

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ
Государственное образовательное учреждение высшего профессионального образования
«ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

УТВЕРЖДАЮ

Декан ФТФ



В.И. Бойко

« 12 » декабря 2008 г.

М.Е. Силаев, А.В. Хадкевич

ДОЗИМЕТРИЯ, СПЕКТРОМЕТРИЯ ПОЛЕЙ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Методические указания к выполнению лабораторных работ
по курсу «Проблемы экологии ЯТЦ» для магистрантов, обучающихся
по магистерской программе «Физико-технические проблемы
атомной энергетики» направления 010700 «Физика»

Издательство
Томского политехнического университета
2008

УДК 539.1.074(076.5)
ББК 31.42я73
С36

Силаев М.Е.

С36 Дозиметрия и спектрометрия полей ионизирующих излучений: методические указания к выполнению лабораторных работ по курсу «Проблемы экологии ЯТЦ» для магистрантов, обучающихся по магистерской программе «Физико-технические проблемы атомной энергетики» направления 010700 «Физика» / М.Е. Силаев, А.В. Хадкевич. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2008. – 30 с.

ISBN 5-98298-291-1

УДК 539.1.074(076.5)
ББК 31.42я73

Методические указания рассмотрены и рекомендованы
к изданию методическим семинаром кафедры
физико-энергетических установок ФТФ
«10» ноября 2008 г.

Заведующий кафедрой ФЭУ
доктор физико-математических наук,
профессор



В.И. Бойко

Председатель
учебно-методической комиссии



В.Д. Каратаев

Рецензент

Кандидат технических наук,
заведующий лабораторией № 33 ФГНУ НИИ ЯФ ТПУ

В.А. Варлачев

ISBN 5-98298-291-1

© Силаев М.Е., Хадкевич А.В., 2008
© Томский политехнический университет, 2008
© Оформление. Издательство Томского политехнического университета, 2008

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
Лабораторная работа № 1. ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-КВАНТОВ В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОГЛОТИТЕЛЯХ.....	5
Основные теоретические сведения.....	5
Описание экспериментальной установки.....	7
Порядок выполнения работы.....	7
Обработка результатов.....	8
Требования к отчету.....	8
Список литературы.....	8
Лабораторная работа № 2. ЗАЩИТА ОТ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ.....	9
Основные теоретические сведения.....	9
Описание экспериментальной установки.....	10
Порядок выполнения измерений.....	11
Обработка результатов измерений.....	11
Контрольные вопросы.....	12
Список литературы.....	12
Лабораторная работа № 3. СОСТАВ НЕЙТРОННОЙ ДОЗЫ В ВЕЩЕСТВЕ И ФАКТОР НАКОПЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ.....	13
Основные теоретические сведения.....	13
Описание установки.....	15
Порядок выполнения измерений.....	15
Обработка результатов измерений.....	16
Контрольные вопросы.....	17
Список литературы.....	17
Лабораторная работа № 4. МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕЙТРОННОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА.....	18
Общие положения.....	18
Выбор защитной композиции.....	19
Требования к отчету.....	20
Контрольные вопросы.....	20
Список литературы.....	20
Лабораторная работа № 5. РАДИОЛОГИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ЛАБОРАТОРНОГО ПОМЕЩЕНИЯ С ПОМОЩЬЮ УНИВЕРСАЛЬНОГО РАДИОМЕТРА-ДОЗИМЕТРА МКС-01Р.....	21
Сведения о приборе.....	21
Методика проведения радиологического обследования.....	22
Порядок выполнения работы.....	23
Контрольные вопросы.....	23
Приложение к лабораторной работе № 1.....	24
Приложение к лабораторной работе № 3.....	25
Приложение к лабораторной работе № 4.....	26
Приложение к лабораторной работе № 5.....	28

ВВЕДЕНИЕ

Дозиметрия и спектрометрия полей ионизирующих излучений является одним из наиболее востребованных на практике направлений ядерно-физических и радиационных исследований. Этот раздел ядерной науки включает в себя множество подразделов, позволяющих контролировать протекание ядерно-физических процессов и обеспечивать ядерную и радиационную безопасность на производстве.

Радиационная и ядерная безопасность были и остаются приоритетными направлениями обеспечения безопасности на ядерно- и радиационно-опасных объектах. Особое значение придается обеспечению защиты персонала и населения от воздействий ионизирующих излучений, которое достигается путем соблюдения большого перечня мер технического и административного характера.

Обеспечение защитных мер невозможно без правильного понимания персоналом характера воздействий ионизирующих излучений, степени их опасности и возможностей противодействия вредным факторам. Высокая производственная культура, свойственная ядерно-опасным производствам, должна воспитываться и прививаться в течение многих лет, начиная с момента обучения. Только практические навыки и умения, получаемые обучающимися в ходе выполнения лабораторных и практических занятий, позволяют привить азы этой культуры, которая будет развита в ходе реальной производственной деятельности. Большое количество практических навыков позволяет молодым специалистам легче адаптироваться к реальным производственным условиям и правильно осознавать меру своей ответственности за правильность выполнения поставленных задач.

Данные методические указания представляют одну из частей лабораторного практикума, связанного с использованием радиометрических и дозиметрических методов измерений полей ионизирующих излучений, расчетом защиты и проведением дозиметрического контроля. Дальнейшее развитие практикума представляется необходимым, так как круг рассмотренных в данном пособии практических задач представляется ограниченным и должен быть расширен.

Лабораторная работа № 1

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-КВАНТОВ В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОГЛОТИТЕЛЯХ

Целью работы является измерение линейного коэффициента поглощения гамма-квантов в различных поглотителях, оценка энергии гамма-излучения источника и определения вклада различных механизмов взаимодействия излучения с веществом в процесс поглощения фотонного излучения.

Основные теоретические сведения

Расчет защиты от ионизирующих излучений, в частности, гамма-квантов, основывается на физических законах взаимодействия излучения с веществом. Наибольшее практическое значение для изучения процесса ослабления потока гамма-квантов в веществе имеют три вида взаимодействия:

а) фотоэффект на одном из связанных электронов атома защитного материала;

б) Комптон-эффект на одном из свободных, либо связанных электронов поглотителя, при этом гамма-квант теряет часть своей энергии и рассеивается под некоторым углом к первоначальному направлению взаимодействия;

в) образование пары электрон-позитрон в поле ядра поглотителя; при аннигиляции позитрона появляются два аннигиляционных кванта с энергией 0,511 МэВ каждый.

В геометрии «узкого» пучка убыль плотности потока квантов при прохождении им слоя поглотителя равна:

$$d\Phi = -\Phi n dx \quad (1.1)$$

где Φ – плотность потока квантов на глубине x , $\text{см}^{-2} \cdot \text{сек}^{-1}$; n – число атомов поглотителя в 1 см^2 ; σ – эффективное сечение, отнесенное к одному атому поглотителя и характеризующее вероятность выхода квантов из пучка, см^2 ;

В общем случае это сумма трех сечений $\sigma = \sigma_K + \sigma_\phi + \sigma_{\Pi}$, характеризующих вероятность Комптон-эффекта, фотоэффекта и эффекта образование пары, соответственно.

