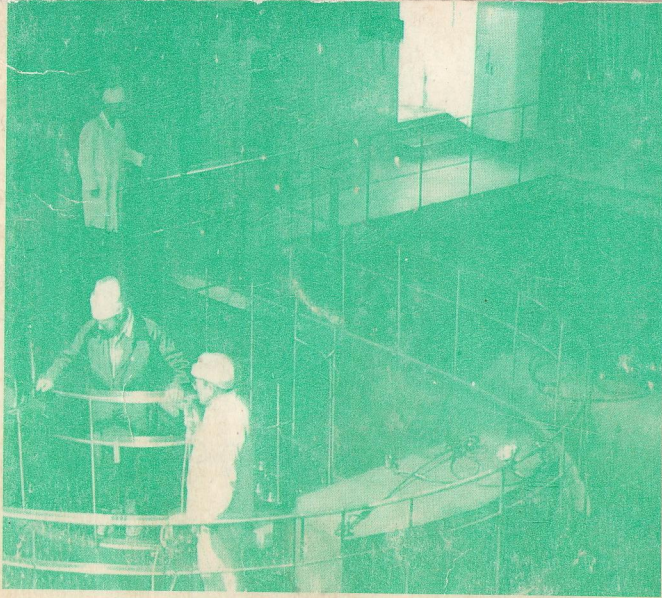


№5



ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

ЧАСТЬ II



УДК 621.039.51 + 621.039.58 + 543.2
В 18

Варлачев В.А., Колипаков Г.Н., Лавренко А.Ф., Левицкий В.М.,
В 18 Меркулов В.Г., Резников В.И., Смиренский О.В., Солодовников Е.С.,
Худолеска О.М.

Лабораторный практикум на реакторе ИРТ-Т. Часть 2. –
Томск: Изд-во ТПУ, 2004. – 88 с.
ISBN

Лабораторный практикум содержит описания лабораторных работ, выполняемых студентами в лабораториях и на исследовательском реакторе ИРТ-Т. Во вторую часть сборника включены: описания 10 работ, связанных с нейтронно-физическими измерениями на реакторе, с изучением таких методов анализа состава материалов, как нейтронно-активационный анализ и гамма-спектрометрия, с изучением средств и методов контроля радиационной обстановки в помещениях реактора и на окружающей местности.

Лабораторный практикум предназначен для студентов старших курсов физико-технического факультета ТПУ.

УДК 621.039.51 + 621.039.58 + 543.2

Рекомендовано к печати Редакционно-издательским советом
Томского политехнического университета

Рецензенты

Доктор технических наук, главный инженер
Реакторного завода СХК
П.М. Гаврилов

Кандидат технических наук, зав. кафедрой Северского
государственного технологического института
В.Я. Дурновцев

ISBN

© Томский политехнический университет, 2004
© Оформление. Издательство ТПУ, 2004

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие	4
Работа 12. Измерение плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИРТ-Т	5
Работа 13. Измерение распределения потоков тепловых нейтронов по высоте активной зоны реактора ИРТ-Т	12
Работа 14. Облучение образцов в экспериментальном канале исследовательского ядерного реактора	19
Работа 15. Изучение радиационного состояния помещений реактора и средства радиационного контроля	29
Работа 16. Исследование внешней радиационной обстановки в зоне наблюдения реактора ИРТ-Т	40
Работа 17. Определение загрязненности воздушной среды служебных помещений реактора радиоактивными аэрозолями	48
Работа 18. Исследование распределения естественных и техногенных радионуклидов в зоне наблюдения реактора ИРТ-Т	63
Работа 19. Градуировочные характеристики полупроводникового гамма-спектрометра по энергии	70
Работа 20. Градуировочные характеристики полупроводникового гамма-спектрометра по эффективности и разрешающей способности	76
Работа 21. Нейтронно-активационное определение примеси гафния в цирконии	80

ПРЕДИСЛОВИЕ

Лабораторный практикум содержит описания лабораторных работ, выполняемых студентами старших курсов в лабораториях и на исследовательском реакторе ГНУ НИИ ЯФ при ТПУ.

Во вторую часть сборника входит 10 лабораторных работ, которые можно разделить на три группы.

Первая группа работ связана с нейтронно-физическими экспериментами, проводимыми на исследовательском реакторе. В лабораторных работах изучаются методы измерения основных нейтронно-физических характеристик реактора, таких как измерение абсолютной величины плотности нейтронного потока, измерение спектральных характеристик потока, измерение пространственного распределения плотности нейтронного потока в реакторе. Изучается автоматизированный комплекс для равномерного облучения нейтронами образцов большого объема. На этой установке организовано опытно-промышленное производство нейтронно-легированного кремния.

