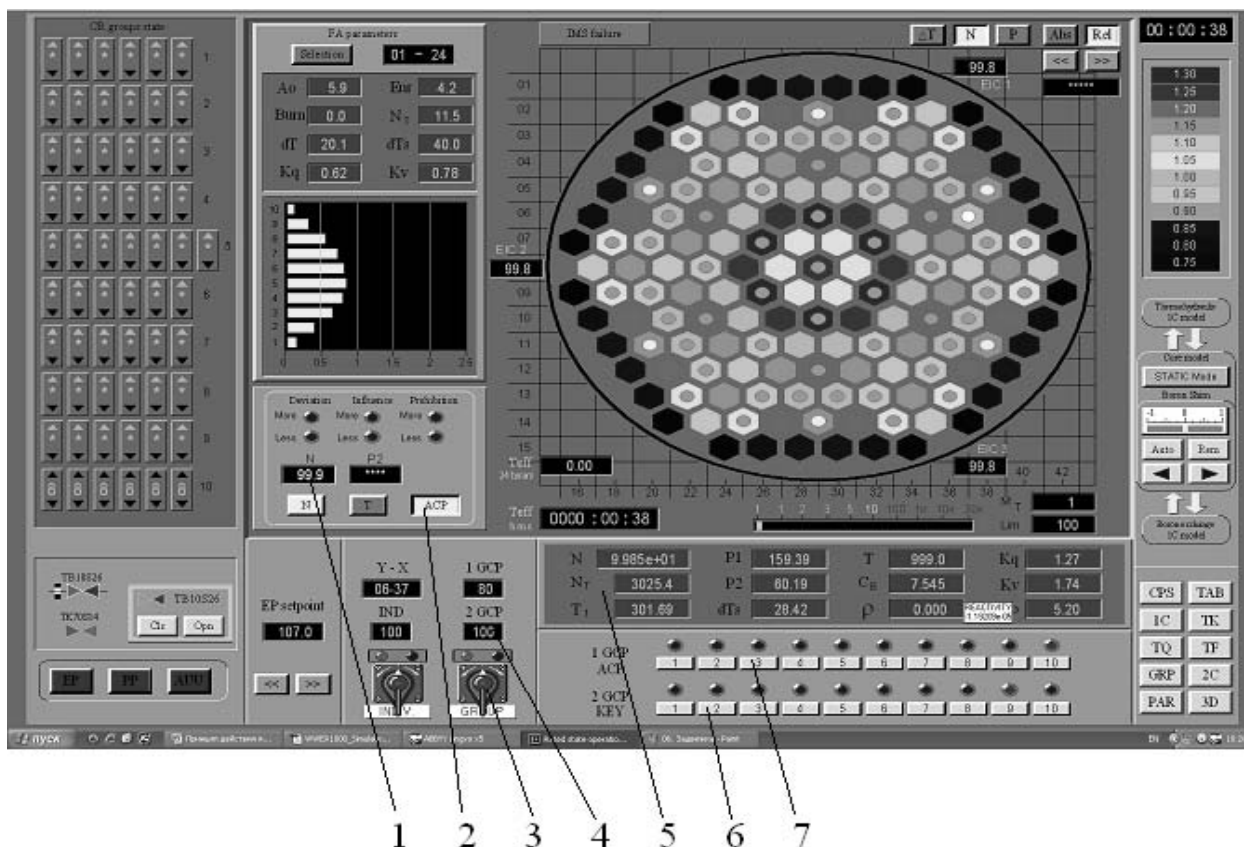
3 Нажать кнопку «On» для открытия задвижки.

4 Нажать кнопку «Cls» для закрытия задвижки.

Открытая задвижка отображается красным цветом, закрытая – зелёным.

Ускорить или замедлить время симуляции можно, нажав на панели управляющих элементов кнопку «Simulation control» , и в открывшемся диало-

говом окне в поле «Scale set» установить масштаб ускорения (замедления) времени симуляции. В дальнейшем рекомендуется устанавливать временной масштаб симуляции, равный 10. Перейти в режим реального времени можно, нажав на кнопку «Scale 1:1». Также рекомендуется переходить в режим реального времени всякий раз при изменении режима работы реактора: открытия и закрытия задвижек, перемещении ТВЭЛОВ.