Интегрирование выражение (1.1) с учетом начальных условий $\Phi = \Phi_0$, $x = 0$ приводит к выражению:

$$\Phi = \Phi_0 e^{-\sigma n x} . \quad (1.2)$$

Пусть μ – линейный коэффициент ослабления потока квантов в веществе, N_a – число Авогадро; A – атомный вес вещества поглотителя; ρ – плотность поглотителя, тогда:

$$\mu = n\sigma = \frac{N_a}{A} \rho (\sigma_K + \sigma_\Phi + \sigma_n) \quad (1.3)$$

Таким образом, μ можно рассматривать как сумму трех коэффициентов:

$$\mu_K = \frac{N_a}{A} \rho \sigma_K; \quad \mu_\Phi = \frac{N_a}{A} \rho \sigma_\Phi; \quad \mu_n = \frac{N_a}{A} \rho \sigma_n.$$

Если поглотитель – сложное вещество, то имеет место тот же самый закон экспоненциального ослабления (1.2), но только линейный коэффициент ослабления выражается формулой:

$$\mu = N_a \sum_i \left(\frac{\rho_i}{A_i} \right) \sigma_i, \quad (1.4)$$

где ρ_i – парциальная плотность i -го элемента в защитном материале.

Вычисление эффективного сечения Комптон-эффекта при рассеивании кванта с энергией $h\nu$ на электроны σ_e может быть выполнено по формуле Клейна-Нишины-Тамма. Так как все электроны атома принимают практически равное участие в рассеянии квантов, то сечение комптоновского рассеяния, приходящееся на атом, может быть вычислено по формуле:

$$\sigma_K = z\sigma_e, \quad (1.5)$$

где Z – атомный номер.

Для вычисления линейных коэффициентов поглощения μ_Φ и μ_n нет надежных теоретических формул. Их часто определяют, используя экспериментальные данные по коэффициентам поглощения квантов гамма-излучения в свинце. На рис.1.1 Приложения изображена зависимость полного линейного коэффициента поглощения и его составляющих от энергии при прохождении квантов через свинец. Используя данные для свинца коэффициенты μ_{K_0} , μ_{Φ_0} и μ_{n_0} , можно оценить соответствующие коэффициенты для любого элемента:

$$\mu_\Phi = \mu_{\Phi_0} \left(\frac{z}{82} \right)^4 \cdot \left(\frac{207,2}{11,3} \right) \cdot \frac{\rho}{A},$$

$$\mu_n = \mu_{n_0} \left(\frac{z}{82} \right)^2 \cdot \left(\frac{207,2}{11,3} \right) \cdot \frac{\rho}{A},$$

$$\mu_K = \mu_{K_0} \left(\frac{z}{82} \right) \cdot \left(\frac{207,2}{11,3} \right) \cdot \frac{\rho}{A},$$

где 82 – атомный номер свинца; 207,2 – атомный вес свинца, а.е.м.; 11,3 – плотность свинца, (г/см³)

Описание экспериментальной установки

Блок-схема экспериментальной установки приведена на рис. 1.2 Приложения. Буквой S на рисунке обозначено положение источника гамма-излучения.

Источник помещается в свинцовой защите, из которой выходит направленный пучок гамма-квантов, проходящий по пути к детектору через поглотитель.

Дополнительный свинцовый коллиматор между детектором квантов и поглотителем предназначен для выделения узкого пучка квантов прошедших поглотитель и ограничения регистрации квантов, рассеянных поглотителем и защитой.

Такое характерное расположение деталей установки носит название «хорошей геометрии». При «плохой геометрии» коллиматор отсутствует. Значение измеренного в таких условиях коэффициент поглощения оказывается заниженным вследствие попадания в детектор квантов, рассеянных поглотителем.

Порядок выполнения работы

Так как число импульсов, регистрируемое счетным устройством, N_x пропорционально плотности потоков квантов, попадающих на кристалл сцинтиллятора, то на практике для вычисления μ определяется функциональная зависимость $N_x = f(x)$, где x – толщина поглотителя.

Последовательность выполнения эксперимента следующая:

- 1) измерить фон в лаборатории без источника;
- 2) установить источник излучения в защитный домик;
- 3) получить данные для построения функциональной зависимости $N_x = f(x)$ со свинцовым поглотителем при различных толщинах (десять точек).
- 4) получить аналогичные данные для алюминиевого поглотителя при различных толщинах (восемь точек).
- 5) убрать дополнительные свинцовые коллиматоры и получить данные (две-три точки) на кривой поглощения, по которым найти значение μ в «плохой геометрии».

Полученные результаты измерений внести в таблицу, образец которой представлен в Приложении.

Длительность измерений – 1 мин.

Обработка результатов

Обработка результатов измерений выполняется в следующем порядке:

- 1) из полученных результатов измерений вычитается значение фона;
- 2) строится график зависимости $\ln(N_x) = f(x)$, по которому используя метод наименьших квадратов (см. приложение) вычисляется коэффициент μ для выбранных геометрий измерений;
- 3) с помощью рис. 1.1 приложения выполняется оценка эффективной энергии излучения источника;
- 4) с помощью рис. 1.1 приложения для свинцового поглотителя определяется вклад отдельных эффектов взаимодействия излучения с веществом в результирующий процесс поглощения гамма-излучения заданной энергии.
- 5) определяется толщина слоя половинного ослабления потока свинцовым и алюминиевым поглотителем.

Требования к отчету

В отчете к лабораторной работе необходимо:

- 1) дать определение линейному коэффициенту ослабления квантов;
- 2) свести в таблицу экспериментальные и расчетные величины;
- 3) построить графики зависимостей $\ln(N_x) = f(x)$ и указать на них погрешности;
- 4) привести график зависимости линейного коэффициента ослабления квантов от их энергии для свинца и алюминия.
- 5) привести результаты определения эффективной энергии излучения источника, составляющих коэффициента линейного ослабления для свинца и толщины слоя половинного ослабления для свинца и алюминия.

Список литературы

1. Гусев Н.Г. Защита от ионизирующих излучений. – Т. 1. – М.: Атомиздат, 1989.
2. Сборник лабораторных работ по ядерной физике. – М.: Атомиздат, 1970.

Лабораторная работа № 2 ЗАЩИТА ОТ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

Целью работы является исследование железо-водной защиты от быстрых нейтронов и измерение величины сечения выведения для железного поглотителя.

Основные теоретические сведения

При проектировании защиты от нейтронного излучения необходимо, чтобы процесс захвата и поглощения нейтронов был максимально эффективен. Наибольшие сечения поглощения нейтронов материалами характерны для тепловых энергий. Поэтому для построения эффективной защиты быстрые нейтроны деления должны быть предварительно замедлены.

Кинематики упругого столкновения нейтрона с атомным ядром, находящимся первоначально в состоянии покоя, показывает, что относительная потеря энергии при взаимодействии равна:

$$\frac{\Delta}{E_0} = \frac{1}{2}(1 - \alpha)(1 - \cos \varphi) \quad (2.1)$$

где E_0 – начальная энергия нейтрона; Δ – величина потерянной энергии в результате столкновения; φ – угол рассеяния; $\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2$ – параметр (A – массовое число ядра замедлителя).