Значительное внимание при обучении студентов уделяется вопросам экологии. В связи с этим в сборник включены лабораторные работы (вторая группа работ), в которых изучаются методы и средства контроля радиозологического состояния окружающей среды. В этих работах изучается радиационное состояние помещений реактора, радиационная обстановка в зоне наблюдения реактора, в том числе анализ распределения естественных и техногенных радионуклидов в зоне наблюдения.

Третья группа работ связана с нейтронно-активационным анализом материалов и изучением гамма-спектрометрического оборудования. Изучаются характеристики применяемой аппаратуры, выполняются измерения ее основных характеристик, проводится нейтронно-активационный анализ реакторных материалов.

Лабораторные работы разработаны сотрудниками отдела УНК ЯР ГНУ НИИ ЯФ при ТПУ и кафедры ядерно-энергетических установок физико-технического факультета ТПУ, и их тематика охватывает материал ряда учебных дисциплин, изучаемых на этой кафедре. Часть работ проводится для студентов других специальностей факультета.

ИЗМЕРЕНИЕ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Цель работы: Определить плотность потока тепловых нейтронов в вертикальном экспериментальном канале реактора методом кадмиевой разности.

1. ОСНОВНЫЕ ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ СВЕДЕНИЯ

Задача измерения плотности потока нейтронов возникает при решении многих прикладных проблем, например, при оценке радиационных нарушений в конструкционных материалах и полупроводниковых элементах. Знание абсолютного значения плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах ИРТ-Т необходимо при проведении ряда работ: при облучении кремния, радиографии, изготовлении медицинских препаратов и т.д.

Спектр тепловых нейтронов в ядерном реакторе в первом приближении описывается максвелловским распределением, характеризуемым полной плотностью потока нейтронов и эффективной температурой. Согласно закону Максвелла дифференциальная плотность потока тепловых нейтронов (спектр) в бесконечной непоглощающей среде описывается следующим выражением:

$$\varphi_m(E) = \frac{\varphi_T}{kT} \cdot \frac{E}{kT} \cdot \exp(-E/kT), \quad (1)$$

где $\varphi_T = \int_0^{\infty} \varphi_m(E) dE$ – полная плотность потока тепловых нейтронов,

k – постоянная Больцмана, T – температура нейтронного газа, E – энергия нейтронов.

Выражение (1) позволяет определить среднюю энергию тепловых нейтронов

$$\bar{E} = \frac{3}{2} \cdot kT. \quad (2)$$

Представление спектра в виде (1) верно для замедляющих сред, в которых отсутствует поглощение (утечка) нейтронов. В важном частном случае слабого поглощения, то есть при условии, что

$$\Sigma_a(kT_0) \ll \xi \Sigma_s, \quad (3)$$

где $\Sigma_a(kT_0)$, Σ_s – микроскопические сечения поглощения и рассеяния соответственно, ξ – средняя логарифмическая потеря энергии, спектр нейтронов удобно представить в виде двух компонент:

$$\varphi(E) = \varphi_T(E) + \varphi_n(E). \quad (4)$$

Одна из этих компонент относится к области тепловых энергий и описывается максвелловским распределением, другая, при энергиях значительно превышающих kT_0 ($T_0 = 293,6$ К; $kT_0 = 0,0253$ эВ), пропорциональна $1/E$. Спектр нейтронов в этом случае можно представить следующим образом.

$$\varphi(E) = \frac{E}{(kT)^2} \exp(-E/kT) + \frac{\Delta(E/kT)}{E}, \quad (5)$$

где T – эффективная температура нейтронов, функция $\Delta(E/kT)$ называется “функцией переходной области”, она описывает распределение надтепловых нейтронов φ_n при низких энергиях.

Приближенное представление спектра в виде выражения (5) справедливо для многих систем. Однако в реальных реакторных системах вследствие преимущественного поглощения нейтронов с меньшей энергией и эффекта, связанного с утечкой нейтронов из-за конечных размеров системы, спектр нейтронов весьма приближенно соответствует максвелловскому распределению, а “эффективная температура” этого распределения может заметно отличаться от температуры среды.

Помимо этих эффектов, процесс установления энергетического равновесия тепловых нейтронов со средой зависит от кристаллической структуры замедлителя и геометрии решетки.