1 – мощность реактора (% от номинальной); 2 – кнопка включения/выключения автоматического регулятора мощности (АРМ); 3 – ключ управления выбранной группой регулирующих стержней; 4 – индикатор положения регулирующих стержней тепловыделяющей сборки; 5 – рабочие параметры реактора; N – нейтронная мощность реактора; N_T – тепловая мощность реактора; C_B – концентрация бора в теплоносителе (г/кг); 6 – кнопки выбора группы тепловыделяющих сборок для ручного регулирования мощности; 7 – кнопки выбора группы тепловыделяющих сборок для автоматического управления мощностью

Рисунок 8.2 – Интерфейс системы управления и защиты ядерного реактора

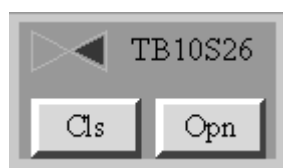




Рисунок 8.3 – Вид панели управления задвижкой на дисплее симулятора

Внимание! При снятии показаний датчиков симулятора реактора рекомендуется ставить реактор «в паузу» нажатием на панели управляющих


элементов на кнопку запуска/приостановки реактора !

8.3 Программа работы

8.3.1 Борное регулирование мощности ядерного реактора.

1 На рабочем столе монитора двойным щелчком мыши по ярлыку  запустить программу «WWER-1000 Reactor Simulator».

2 В открывшемся окне выбрать «Rated state operation. Load», после чего появится окно симулятора, отображающее щит управления ядерным реактором (см. рисунок 8.2).

3 На панели управляющих элементов, которая появляется при перемещении курсора мыши в крайнее верхнее положение, нажать на кнопку «Simulation control» .

4 В появившемся диалоговом окне «Simulation control» нажать кнопку «Load IC» и выбрать «Борное регулирование».

5 Запустить симуляцию работы ядерного реактора, после чего реактор начнёт работать в режиме нормальной эксплуатации.

6 Для подачи бора в теплоноситель открыть задвижку ТВ10S26 (находится в нижнем левом углу экрана симулятора).

7 После открытия задвижки концентрация бора в теплоносителе начнёт постепенно увеличиваться. При достижении концентрации бора $C_B = 7,550$ снять зависимости мощности реактора и тепловой мощности реактора от концентрации бора. Измерения провести с шагом увеличения концентрации бора на 0,020 г/кг до тех пор, пока концентрация бора не станет равной 7,730 г/кг. Данные занести в таблицу 8.1 (графа «Увеличение концентрации бора»).

8 Закрыть задвижку ТВ10S26, чтобы остановить подачу бора в теплоноситель.

9 Начать уменьшение концентрации бора в теплоносителе. Для этого необходимо открытием задвижки ТК70S14 подать дистиллированную воду в первичный циркуляционный контур. Концентрация бора начнёт уменьшаться.

Снять зависимости мощности реактора и тепловой мощности реактора от концентрации бора. Измерения провести с шагом уменьшения концентрации бора на 0,020 г/кг до тех пор, пока она не станет равной 7,550 г/кг.


Занести в таблицу 8.1 значения электрической и тепловой мощностей реактора в графу «Уменьшение концентрации бора».

10 По данным таблицы 8.1 построить два графика зависимости электрической и тепловой мощностей реактора от концентрации бора, откладывая в первом графике по оси X концентрацию бора, а по оси Y – электрическую мощность реактора. На втором графике по оси X также отложить концентрацию бора, по оси Y – тепловую мощность реактора.

Таблица 8.1 – Зависимость электрической и тепловой мощностей ядерного реактора от концентрации бора в теплоносителе

Концентрация бора, г/кг	Увеличение концентрации бора		Уменьшение концентрации бора	
	Мощность реактора, % от номинальной	Тепловая мощность реактора, МВт	Мощность реактора, % от номинальной	Тепловая мощность реактора, МВт
7,550				
7,570				
...				
7,730				

8.3.2 Управление реактором системой регулирующих стержней.

1 На рабочем столе монитора двойным щелчком мыши по ярлыку  запустить программу «WVER-1000 Reactor Simulator».