Из уравнения (2.1) следует, что потери энергии будут максимальными при обратном рассеянии ($\varphi = 180^\circ$) и при $\alpha = 0$:

$$\Delta_{\max} = E_0$$

При указанных условиях нейтрон может потерять всю энергию при однократном столкновении с ядром водорода.

Для тяжелых ядер:

$$\alpha \approx 1 - \frac{4}{A+2}$$

Таким образом, потери энергии уменьшаются с ростом A .

Вероятность потери энергии при неупругом рассеянии возрастает на тяжелых ядрах и с увеличением энергии нейтрона. Таким образом, защита должна иметь в своем составе водород или другое легкое вещество для замедления (выведения из группы быстрых и промежуточных) нейтронов и тяжелые элементы для замедления быстрых нейтронов через неупругое рассеяние и ослабление захватного гамма – излучения.

Точный расчет прохождения нейтронов через многокомпонентную защиту сложен, т. к. должен учитывать процессы захвата и рассеяния (которое может быть упругим и неупругим, изотропным и анизотропным), а также процессы образования и взаимодействия с материалом вторичного излучения.

В инженерной практике часто прибегают к упрощениям, используя различные приближенные подходы, одним из которых является теория выведения быстрых нейтронов. Эта теория позволяет производить расчет сложной (например, двухслойной) защиты, основываясь на экспериментальных данных, полученных для одного материала. Метод сечения выведения основан на том, что в большинстве водород содержащих сред при выполнении некоторых условий влияния других вводимых в защиту материалов, ослабляющих быстрые нейтроны, например, железо, можно учесть простым экспоненциальным множителем и доза нейтронного излучения на расстоянии x от источника может быть определена из формулы:

$$D(x, d) = D_0(x, d) e^{-\Sigma_B d}, \quad (2.2)$$

где $D(x, d)$ – доза в точке А (рис. 2.1) при наличии пластины из тяжелого материала толщиной d ; $D_0(x - d)$ – доза в точке А на расстоянии $(x - d)$ от источника в легком материале при отсутствии пластины тяжелого материала; Σ_B – сечение выведения;

Описание экспериментальной установки

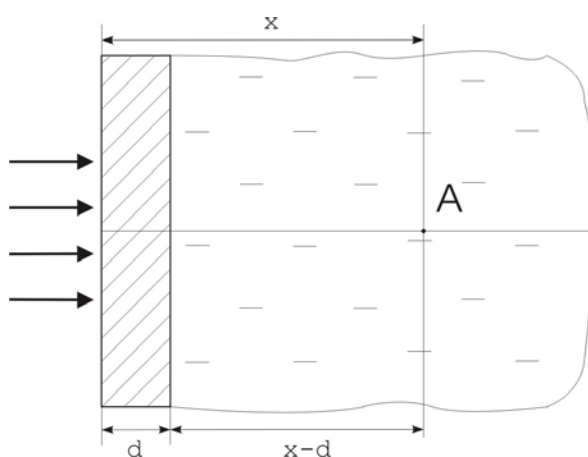


Рис. 2.1. Схема измерения сечения выведения

Экспериментальная установка, которая реализует схему изображенную на рис. 2.1, состоит из бака с водой, набора стальных поглотителей и регистрирующего прибора типа СПУ-1 с детектором, позволяющим производить измерения в условиях полного погружения в воду. Плутоний-бериллиевый источник нейтронов типа ИБН с активностью 10^7 с^{-1} может размещаться в воде, либо в полиэтиленовом замедлителе.

Следует обратить внимание на принципиальное отличие углового распределения в схеме измерения сечения выведения, показанной на рис. 2.1 и в лабораторной установке. В первом случае используется мононаправленный пучок нейтронов, в экспериментальной установке – изотропный. Это приводит к тому, что при изменении толщины тяжелого поглотителя будет меняться и величина $D_0(x-d)$ пропорционально x^{-2} .

Порядок выполнения измерений

Перед выполнением работы необходимо изучить инструкции по технике безопасности при работе в лаборатории и, выполняя их требования, приступить к измерениям с разрешения и под руководством преподавателя.

Порядок выполнения измерений следующий:

- 1) установить внутри полиэтиленовой защиты источник ИБН – 7. Источник устанавливается на продольной оси слоя воды на заданном расстоянии от внешней поверхности бака. При подготовке к измерениям необходимо принять меры либо для фиксации положения источника ($D_0(x-d)$), либо для его точного определения;
- 2) измерить интенсивность потока быстрых нейтронов на оси водяного поглотителя в диапазоне значений $(x-d)$ – 15 см до максимально возможного с шагом 10 см при наличии стального экрана толщиной 5÷15 см и без него. Результаты измерений занести в таблицу.

Считаем, что доза в заданной точке пропорциональна плотности потока быстрых нейтронов. Тогда выражение (2.2) преобразуется к виду:

$$I(x,d) = I_0(x-d)e^{-\Sigma_B d}, \quad (2.3)$$

где $I(x,d)$ – интенсивность регистрации излучения детектором имп./с.

Обработка результатов измерений

Обработка результатов измерений выполняется в следующем порядке:

- 1) результаты, полученные при измерениях, заносятся в таблицу, аналогичную табл. 1;
- 2) данные, полученные в результате измерений обрабатываются методом наименьших квадратов;
- 3) полученные зависимости используются для определения величины сечения выведения, согласно соотношению (2.3);
- 4) строится график зависимости сечения выведения Σ_B от толщины водяного поглотителя;
- 5) определяется минимальная толщина слоя воды, при котором можно пользоваться методом выведения;
- 6) рассчитать погрешность определения значения сечения выведения (Σ_B).

Таблица наблюдений и расчетов

X	D	$N_{\text{фона}}$	N	$N_{\text{ист}}$	$\ln(N_{\text{ист}})$

Контрольные вопросы

1. В чем заключается физический смысл сечения выведения?
2. Объяснить отличие в формировании поля излучения от мононаправленного или изотропного источника излучения.
3. Сформулируйте определение и обоснуйте область применения понятия сечения выведения.
4. Какие особенности распространения нейтронов в железно-водной защите позволяют использовать приближение сечения выведения?

Список литературы

1. Андреев О.В. Активационная радиометрия нейтронных полей: методическое пособие. – 1988.
2. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: ЭАИ, 1987.
3. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. – М.: ЭАИ, 1986.

Лабораторная работа № 3 СОСТАВ НЕЙТРОННОЙ ДОЗЫ В ВЕЩЕСТВЕ И ФАКТОР НАКОПЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ.

Целью работы является освоение основ методики экспериментального определения плотностей потоков быстрых, резонансных и тепловых нейтронов с помощью ионизационных детекторов (фольг) в водородсодержащей среде (парафин). Использование полученных результатов для расчётов доз нейтронов и дозового фактора накопления подпороговых нейтронов.

Основные теоретические сведения

Для решения многих задач физики реактора, дозиметрии и др. необходимо знать дозовый состав нейтронов в различных средах (вклад нейтронов различных энергетических групп в мощность дозы на различных расстояниях r от источника в среде). При решении задач физики защиты от излучений принято целесообразным выделять следующие энергетические группы нейтронов:

Тепловые	E < 1 эВ	i = 1
Медленные	1 эВ ≤ E ≤ 10 эВ	i = 2
Промежуточные	100 эВ ≤ E ≤ E _{зп}	i = 3
Быстрые	E ≥ E _{зп}	i = 4

Значение граничной энергии между нейтронами быстрой и промежуточной групп E_{зп} обычно варьируется в пределах 0,5 ÷ 2,0 МэВ.