Учесть все эти факторы при расчете спектра нейтронов в реакторе довольно сложно. Вместе с тем знание спектра нейтронов необходимо для точного расчета количества горючего в проектируемом реакторе – чем точнее известен спектр нейтронов, тем правильнее можно рассчитать оптимальную форму и размеры активной зоны и тем эффективнее возможно использование горючего. Поэтому при проектировании и эксплуатации реакторов большое значение придается экспериментальным методам проверки расчетных параметров нейтронного поля.

Для измерения параметров нейтронных полей в реакторных системах наиболее универсальными являются активационные методы, которые реализуются с помощью активационных детекторов. Они открывают возможность осуществления экспериментов по измерению параметров

нейтронного поля практически в любой точке реакторов и критических сборок с достаточно высокой точностью. Эти методы используют связь между наведенной активностью детекторов и плотностью потока (или флюенсом) нейтронов.

МЕТОД КАДМИЕВОЙ РАЗНОСТИ

Для определения плотности потока тепловых нейтронов обычно используется метод кадмиевой разности, который является одним из наиболее точных методов. В этом методе для определения плотности потока тепловых нейтронов разделяют число актов взаимодействия тепловых нейтронов с ядрами образца с известным числом ядер и число актов взаимодействия, обусловленного надтепловыми нейтронами. Для этого проводят облучение образца, помещенного в экран из кадмия толщиной 0,5 – 1,5 мм, и образца без кадмиевого экрана. Сечение поглощения кадмия велико при малых энергиях, а при энергии 0,5 эВ начинает резко падать. Поэтому можно считать, что кадмий поглощает все тепловые нейтроны и пропускает надтепловые, следовательно в присутствии кадмия активация образца происходит только за счет надтепловых нейтронов. Неточность этого предположения учитывается поправкой F_{cd} .

При измерении плотности потока тепловых нейтронов образцом, сечение активации которого в зависимости от энергии изменяется по закону $1/v$ (например, золото), используют значение сечения активации при скорости нейтронов $v_0=2200$ м/с. В этом случае получают так называемую эффективную плотность потока тепловых нейтронов:

$$\varphi_T^{эфф} = \frac{(A - A_{cd}) F_{cd} e^{\lambda t_2}}{n_0 \sigma_0 q(T) (1 - e^{-\lambda t_1})} \quad (6)$$

где A – активность образца, облученного без кадмиевого экрана; A_{cd} – активность образца, облученного в кадмиевом экране; F_{cd} – коэффициент, учитывающий поглощение и рассеяние надтепловых нейтронов в кадмиевом экране; σ_0 – микроскопическое сечение реакции (активации), соответствующее скорости нейтронов $v_0=2200$ м/с, см; n_0 – количество ядер вещества активационного детектора; λ – постоянная распада радиоактивных атомов, с⁻¹; $q(T)$ – коэффициент, характеризующий отклонение сечения активации от закона $1/v$ в тепловой области; t_1 – время облучения образца в реакторе, с; t_2 – время выдержки образца после облучения, с.

Скорость реакции (активации) детектора R связана с величиной счёта N во время измерения образцом:

$$R = \frac{\lambda \bar{N} e^{-\lambda t_2}}{n_0 (1 - e^{-\lambda t_1}) (1 - e^{-\lambda t_2}) \varepsilon \eta W Q_m} \quad (7)$$

где \bar{N} – среднее значение счета, импульсы; t_3 – время измерения образца, с; ε – эффективность регистрации детектора, имп./ γ -квант; η – число выходов γ -квантов на распад; W – мощность реактора в период облучения, кВт; Q_m – коэффициент экранирования детектора.

Если при расчетах плотности потока тепловых нейтронов использовать величину кадмиевого отношения r_{cd} , то есть отношение активности A образца, облученного без кадмиевого экрана (в алюминиевом контейнере), к активности A_{cd} образца, полученной при облучении в кадмиевом экране (величина R пропорциональна A)

$$r_{cd} = \frac{A}{A_{cd}} = \frac{A_\gamma + A_n}{A_n / F_{cd}} \quad \text{или} \quad r_{cd} = \frac{R}{R_{cd}}, \quad (8)$$

то выражение (6) может быть представлено в виде

$$\phi_T^{\text{эфф}} = \frac{R}{\sigma_0 q(T)} \cdot \left(1 - \frac{F_{cd}}{r_{cd}} \right), \quad (9)$$

где R – скорость реакции активации в образце без кадмиевого экрана.