2 В открывшемся окне выбрать «Rated state operation. Load», после чего появится окно симулятора, отображающее щит управления ядерным реактором (см. рисунок 8.2).

3 Запустить симуляцию работы ядерного реактора, после чего реактор начнёт работать в режиме нормальной эксплуатации.

4 Отключить автоматический регулятор мощности – нажать на кнопку «АСР» (см. рисунок 8.2).

5 На панели 6 (см. рисунок 8.2) (кнопки выбора регулирующих стержней, перемещаемых в заданной группе тепловыделяющих сборок для ручного регулирования мощности) нажатием на кнопку «10» выбрать десятую группу.

6 Выделенная группа регулирующих стержней тепловыделяющих сборок будет выдвинута из реактора на 80 %. Повернув ключ влево и удерживая его в повернутом положении, начать постепенное опускание выделенных стержней в ядерный реактор.

7 Через каждые 5 % глубины погружения стержней регистрировать электрическую и тепловую мощности реактора. Измерения проводить до 55 % высоты выдвижения регулирующих стержней. Данные регистрации занести в таблицу 8.2 (графа «Погружение регулирующих стержней»).

Таблица 8.2 – Зависимость электрической и тепловой мощностей реактора от высоты выдвижения регулирующих стержней

Высота выдвижения стержней, %	Погружение регулирующих стержней		Выдвижение регулирующих стержней	
	Мощность реактора, % от номинальной	Тепловая мощность реактора, МВт	Мощность реактора, % от номинальной	Тепловая мощность реактора, МВт
80				
75				
...				
55				

8 Повернув ключ вправо и удерживая его в повернутом положении, начать постепенное выдвижение регулирующих стержней из ядерного реактора.

9 Через каждые 5 % высоты выдвижения стержней регистрировать мощность реактора и тепловую мощность реактора. Измерения проводить до 80 % высоты выдвижения регулирующих стержней. Данные регистрации занести в таблицу 8.2 (графа «Выдвижение регулирующих стержней»).

10 По данным таблицы 8.2 построить два графика зависимости электрической и тепловой мощностей реактора от высоты выдвижения стержней, откладывая в первом графике по оси X высоту выдвижения стержней, а по оси Y – электрическую мощность реактора. На втором графике по оси X также отложить высоту выдвижения стержней, по оси Y – тепловую мощность реактора.

Контрольные вопросы

- 1 Принцип действия ядерного реактора.
- 2 Дайте определение тепловой мощности реактора.
- 3 Какие способы регулирования мощности реактора Вы знаете?
- 4 Объясните принцип борного регулирования мощности реактора.
- 5 Каково назначение регулирующих стержней в ядерном реакторе?
- 6 Устройство тепловыделяющего элемента.

Список литературы

- 1 **Проскуракова, Е. А.** Физика элементарных частиц: учебное пособие / Е. А. Проскуракова. – 2-е изд., стер. – Санкт-Петербург : Лань, 2016. – 104 с.
- 2 **Абрамов, А. И.** Основы экспериментальных методов ядерной физики: учебное пособие / А. И. Абрамов, Ю. А. Казанский, Е. С. Матусевич. – Москва : Энергоатомиздат, 1985. – 488 с.
- 3 **Вяземский, В. О.** Сцинтилляционные методы в радиометрии / В. О. Вяземский. – Москва : Атомиздат, 1961. – 429 с.
- 4 **Мухин, К. Н.** Экспериментальная ядерная физика: учебник для вузов: в 2 кн. / К. Н. Мухин. – Москва : Энергоатомиздат, 1993. – Кн. 1, т. 1. – 584 с.
- 5 **Люцко, А. М.** Фон Чернобыля / А. М. Люцко. – Минск: Белорус. совет. энцикл. им. Петруся Бровки, 1990. – 122 с.
- 6 **Браун, А. Г.** Атомная и ядерная физика. Элементы квантовой механики. Практикум [Электронный ресурс]: учебное пособие / А. Г. Браун, И. Г. Левитина. – Москва: ИНФРА-М, 2024. – 88 с. – Режим доступа: <https://znanium.com/catalog/product/1894471>.