Дозовый состав нейтронов определяется исходя из данных о пространственно-энергетическом распределении нейтронов в среде $\Phi(\vec{r}, E)$. Для i энергетической группы с границами E_{i,ниж} и E_{i,верх} мощность дозы рассчитывается по формуле:

$$\dot{D}_i = \int_{E_{i,ниж}}^{E_{i,верх}} \Phi(r, E) f(E) dE, \quad (3.1)$$

где $f(E)$ – коэффициент перевода плотности потока нейтронов в мощность дозы.

Полная мощность дозы вычисляется как сумма групповых:

$$\dot{D}(r) = \sum_{i=1}^4 \dot{D}_i(r). \quad (3.2)$$

Плотность потока нейтронов может быть определена экспериментально по активности насыщения радиационного индикатора (детектора), размещаемого вблизи точки среды с координатой \vec{r} .

Если обеспечить избирательность поглощения нейтронов детектором, то среднее значение плотности потока $\overline{\Phi_i(r)}$ i -й энергетической группы можно оценить из соотношения:

$$\Phi_i(r) = \frac{A_{Si}}{SdN\sigma_{ai}}, \quad (3.3)$$

где A_{Si} - активность насыщения (с^{-1}); S - площадь детектора (фольги); d - толщина фольги; N - ядерная концентрация; σ_{ai} - сечение поглощения i -ой группы нейтронов.

Вклад тепловых нейтронов в интегральную активность можно выделить, облучая детектор с защитой от тепловых нейтронов в виде кадмиевого экрана. Отношение активности детектора, получаемой «без кадмия» (A_0) к наведенной активности при наличии кадмиевой защиты (A_{Cd}), называют «кадмиевым отношением» (R):

$$R = \frac{A_0}{A_{Cd}}. \quad (3.4)$$

Если представить интегральную активность как сумму парциальных составляющих:

$$A_0 = A_T + A_{Cd}, \quad (3.5)$$

то активность, обусловленную только тепловыми нейтронами, можно найти из выражения:

$$A_T = \frac{R-1}{R} A_0. \quad (3.6)$$

При определении мощности дозы по всем нейтронам ($\dot{D}_{общ}$) часто применяется методика расчёта, основанная на понятии дозового фактора накопления нейтронов. В соответствии с этой методикой мощность дозы нейтронов определяется по формуле: $\dot{D}_{общ} = D_{\sigma}(E > E_{zp}) B_n^{\text{доз}}$. В этом случае ее вычисление выполняется в следующей последовательности: сначала экспериментально определяется мощность дозы быстрых нейтронов $\dot{D}_{\sigma}(E > E_{zp})$ с энергией, большей некоторой граничной E_{zp} ; затем выбирают дозовый фактор накопления $B_n^{\text{доз}}$ с учётом энергетического состава быстрых нейтронов (т.е. $E \geq E_{zp}$). Дозовый фактор накопления нейтронов является сложной функцией ядерно-физических свойств материалов защиты и их компоновки. В общем случае:

$$B_n^{\text{доз}}(r, E_{nop}) = \frac{\int_0^{\infty} \Phi(r, E) f(E) dE}{\int_{E_{nop}}^{\infty} \Phi(r, E) f(E) dE} = \frac{\dot{D}_{общ}(r)}{\dot{D}_{\sigma}(r, E_{nop})}, \quad (3.7)$$

где $f(E)$ - дозовый коэффициент, см. приложение.

Решая уравнение (3.7), получаем:

$$B_n^{\text{доз}}(r, E) = \frac{\dot{D}_\sigma(r, E_{\text{нор}}) + \dot{D}_{\text{нп}}(r)}{\dot{D}_\sigma(r, E_{\text{нор}})} = 1 + \frac{\dot{D}_{\text{нп}}(r)}{\dot{D}_\sigma(r, E_{\text{нор}})}, \quad (3.8)$$

где $\dot{D}_{\text{нп}}(r)$ – мощность дозы промежуточных и тепловых нейтронов.

Описание установки

Активационные детекторы (фольги из индия) облучаются на расстоянии R от источника нейтронов в водородосодержащей среде (парафин).

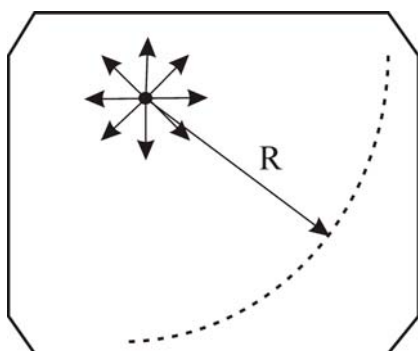


Рис. 3.1 Схема опыта

Применяются: а) открытые фольги, б) фольги в чехлах из кадмия, в) фольги с двойной защитой: из кадмия и индия.

Время облучения должно составлять не менее 10 часов для достижения фольгой уровня активации насыщения.

Поскольку индий является бета-излучателем, активность облучённых фольг определяется с помощью счётчика бета-частиц. Бета-счетчик размещён в свинцовом домике.

На счетчик от блока питания подается рабочее напряжение ($U = 380$ В). Регистрируемые сигналы выводятся на частотомер с цифровой индикацией. Правила работы с прибором приводятся в его описании.

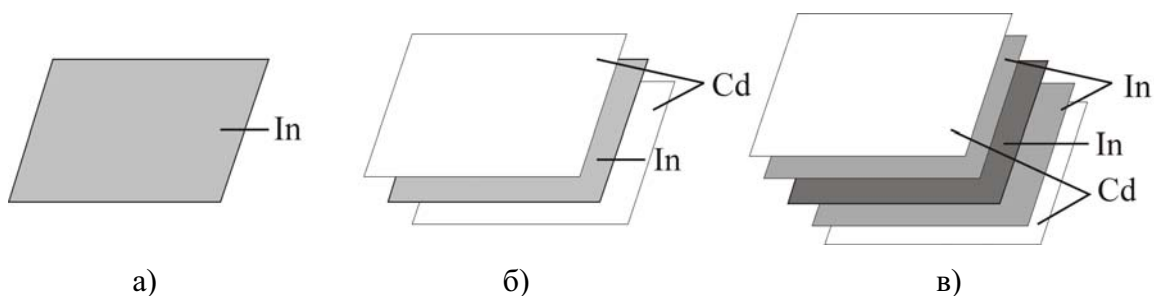


Рис. 3.2. Способы формирования «чистых» и экранированных детекторов

Порядок выполнения измерений

Лабораторная работа выполняется в следующем порядке:

1. Фольги облучаются на расстоянии 10 см от источника. Время облучения $t_0 \sim 10$ часов.
2. Облучённые фольги поочерёдно или одновременно вынимаются из облучателя и направляются на измерения.

3. С помощью бета-счётчика определяется активность каждой из облученных фольг. Время выдержки фольг и длительность измерений фиксируются, чтобы внести необходимые поправки на распад. Данные измерений заносятся в таблицу.