2. МАТЕРИАЛЫ И АППАРАТУРА

1. Работа выполняется на реакторе ИРТ-Т. Это исследовательский реактор бассейнового типа мощностью до 6000 кВт. Облучение проводится в одном из вертикальных экспериментальных каналов (ВЭК).
2. Облучаются детекторы из сплава золота и алюминия. Это стандартные детекторы из набора активационных комплектов АКН-Т, в виде тонких пластин с известным количеством ядер изотопа-мишени.
3. Алюминиевый контейнер и кадмиевый экран толщиной 1 мм представляют собой полые цилиндры с крышками.
4. Измерение величины наведенной γ -активности проводится на измерительном комплексе, предназначенном для метрологического обеспечения измерений активности нейтронно-активационных детекторов. Комплекс включает в себя сцинтилляционный детектор типа БДЭГ со свинцовой защитой с кристаллом NaI(Tl), подключенный к многоканальному амплитудному анализатору АМА-03Ф, высоковольтный и низковольтный блоки питания. Анализатор обеспечивает вычисление площади фотопика, автоматически вычисляя и вычитая величину фона.

Метрологические характеристики комплекса:

- диапазон энергий фотонов 0,1–3 МэВ,
- диапазон измеряемых активностей $10^3 - 10^5$ Бк,
- энергетическое разрешение сцинтилляционного детектора 7,8 %.

3. ПОРЯДОК ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Детекторы, помещаемые в кадмиевый экран и алюминиевый контейнер, закрепляются во вспомогательном контейнере из алюминия. Расстояние между ними должно быть не менее 5 см (чтобы избежать влияния кадмиевого экрана на детектор, помещенный в алюминиевый контейнер). Сборка опускается для облучения в экспериментальный канал в определенную точку.

Продолжительность облучения детекторов должна быть такова, чтобы обеспечить оптимальную для измерения наведенную активность ($10^3 - 10^5$ расп./с). Время выдержки должно обеспечить исключение вклада мешающей примесной активности.

После облучения и выдержки детекторы извлекают из вспомогательного контейнера и измеряют наведенную активность каждого (измеряются величины счѐта N_{cd} и N , т.е. число импульсов, набранное за время измерения t_3). Измерение активности детекторов следует проводить при строго фиксированном расстоянии между детектором и кристаллом. Расстояние необходимо выбирать исходя из условий обеспечения оптимальной загрузки на входе измерительной установки. Для повышения точности измерения активности каждого детектора провести несколько раз (не менее 5) с последующим усреднением. Записать значения величин t_1 и W .

При измерениях необходимо соблюдать правила радиационной безопасности.

Занести все измеренные величины в таблицу наблюдений (табл. 1).

Таблица 1

Таблица наблюдений

В кадмиевом экране					Без кадмия				
t_2 , с	t_3 , с	N_{cd} , имп.	ϵ	\bar{N}_{cd} , имп.	t_2 , с	t_3 , с	N , имп.	ϵ	\bar{N} , имп.

4. ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ

После проведения измерений рассчитываются скорости реакций активации во время облучения – для фольг в кадмиевом чехле и без кадмия: определяются и вводятся в табл. 1 величины \bar{N}_{cd} и \bar{N} , рассчитываются

$R_{сд}$ и R по формуле (7), рассчитывается кадмиевое отношение по формуле (8). Рассчитывается плотность потока нейтронов по формуле (9).

Коэффициент самоэкранирования образца Q_m в тепловой области в зависимости от приведенной толщины образца определяется по формулам:

$$\begin{aligned} \text{при } P_{np} \leq 20 \text{ мг/см}^2 & \quad Q_m = 0,001 P_{np} + 1,0, \\ \text{при } P_{np} \geq 20 \text{ мг/см}^2 & \quad Q_m = 5,125 \cdot 10^{-4} P_{np} + 0,99025. \end{aligned}$$

Для данной работы $Q_m = 1,02$.

В табл.2 приведены необходимые для расчета значения постоянных величин для золотых активационных детекторов.

Таблица 2

Ядерно-физические характеристики детекторов

Реакция	Энергия γ -кванта, кэВ	σ_0 , барн	η	λ , с ⁻¹	n_0 , ядер	q	$k_{сд}$
$^{197}\text{Au}(n,\gamma)$ ^{198}Au	412	98,7	0,9548	$2,977 \times 10^{-5}$	$5,82 \times 10^{17}$	1,00053	1,01

Произвести расчет погрешности измерений. Для каждого детектора вычисляется среднее арифметическое значение из всех результатов измерений. Затем вычисляется среднеквадратичная погрешность среднего арифметического:

$$\tilde{\sigma} = \pm \sqrt{\frac{v_1^2 + v_2^2 + \dots + v_n^2}{n(n-1)}} = \pm \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\bar{N} - N_i)^2}{n(n-1)}}, \quad (10)$$

где $v_i = \bar{N} - N_i$ - случайная ошибка отдельного измерения, \bar{N} - среднее арифметическое для ряда равнозначных измерений $N_1, N_2, \dots, N_i, \dots, N_n$.

Определяется доверительный интервал, отвечающий заданной доверительной вероятности α . Например, если закон распределения ошибок нормальный, то при доверительном интервале $\Delta N = 2\tilde{\sigma}$ доверительная вероятность $\alpha = 0,95$.

5. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

В проводимой работе облученные детекторы являются источниками ионизирующего излучения. Поэтому при работе с ними необходимо соблюдать правила радиационной безопасности:

- надеть спецодежду (халат, тапочки) и средства дополнительной защиты (резиновые перчатки), приготовить рабочий инструмент;
- при работе пользоваться поддоном, который легко дезактивируется;
- во время работы запрещается курение, пользование косметикой, прием пищи;

- по окончании работы собрать радиоактивные отходы в специальный контейнер;
- провести радиационный контроль своей одежды и открытых частей тела, при необходимости провести санитарную обработку специальными моющими средствами.

6. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

При составлении отчета по работе должна быть отражена методика исследований, приведены данные измерений и проведен анализ полученных результатов.

В отчете должны быть приведены следующие материалы:

- изложение теории измерения плотности потока тепловых нейтронов,
- таблица наблюдений,
- обработка результатов измерений,
- выводы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ломакин С.С., Петров В.И., Самойлов В.С. Радиометрия нейтронов активационным методом. – М.: Атомиздат, 1975. – 208 с.
2. Крамер-Агеев Е.А., Тропин В.С., Тихонов Е.Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. – М.: Атомиздат, 1976. – 232 с.
3. Кузнецов Р.А. Активационный анализ. – М.: Атомиздат, 1984. – 342 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. В чем заключается активационный метод измерения плотности потока тепловых нейтронов?
2. Какова роль кадмиевого экрана в методе кадмиевой разности?
3. Что такое кадмиевое отношение и чем оно определяется?
4. Перечислить правила радиационной безопасности, необходимые при выполнении работы.

ИЗМЕРЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ ПО ВЫСОТЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Цель работы: Измерить распределение потока тепловых нейтронов по высоте активной зоны реактора в вертикальном экспериментальном канале активационным методом.

1. ОСНОВНЫЕ ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ СВЕДЕНИЯ

При работе ядерного реактора происходят процессы, связанные с взаимодействием нейтронов с материалами активной зоны реактора (АЗ). Поэтому эксплуатационные, технологические, экономические и прочие показатели во многом определяются значениями нейтронных потоков в объеме АЗ. Неравномерность пространственного распределения нейтронных потоков по радиусу и высоте АЗ обуславливает пространственное распределение глубины выгорания ядерного топлива, концентраций нуклидов – продуктов деления и активации (отравители, шлаки, трансурановые элементы), температуры различных компонентов АЗ и других параметров, прямо или косвенно влияющих на управление ядерным реактором.

Обычно пространственное распределение потоков нейтронов измеряют с помощью специальных детекторов, размещенных в объеме АЗ, что является достаточным для текущего эксплуатационного контроля. Вместе с тем в ряде случаев, особенно на исследовательских реакторах, требуется или создание нейтронных полей с определенными параметрами в каком-либо месте АЗ, например, для облучения образцов различных материалов в экспериментальных каналах реактора с целью модификации их свойств, или контроль за существующим нейтронным полем, в котором находятся образцы. В такой ситуации точности приборов текущего контроля становится недостаточно.

Наиболее точными экспериментальными методами определения нейтронных потоков являются активационные методы, сущность которых заключается в измерении наведенной активности детектора после его облучения.

Достоинством активационных методов измерения являются простота измерительною оборудования, малые размеры индикаторов, применимость в широком диапазоне интенсивности нейтронов, получение информации о спектре нейтронов и их дозовых характеристиках как при кратковремен-

ных, так и при продолжительных облучениях, а также возможность выполнения измерений в малых полостях реакторного пространства.

Активационные методы позволяют получить информацию о пространственно - энергетическом распределении нейтронного потока в тепловой и промежуточной областях энергий до нескольких кэВ при использовании реакции радиационного захвата (n, γ). При измерениях потоков быстрых нейтронов применяются пороговые детекторы с пороговыми (n, n')-, (n, p)-, (n, α)-, (n, f)- и ($n, 2n$)- реакциями.

Одним из наиболее распространенных активационных методов измерения пространственного распределения нейтронов является метод измерения интегральных характеристик исследуемого спектра нейтронов протяженными активационными детекторами, например, проволокой из материала с определенными ядерно-физическими свойствами.