4. По найденному значению активности A рассчитывается активность насыщения A_S фольги и заносится в таблицу.

$$A_S = \frac{A}{(1 - e^{-\lambda t_0}) e^{-\lambda t_0} \cdot e^{-\lambda t_c/2}}.$$

5. Расчёт плотности потока быстрых нейтронов выполняется по формуле (3.3).

6. Оптическая толщина фольги рассчитывается по формуле:

$$d = \frac{P}{S \cdot \rho}, \text{ см,}$$

здесь P – вес фольги, г (указан на чехле); S – площадь фольги, см²; ρ – удельный вес индия, равный 7,28 г/см³.

7. Расчёт плотности потока тепловых нейтронов проводится с использованием «кадмиевого отношения» (формулы (3.4), (3.5), (3.6)).

8. Если из активности насыщения фольг, облучённых в чехлах из кадмия, вычесть активность насыщения фольг, облучённых в комплекте чехлов из индия и кадмия, получим активность, обусловленную резонансными нейтронами $A_{Sрез}$. Тогда плотность потока резонансных нейтронов будет определяться с помощью формулы:

$$\Phi_{рез} = \frac{A_{Sрез}}{\varepsilon S d N \sigma_{aрез}}.$$

9. По найденным Φ_T , $\Phi_{рез}$, Φ_b с помощью формул (3.1), (3.2) рассчитывается состав нейтронной дозы в полиэтилене. Данные заносятся в таблицу, образец которой представлен в приложении.

10. Дозовый фактор накопления нейтронов в полиэтилене определяется по формуле (3.7).

11. Результаты расчетов по дозовому составу и фактору накопления сравниваются с табличными данными.

Обработка результатов измерений

Обработка результатов измерений выполняется в следующем порядке:

- 1) измерить скорость счёта фоновых импульсов в защитном домике;
- 2) измерить и рассчитать активность индиевых фольг;
- 3) рассчитать плотности потока тепловых, резонансных и быстрых нейтронов в водородосодержащей среде;
- 4) рассчитать величину дозового фактора накопления;

- 5) рассчитать погрешности всех результатов;
- 6) составить отчёт о выполненной работе.

Контрольные вопросы

1. Как рассчитать парциальную и полную поглощённую дозу нейтронов?
2. Что такое фактор накопления нейтронов?
3. От чего зависит фактор накопления нейтронов?
4. Каковы значения и особенности фактора накопления в воде, графите, тяжёлых материалах вам известны?
5. Что такое «кадмиевое отношение», «кадмиевая граница», «надкадмиевые нейтроны»?
6. Как Вы представляете себе биологическую защиту от нейтронов спектра деления?

Список литературы

1. Инженерный расчёт защиты атомных электростанций / под ред. А.П. Весёлкина и Ю.А. Егорова. – М.: Атомиздат, 1976.
2. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. – М.: Атомиздат, 1972.
3. Андреев О.В. Активационная радиометрия нейтронных полей. Учебное пособие. Томск, 1988.

Лабораторная работа № 4 МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕЙТРОННОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА

Целью работы является расчёт поглощения нейтронов и исследование распределений быстрых и тепловых нейтронов по глубине однородных поглотителей из различных материалов.

Общие положения

Предлагаемая для расчётов методика основана на двухгрупповом разбиении нейтронного излучения, ослабляемого защитой реактора. Рассматривается прохождение через защиту быстрых нейтронов, источники которых сосредоточены за её пределами, в активной зоне реактора, и диффузия тепловых нейтронов в защите, возникающих при замедлении быстрых.

Такой подход, когда ведущей группой являются быстрые нейтроны, наиболее желателен при конструировании первичной защиты реактора.

В соответствии с этим записываются два уравнения, описывающие закон распределения в защите быстрых нейтронов, и закон распределения тепловых нейтронов. В частности, для быстрых нейтронов принят экспериментальный закон:

$$\Phi_{\bar{o}} = \Phi_{\bar{o}o} e^{-\frac{d}{\lambda} \left(\frac{R_{a.z.}}{r} \right)^{\alpha}}, \quad (4.1)$$

где $\Phi_{\bar{o}o}$ – плотность потока нейтронов при входе в слой; d – толщина слоя защиты; $R_{a.z.}$ – радиус активной зоны; r – радиус внешней кривизны слоя; λ – длина релаксации в материале слоя; α – показатель, зависящий от геометрии: $\alpha = 0$ – для плоского источника, $\alpha = 1$ – для цилиндрического источника, $\alpha = 2$ – для сферического источника.

Уравнение диффузии для плотности потока тепловых нейтронов в выбранном направлении имеет вид:

$$\nabla^2 \Phi_m(x) - \frac{\Phi_m(x)}{L^2} = -\frac{S_m(x)}{D}, \quad (4.2)$$

где $\Phi_{m\ x}$ – текущее значение плотности потока тепловых нейтронов по глубине защиты; L – диффузионная длина; D_m – коэффициент диффузии в тепловой группе.

Для решения уравнения (4.2) и получения необходимого расчётного выражения для $\Phi_{m\ x}$ источники нейтронов в тепловой группе приводят в соответствие с законом распределения быстрых нейтронов по защите. Если пренебречь поглощением быстрых нейтронов при переходе их в тепловые, то:

$$S_x = -\frac{d\Phi_{\bar{o}x}}{dx} = \frac{\Phi_{\bar{o}o}}{\lambda} e^{-\frac{x}{\lambda}}. \quad (4.3)$$

С учётом (4.3) в результате решение уравнения (4.2) определяется расчётное соотношение для тепловой группы нейтронов:

$$\Phi_m = \Phi_{mo} e^{-\frac{d}{L}} + \Phi_{\bar{bo}} \left[\lambda \Sigma_a \left(1 - \frac{L^2}{\lambda^2} \right) \right]^{-1} \left(e^{-\frac{d}{\lambda}} - e^{-\frac{d}{L}} \right), \quad (4.4)$$

где $\Phi_{mo}, \Phi_{\bar{bo}}$ – потоки тепловых и быстрых нейтронов при входе в слой; d – толщина слоя; λ – длина релаксации быстрых нейтронов; L – длина диффузии тепловых нейтронов; Σ_a – сечение поглощения тепловых нейтронов.

Таким образом, предлагается с помощью уравнений (4.1) – (быстрая группа нейтронов) и (4.4) – (тепловая группа нейтронов) составить программу расчёта первичной защиты реактора в боковом направлении.

При расчёте ослабления быстрых нейтронов в периферийном (внешнем) слое одновременно уточняется его толщина (x):

$$x = \lambda \ln \frac{\Phi_{\bar{b}(x=0)}}{\Phi_{\bar{b}(\partial on)}}, \quad (4.5)$$

где λ – длина релаксации в слое; $\Phi_{\bar{b}(x=0)}$ – поток быстрых нейтронов при входе в слой; $\Phi_{\bar{b}(\partial on)}$ – принимаемый допустимый поток быстрых нейтронов за защитой.

Выбор защитной композиции

Предлагается составить четырёхслойную композицию и пронумеровать слои в направлении удаления от поверхности активной зоны.

Роль первого слоя защиты выполняет отражатель. Его толщина определяется нейтронно-физическим расчётом.

Второй слой защиты объединяет стенки корпуса реактора, стенки кожуха тепловой защиты и иногда стенки теплообменника (или парогенератора).