Изменение концентрации активированных радиоактивных ядер в таком активационном детекторе определяется уравнением

$$\frac{dN_A}{dt} = R - \lambda N_A,$$

где $R = \bar{\Sigma}_{акт} \bar{\Phi}$ - скорость образования радиоактивных ядер N_A ; λN_A - скорость радиоактивного распада активированных ядер; $\bar{\Sigma}_{акт} = N_A \sigma_{акт}$ - среднее макроскопическое сечение активации; $\bar{\Phi} = \bar{n} \bar{v}$ - интегральная плотность потока нейтронов; $\bar{n} = \int n(v) dv$; \bar{v} - средняя скорость нейтронов; λ - постоянная распада.

При облучении активационного детектора в течение времени t_1 активность A этого детектора спустя время t_2 после облучения будет составлять

$$A = R(1 - e^{-\lambda t_1})e^{-\lambda t_2}.$$

При длительном облучении активационного детектора, когда время облучения t_1 велико по сравнению с периодом полураспада радиоактивного изотопа ($t_1 \gg T_{1/2}$), устанавливаются условия насыщения активности $dN_A/dt \rightarrow 0$ и $N_A = R/\lambda$, и тогда активность насыщения $A_{нас}$ будет определяться соотношением

$$A_{нас} = R = \bar{\Sigma}_{акт} \bar{\Phi}.$$

Изменение активности детектора при облучении и последующей выдержке представлено на рис 1.

Так как в настоящей работе требуется определить пространственное распределение нейтронного потока, то необходим протяженный детектор. Если в качестве последнего использовать проволоку из определенного материала, помещенную в экспериментальный канал реактора, то распределение наведенной активности проволоки по ее длине будет

характеризовать распределение нейтронного потока по высоте экспериментального канала.

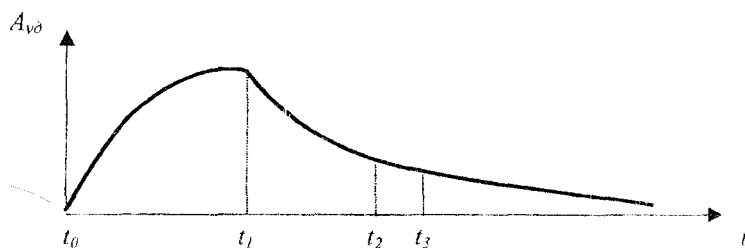


Рис. 1. Изменение активности детектора:

t_0 - время начала облучения, t_1 - время окончания облучения, t_2 - время начала измерения, t_3 - время окончания измерения

В качестве протяженного детектора тепловых нейтронов можно использовать медную проволоку природного состава (69,1% ^{63}Cu и 30,9% ^{65}Cu). Под действием тепловых нейтронов в детекторе идут следующие ядерные реакции:

1. $^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$ с сечением активации исходного изотопа 4,5 барн. Период полураспада ^{64}Cu - 12,7 ч, постоянная распада $\lambda=1,499 \cdot 10^{-5} \text{c}^{-1}$, энергия γ -квантов - 511 кэВ.
2. $^{65}\text{Cu}(n,\gamma)^{66}\text{Cu}$ с сечением 2170 барн. Период полураспада ^{66}Cu - 5,1 мин, энергия γ -квантов - 833 кэВ (0,17%) и 1039 кэВ (7,4%).

Кроме того, идет реакция на быстрых нейтронах (порог 1,7 МэВ) $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ с сечением 0,55 мбарн. Период полураспада ^{60}Co - 5,27 лет, энергия γ -квантов - 1173,2 кэВ (99,9%) и 1332,5 кэВ (100%).

Теоретическое распределение нейтронного потока по высоте АЗ в критическом реакторе приближенно описывается функцией

$$\Phi(z) = \Phi_0 \cos(Bz),$$

$$\text{где } B = \frac{\pi}{(H + 2\delta)},$$

Φ_0 - значение нейтронного потока в центре АЗ, B^2 - геометрический параметр, H - высота АЗ, δ - эффективная добавка.

Наличие отражателя искажает форму распределения. Для больших ядерных реакторов искажение наблюдается в периферийных областях АЗ (вблизи границы "АЗ - отражатель"). Для АЗ малых размеров (в частности, в реакторе ИРТ-Т) характерно влияние отражателя практически во всем объеме. Кроме того, на пространственное распределение потоков по высоте

те АЗ существенно влияет положение органов управления. Вблизи стержня СУЗ происходит локальное уменьшение величины потока тепловых нейтронов, обусловленное интенсивным поглощением нейтронов в стержне. Это приводит к смещению максимума функции $\Phi(z)$ вниз.