Третий слой – это тепловая защита. Её толщина редко превышает 1 м.

Четвёртый слой является биологической защитой, предназначенной для снижения потоков ионизирующих излучений до уровня предельно допустимых. Толщина определяется расчётом.

Выбор материалов и толщина внутренних слоёв защиты зависят от типа реактора. Рекомендации приведены в табл. 1 приложения.

1. Номер слоя $i = 1, 2, 3, 4$.
2. Длина релаксации λ_i (см).
3. Сечение поглощения Σ_{ai} (см⁻¹).
4. Длина диффузии L_i (см).
5. Радиус активной зоны $R_{a.z}$ (см).

6. Радиус внешней кривизны слоя r_i (см).
7. Параметр альфа $\alpha = 0, 1, 2$.
8. Исходный поток быстрых нейтронов $\Phi_{\text{бo}}$.
9. Исходный поток тепловых нейтронов $\Phi_{\text{тo}}$.
10. Толщина внутренних слоёв..... d_1, d_2, d_3 (см).

Константы для расчёта выбираются или рассчитываются с помощью таблиц указанных в Приложении.

Требования к отчету

Отчёт оформляется в соответствии с требованиями Стандарта ТПУ и должен содержать следующие разделы:

- цель работы;
- основные теоретические сведения;
- перечень использованных данных;
- графики результатов расчетов;
- анализ результатов и выводы.

Контрольные вопросы

1. В каком случае ведущей группой излучения являются быстрые нейтроны?
2. Почему первичная защита реактора должна быть многослойной?
3. В каком случае чередование слоёв защиты считается оптимальным?
4. Как выбирается толщина каждого слоя первичной защиты реактора?

Список литературы

1. Четыре лекции по ядерной энергетике. – М.: ИЛ, 1957.
2. Дорощук В.Е. Ядерные реакторы на электростанциях. – М.: Атомиздат, 1977.
3. Инженерный расчёт защиты АЭС / под ред. А.П. Весёлкина и Ю.А. Егорова. – М.: Атомиздат, 1976.
4. Бродер Д.Л. и др. Бетон в защите ядерных установок. – М.: Атомиздат, 1973.

Лабораторная работа № 5

РАДИОЛОГИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ЛАБОРАТОРНОГО ПОМЕЩЕНИЯ С ПОМОЩЬЮ УНИВЕРСАЛЬНОГО РАДИОМЕТРА-ДОЗИМЕТРА МКС-01Р

Целью работы является получения навыков радиологического обследования и изучение возможностей универсального дозиметра МКС-01Р в определении параметров полей α -, β -, и γ -излучений.

Сведения о приборе

Радиометр-дозиметр МКС-01Р предназначен для проведения радиометрического и дозиметрического контроля обстановки на промышленных предприятиях, АЭС и в научно-исследовательских лабораториях.

Прибор предназначен для определения:

- плотности потока и флюенса альфа- и бета-частиц, испускаемых с поверхности, загрязненной радиоактивными веществами;
- эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучений.

Измерение характеристик различных видов ионизирующего излучения и параметров взаимодействия ионизирующих излучений со средой (МЭД, эквивалентная доза) осуществляется с помощью набора сменных блоков детектирования. Блоки детектирования преобразуют излучение в последовательность импульсов, число которых пропорционально характеристике или параметру излучения. Импульсы поступают на пульт регистрации радиометра-дозиметра, где производится измерение их числа в единицу времени (т.е. измеряется мощность эквивалентной дозы излучения или плотности потока частиц), либо числа импульсов за время наблюдения (т.е. измеряется эквивалентная доза излучения или флюенс частиц). Работа всех блоков детектирования основана на сцинтилляционном методе регистрации.

Для выполнения работы задействуются 3 сменных блока детектирования из четырех, входящих в комплект прибора: БДКА-01Р, БДКБ-01Р, БДКГ-02Р. Детектор блока БДКА-01Р выполнен на основе сцинтиллятора $ZnS(Ag)$, нанесенного тонким слоем на подложку из оргстекла. Сверху детектор закрыт несколькими слоями светозащитной органической алюминированной пленки. Детектор блока БДКБ-01Р выполнен на основе мелкокристаллического органического сцинтиллятора антрацена, нанесенного тонким слоем на световод из оргстекла. Снаружи сцинтиллятор закрыт несколькими слоями светозащитной алюминированной пленки. Конструкция блока обеспечивает измерение бета-

излучения при наличии сопутствующего фоновое гамма-излучения. Для этого в блоке предусмотрена съемная крышка-фильтр из алюминиевого сплава, который крепится на торце блока и не изменит геометрию измерений при измерении с экраном и без него. При этом обеспечивается фиксированное расстояние между измеряемой поверхностью и поверхностью детектора. Блок БДКБ-02Р является одновременно и высокочувствительным средством измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения, позволяющим проводить измерения на уровнях, сравнимых с естественным фоном. Детектор блока БДКГ-02Р выполнен на основе тканеэквивалентной сцинтиллирующей пластмассы (тканеэквивалентность достигается путем ввода в полистирольную сцинтиллирующую пластмассу дибромбензола).

Режим работы радиометра-дозиметра определяется положением переключателей ИЗМЕРЯЕМАЯ ВЕЛИЧИНА, ВИД ИЗМЕРЕНИЯ, ВРЕМЯ ИЗМЕРЕНИЯ. В зависимости от вида измеряемого излучения к пульту регистрации с помощью кабеля подсоединяется соответствующий блок детектирования. Основные характеристики прибора и положения переключателей в режимах измерений различных видов излучения показаны в табл. 1 приложения. Индикация показаний осуществляется с помощью пятиразрядного цифрового табло на основе светодиодных индикаторов, а также с помощью стрелочного логарифмического интенсиметра. Измерение с помощью логарифмического интенсиметра не производится, если частота импульсов, поступающих с дискриминатора мене 10 Гц.

Устройство выбора запятых в зависимости от положения переключателя ИЗМЕРЯЕМАЯ ВЕЛИЧИНА и ВРЕМЯ ИЗМЕРЕНИЯ вырабатывает управляющие сигналы, которые включают запятые перед индикаторами разных разрядов.

Схема управления сигнализацией переполнения обеспечивает «мигание» цифрового табло при превышении показаний, указанных в табл. 2 приложения.

Методика проведения радиологического обследования

Целью радиологических обследований является поиск и оконтуривание мест радиоактивного загрязнения для выполнения их последующей дезактивации.

Размеры пятен радиоактивного загрязнения могут различаться размерами, видом и интенсивностью излучения. Поэтому универсальной методики их поиска и оконтуривания не существует. В каждом отдельном случае руководитель работ, на основании имеющихся сведений о характере загрязнений и предварительного обследования исследуемой

площадки составляет Программу обследования, обеспечивающую необходимый уровень детализации изучения загрязнения исследуемых поверхностей. В случае, если тип загрязнения заранее неизвестен, предварительное и основное обследования обычно включает измерения потоков α -, β - и γ -излучений, а также соответствующих МЭД.

Универсальный радиометр-дозиметр МКС-01Р позволяет выполнить все перечисленные типы измерений, что является достаточно удобным. Недостатком прибора является наличие только одного измерительного канала. Поэтому измерения различных видов излучения могут быть выполнены только путем проведения последовательных операций, связанных со сменой детектора.