Количественной характеристикой неравномерности нейтронных полей является коэффициент неравномерности, который определяется как отношение максимальной величины потока в активной зоне к средней

$$K_1 = \frac{\Phi_{\max}}{\Phi(z)}$$

Описанный метод измерения распределения нейтронного потока по высоте активной зоны является относительным. Полученные результаты впоследствии могут использоваться для нахождения распределения абсолютной величины нейтронного потока

2. МАТЕРИАЛЫ И АППАРАТУРА

1. В качестве детектора нейтронов используется медная проволока сечением 0,5 – 0,6 мм.
2. Работа выполняется на реакторе ИРТ-Т. Облучение проводится в одном из вертикальных экспериментальных каналов (ВЭК).
3. Измерение величины наведенной гамма-активности проводится на измерительном комплексе, предназначенном для метрологического обеспечения измерений активности нейтронно-активационных детекторов. Комплекс включает в себя сцинтилляционный детектор типа БДЭГ со свинцовой защитой с кристаллом NaI(Tl), подключенный к многоканальному амплитудному анализатору АМА-03Ф, и высоковольтный и низковольтный блоки питания. Анализатор АМА-03Ф предназначен для накопления, обработки, анализа и выдачи информации о распределении по амплитудам импульсов от детекторов ионизирующих излучений и других источников статистически распределенных сигналов. Анализатор обеспечивает вычисление площади фотопика, автоматическое вычисление и вычитание величины фона, вычисление “центра тяжести” пика, вывод на экран монитора графической информации (спектра).

Основные характеристики комплекса:

- диапазон энергии фотонов 0,1–3 МэВ,
 - максимальная измеряемая активность – 100000 имп./с,
 - основная погрешность ширины канала – не более 5%
 - энергетическое разрешение сцинтилляционного детектора – 7,8 %.
4. Измерение массы отрезков активационного детектора (кусочков проволоки) производится на торсионных весах.

3. ПОРЯДОК ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Прежде всего следует выбрать оптимальные временные режимы облучения и выдержки детектора. Требуемое время облучения должно обеспечить накопление достаточного количества нуклидов-продуктов активации, а время выдержки – достаточное снижение активности мешающих короткоживущих изотопов меди и возможных примесей.

Так как после облучения проволока будет являться источником излучения, при работе с ней необходимо соблюдать правила радиационной безопасности.

Перед облучением проволоку необходимо хорошо протереть тампоном, смоченным спиртом, чтобы удалить с поверхности возможные посторонние материалы, которые подвержены активации и после облучения могут оказать существенное влияние на повышение активности облучаемого детектора и затруднят работу с ним.

К одному концу крепится груз, проволока осторожно опускается в канал до дна и закрепляется. Фиксируется время начала и конца облучения.

Для измерения наведенной активности на различных участках проволоку необходимо разрезать на равные отрезки (например, по 5 см). Каждый отрезок можно считать самостоятельным детектором со своей массой. Масса каждого детектора определяется на торсионных весах.

Измеряя поочередно активность этих детекторов, можно определить распределение активности по высоте канала. Для повышения точности нужно выполнять измерения активности каждого детектора несколько раз (рекомендуется не менее 5 раз) с последующим усреднением. Результаты измерений заносятся в табл. 1.

Таблица 1

Результаты измерений

№ детектора	Время начала измерения t_2 , с	Площадь пика N	Масса детектора m , мг	Время выдержки детектора $t_{\text{выд}}$, с	Удельная активность $A_{\text{уд}}$, имп./с г

Пояснения к таблице:

t_2 – текущее время на момент измерения,

$t_{\text{выд}}$ (время выдержки) для каждого детектора складывается из значения $t_{\text{выд}}^0$ до начала измерений и интервала времени, прошедшего с начала первого измерения до начала данного измерения.

4. ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ

Расчет удельных активностей детекторов выполняется по формуле

$$A_{\text{уд}} = \frac{N \cdot e^{\lambda t_{\text{выд}}}}{(1 - e^{-\lambda t_{\text{обл}}}) \cdot m \cdot t_{\text{изм}}},$$

где N – площадь пика (или число импульсов за время измерения $t_{\text{изм}}$), λ – постоянная распада изотопа ^{64}Cu , $\lambda = 1,499 \cdot 10^{-5} \text{с}^{-1}$, $t_{\text{обл}}$ – время облучения детектора в АЗ (на рис. 1 $t_{\text{обл}} = t_1 - t_0$), $t_{\text{изм}}$ – фактическое время измерения активности детектора на анализаторе, оно выбирается экспериментально исходя из величины активности детектора (на рис. 1 $t_{\text{изм}} = t_3 - t_2$).