Порядок выполнения работы

Работа выполняется в следующей последовательности:

1. Ознакомиться с содержанием Методических указаний к выполнению лабораторных работ.
2. Ознакомиться под руководством преподавателя с возможностями прибора МКС-01Р.
3. С помощью преподавателя получить практические навыки в измерении α -, β - и γ -излучений с помощью МКС-01Р.
4. По заданной преподавателем Программе выполнить радиологическое обследование на заданной площадке с помощью детекторов БДКА-01Р, БДКБ-01Р, БДКГ-02Р.
5. Подготовить отчет о выполненной работе.

Контрольные вопросы

1. Какой метод регистрации излучений используется в приборе детекторами МКС-01Р?
2. Для чего в детекторах БДКА-01Р, БДКБ-01Р используется алюминированная пленка и почему необходимо следить за тем, чтобы она не была повреждена во время измерений?
3. Каким образом с помощью детектора БДКБ-01Р можно учесть влияние фонового γ -излучения на результаты измерений?
4. Почему и каким образом детектор БДКБ-01Р может использоваться для измерения МЭД и эквивалентной дозы γ -излучения?
5. Для чего в детекторе БДКГ-02Р используется световой затвор?
6. Какой детектор БДКБ-01Р или БДКГ-02Р лучше использовать для радиологического обследования?

Приложение к лабораторной работе № 1

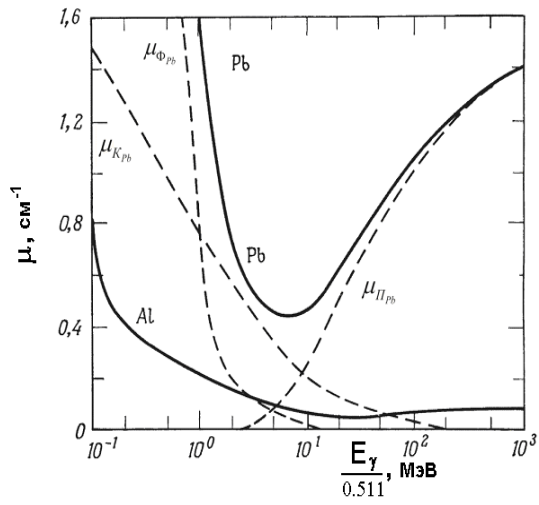


Рис. 1.1. Коэффициент поглощения гамма-квантов

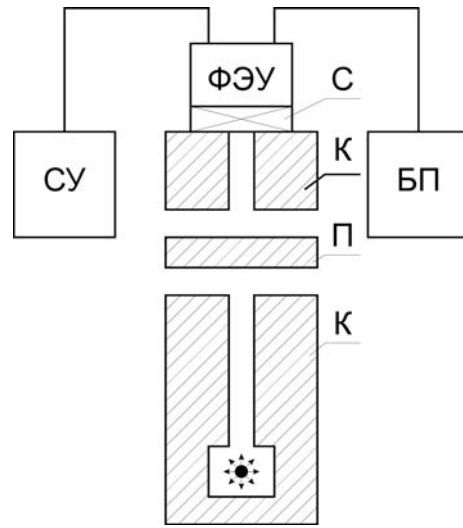


Рис. 1.2. Блок-схема экспериментальной установки

Таблица 1.1

Таблица наблюдений и расчетов

Толщина поглотителя x , мм	Pb				Al			
	Фон $N_{\text{фона}}$	Счет N_x	$N_{\text{ист}} = N_x - N_{\text{фона}}$	$\ln(N_{\text{ист}})$	Фон $N_{\text{фона}}$	Счет N_x	$N_{\text{ист}} = N_x - N_{\text{фона}}$	$\ln(N_{\text{ист}})$
1								
2								

**Приложение
к лабораторной работе № 3**

Таблица 2.1

Таблица наблюдений и расчетов

Название позиции	Сечение активации, барн	№ фольги	t_b	T_c	Активность А, имп/сек	Активность насыщения, A_s , имп/сек
а) открытые фольги	145,0	1				
		2				
		3				
б) фольги в чехлах из кадмия	2640,0	1				
		2				
		3				
в) фольги с двойной защитой	10,0	1				
		2				
		3				

Таблица 2.2

Дозовый состав потока нейтронов в полиэтилене

Нейтроны	Поток, $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$	$F, 10^{-9} \text{ бэр}/\text{см}^{-2}$	$\dot{D}_i, \text{ бэр}/\text{с}$	Вклад, %
Тепловые		1,0		
Резонансные		1,5		
Быстрые		38,0		
Всего:	–	–		100 %

**Приложение
к лабораторной работе № 4**

Таблица 3.1

*Состав первичной защиты некоторых типов
энергетических реакторов*

Тип реактора	Номер слоя			
	1	2	3	4
ВВЭР	ЖВЗ (0,3–0,4 м)	Fe (0,2 м)	H ₂ O (1 м)	бетон
РБМК	С (0,9–1,0 м)	Fe (0,1–0,2 м)	H ₂ O (1 м)	бетон
GCR	С (0,9–1,0 м)	Fe (0,2 м)	FeC (0,5 м)	бетон
AGR	С (0,9–1,0 м)	Fe (0,1–0,2 м)	Ж/бетон (1 м)	бетон
SGR	С (0,9–1,0 м)	Na (0,3–0,5 м)	FeC (0,5 м)	бетон

Таблица 3.2

*Сечения взаимодействия некоторых элементов
с тепловыми нейтронами*

Элемент	Массовое число	Сечение, барн		Плотность, г/см ³
		σ_s	σ_a	
He*	4	0,8	0,007	0,007*
С	12,01	4,8	0,003	1,67
В	10,82	4	755	2,45
Na	22,99	4	0,515	0,856
К**	39,1	1,97	2,1	0,747
Mg	24,32	3,6	0,063	1,739
Al	26,98	1,4	0,23	2,7
Fe	55,85	11	2,53	7,87
Zr	91,22	8	0,18	6,45
Mo	95,95	7	2,5	10,2

* Р = 10 МПА; ** Плотность Na – К, 0,775 г/см³.

Таблица 3.4

*Характеристики для тепловых
нейтронов в различных веществах*

Материал	Σ_a , см ⁻¹	L, см
Графит	0,000362	54
H ₂ O	0,0221	2,85
Fe	0,222	1,26
О/бет	0,0089	7,75
Т/бет	0,0581	3,27
Na	0,013	16,0
К		
ЖВЗ		
ЖГЗ		

Таблица 3.5

*Длина релаксации быстрых нейтронов
в графите при толщине 0–125 см*

E_n , МэВ	λ , см
0,7–1,5	12,20
1,5–2,5	12,10
2,5–4,0	12,30
2,0–10,0	13,20
3,0–10,0	13,70
4,0–10,0	14,50
5,0–10,0	15,00
7,0–10,0	13,60

Таблица 3.6

Длина релаксации быстрых нейтронов спектра реактора в воде

Толщина слоя, см	E_n , МэВ			
	2-10	>2	3-10	>3
0-30	7,6	8,2	8,2	8,2
30-60	9,1	9,3	9,3	9,5
60-100	10,6	10,7	10,6	10,7
0-100	9,0	9,2	9,3	9,8

Приложение.

Таблица 3.7

Длина релаксации быстрых нейтронов в железе*

E_n , МэВ	λ , см
0,5	13,5
0,7-1,5	12,0
1,5-2,5	8,4
2,5-4,0	6,8
2,0-10,0	7,1
3,0-10,0	6,5
4,0-10,0	6,4
5,0-10,0	6,3
7,0-10,0	6,3

* Часто выбирают $\lambda = 7,6$ см.

Таблица 3.9

Длина релаксации быстрых нейтронов спектра реактора в О/бетоне плотностью 2300 кг/м³

Толщина бетона, м	λ , см
0-0,2	9,6
0,2-0,5	12,2
0,5-0,8	13,0
0,8-1,2	14,9
1,2-1,5	15,0
1,5-1,9	15,5
1,9-2,5	16,6
2,5-3,5	17,6

Таблица 3.10

Длина релаксации быстрых нейтронов в тяжёлых бетонах

Плотность бетона, кг/м ³	λ , см
3500	9,5
4640	8,75
5900	6,0

Таблица 3.8

Длина релаксации быстрых нейтронов в железо-графитовой защите

Состав защиты	E_n , МэВ	
	≥ 1	> 5
67 % Fe + 33% C	9,7	8,0
30 % Fe + 70% C	12,0	–
50 % Fe + 50% C	9,5	9,1

Таблица 3.11

Защитные свойства Na и Fe

Характеристика	Na	Fe
Плотность, г/м ³	0,97	7,87
Ядерная плотность, см ⁻³	$2,54 \cdot 10^{22}$	$8,49 \cdot 10^{22}$
Сечение выведения, барн	1,2	1,98
Микросечение выведения, см ⁻¹	0,029	0,186
Длина релаксации нейтронов энергии E_n , МэВ	> 3	–
	> 0,5	–

**Приложение
к лабораторной работе № 5**

Таблица 4.1

Измеряемая величина	α	β	$\gamma_1 < 10^3$	γ_2	$\gamma_3 \geq 10^3$
Показания цифрового табло	30000	10000	1000	30000	10000

Таблица 4.2

Режим работы радиометра	Блок детектирования	Положение переключателей			Диапазон измерения	Энергетический диапазон измеряемого излучения или радионуклид
		ИЗМЕРЯЕМАЯ ВЕЛИЧИНА	ВИД ИЗМЕРЕНИЯ	ВРЕМЯ ИЗМЕРЕНИЯ		
Плотность потока α -частиц, $\text{см}^{-2} \text{мин}^{-1}$	БДКА-01Р	α	БЛ.ДЕТ.	2 с; 10 с; 100 с	1– $3 \cdot 10^4$	^{239}Pu
Флюенса α -частиц, см^{-2}	БДКА-01Р			ДОЗА (+), СТОП	$10-10^5$	
Плотность потока β -частиц, $\text{см}^{-2} \text{мин}^{-1}$	БДКБ-01Р	β	БЛ.ДЕТ.	2с; 10с; 100с	$1-10^5$	0,3–3 МэВ максимальное значение энергии β -частиц
Флюенса β -частиц, см^{-2}	БДКБ-01Р			ДОЗА (+), СТОП, ДОЗА (-)	$10-10^5$	
МЭД γ -излучения, мкЗв/ч^{-1}	БДКБ-01Р	γ_2	БЛ.ДЕТ.	2 с; 10 с; 100 с	$10^{-2}-$ $3 \cdot 10^3$	0,125–1,25 МэВ
Эквивалентная доза γ -излучения, мкЗв	БДКБ-01Р			ДОЗА (+), СТОП	$0,1-$ 10^4	
МЭД γ -излучения, мкЗв/ч^{-1}	БДКГ-02Р	$\gamma_2 < 10^3$	БЛ.ДЕТ.	2с	1–999	0,04–10 МэВ
Эквивалентная доза γ -излучения, мкЗв		$\gamma_2 \geq 10^3$			10^3- 10^4	
	БДКГ-02Р	$\gamma_2 < 10^3$		ДОЗА (+), СТОП	$1-10^5$	
$\gamma_2 \geq 10^3$						

Применение метода наименьших квадратов к обработке экспериментальных данных

Мы не будем здесь излагать полностью всю теорию, относящуюся к методу наименьших квадратов, а ограничимся только краткими формулами, которые позволяют применить данный метод к обработке данных, полученных в результате выполнения лабораторных работ.

В общем случае полученные данные представляют собой таблицу, в которой записаны пары точек $(x_i, y_i), i = \overline{0, N}$. Если построить график зависимости $y_i = f(x_i)$, то полученная кривая будет приближаться к экспоненциальной зависимости:

$$y(x) = y_0 e^{kx}. \quad (1)$$

Прологарифмировав уравнение (1), мы приходим к линейной зависимости вида:

$$\ln(y(x)) = \ln(y_0) + kx, \quad (2)$$

где неизвестными будут значения $\ln(y_0)$ и k . Сделаем следующие замены $\ln(y(x)) = g(x), \ln(y_0) = a_0, k = a_1$. В результате получим следующее уравнение:

$$g(x) = a_0 + a_1 x. \quad (3)$$

Для определения коэффициентов a_0 и a_1 мы воспользуемся методом наименьших квадратов. А именно, чтобы найти неизвестные a_0, a_1 необходимо построить систему уравнений второго порядка, которая будет иметь следующий вид:

$$\begin{cases} b_{11}a_0 + b_{12}a_1 = c_0 \\ b_{21}a_0 + b_{22}a_1 = c_1 \end{cases} \quad (4)$$

Коэффициенты b_{kl} и c_k находятся по формулам:

$$b_{kl} = \sum_{i=0}^N x_i^{k+l}, \quad c_k = \sum_{i=0}^N g_i \cdot x_i^k, \quad k, l = \overline{1, 2} \quad (5)$$

Подставив в систему уравнений (4) коэффициенты b_{kl} и c_k , полученные с помощью формул (5), остается только найти ее решение относительно неизвестных a_0, a_1 .

Учебное издание

СИЛАЕВ Максим Евгеньевич
ХАДКЕВИЧ Антон Валерьевич

ДОЗИМЕТРИЯ, СПЕКТРОМЕТРИЯ ПОЛЕЙ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Методические указания к выполнению лабораторных работ
по курсу «Проблемы экологии ЯТЦ» для магистрантов, обучающихся
по магистерской программе «Физико-технические проблемы
атомной энергетики» направления 010700 «Физика»

Научный редактор
доктор физико-математических наук,
профессор

И.В. Шаманин

Верстка
Дизайн обложки


*В.П. Аршинова
О.Ю. Аршинова
О.А. Дмитриев*

Подписано к печати 15.12.2008. Формат 60x84/16. Бумага «Снегурочка».
Печать XEROX. Усл. печ. л. 1,74. Уч.-изд. л. 1,58.
Заказ 879. Тираж 100 экз.



Томский политехнический университет
Система менеджмента качества
Томского политехнического университета сертифицирована
NATIONAL QUALITY ASSURANCE по стандарту ISO 9001:2000



ИЗДАТЕЛЬСТВО  ТПУ. 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30.