Произвести расчет погрешностей измерений. Для каждого участка проволоки вычисляется среднее арифметическое значение из всех результатов измерений. Затем вычисляется среднеквадратичная погрешность среднего арифметического:

$$\tilde{\sigma} = \pm \sqrt{\frac{v_1^2 + v_2^2 + \dots + v_n^2}{n(n-1)}} = \pm \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\tilde{N} - N_i)^2}{n(n-1)}},$$

где $v_i = \tilde{N} - N_i$ – случайная ошибка отдельного измерения, \tilde{N} – среднее арифметическое для ряда равнозначных измерений $N_1, N_2, \dots, N_i, \dots, N_n$.

Определяется доверительный интервал, отвечающий заданной доверительной вероятности α . Например, если закон распределения ошибок нормальный, то при доверительном интервале $\Delta N = 2\tilde{\sigma}$ доверительная вероятность $\alpha = 0,95$.

Результаты представить в табл. 1, в которой приводятся номера детекторов (участков проволоки) и величины $A_{\text{уд}}$. Построить график $A_{\text{уд}}(z)$, причем ось z лучше расположить вертикально.

При анализе результатов объяснить форму полученной кривой, причины отличия от косинусоидальной формы распределения.

5. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

В проводимой работе детекторы (участки проволоки) являются источниками ионизирующего излучения. Поэтому при работе с ними необходимо соблюдать правила радиационной безопасности:

- надеть спецодежду (халат, шапочку) и средства дополнительной защиты (резиновые перчатки), приготовить рабочий инструмент,
- при работе пользоваться поддоном, который легко дезактивируется,
- во время работы запрещается курение, пользование косметикой, прием пищи,
- по окончании работ собрать радиоактивные отходы в специальный контейнер,
- провести радиационный контроль своей одежды и открытых частей тела, при необходимости провести санитарную обработку специальными моющими средствами.

6. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

При составлении отчета по работе должна быть отражена методика исследований, приведены данные измерений и проведен анализ полученных результатов.

В отчете должны быть приведены следующие материалы:

- методика измерения распределения потока тепловых нейтронов активационным методом,
- основные ядерные реакции активации медных детекторов,
- описание используемой радиометрической аппаратуры,
- таблицы измеренных и обработанных данных,
- график распределения активностей детекторов по высоте АЗ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ломакин С.С., Петров В.И., Самойлов В.С. Радиометрия нейтронов активационным методом – М.: Атомиздат, 1975. – 208 с.
2. Крамер-Агеев Е.А., Тропин В.С., Тихонов Е.Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. – М.: Атомиздат, 1976. – 232 с.
3. Кузнецов Р.А. Активационный анализ. – М.: Атомиздат, 1984. – 342 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Какие нейтронно-физические свойства активационных детекторов являются основными в их пригодности для внутриреакторных измерений?
2. Каким образом на результаты влияют $t_{обл}$ и $t_{выд}$?
3. В чем особенности относительных и абсолютных активационных методов измерения значений потоков нейтронов?
4. Какие процессы в ядерном реакторе определяют форму пространственного распределения нейтронных потоков?
5. Каким образом стержни СУЗ влияют на распределение тепловых нейтронов по высоте активной зоны?
6. Перечислить источники опасности при выполнении измерений на действующем ядерном реакторе. Какие меры необходимо принимать для снижения риска радиоактивного облучения?

Работа 14

ОБЛУЧЕНИЕ ОБРАЗЦОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Цель работы: Во-первых, получение представления о современных автоматизированных устройствах для безопасного облучения образцов в ядерном реакторе (на примере облучательного комплекса экспериментального канала ГЭК-4 исследовательского ядерного реактора ИРТ-Г), во-вторых, облучение экспериментального образца.

1. ОБЩЕЕ ОПИСАНИЕ КОМПЛЕКСА ОБЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ

Автоматизированный комплекс предназначен для равномерного облучения образцов большого объема нейтронами в задачах материаловедения, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводниковых материалов.

Облучательное устройство показано на рис. 1. Для облучения образцов используется горизонтальный экспериментальный канал ГЭК-4 диаметром 150 мм. По отношению к активной зоне он является касательным и проходит сквозь бериллиевый отражатель, примыкающий к активной зоне. При облучении контейнер с образцами длиной до 750 мм и диаметром до 130 мм перемещается возвратно-поступательно по каналу относительно

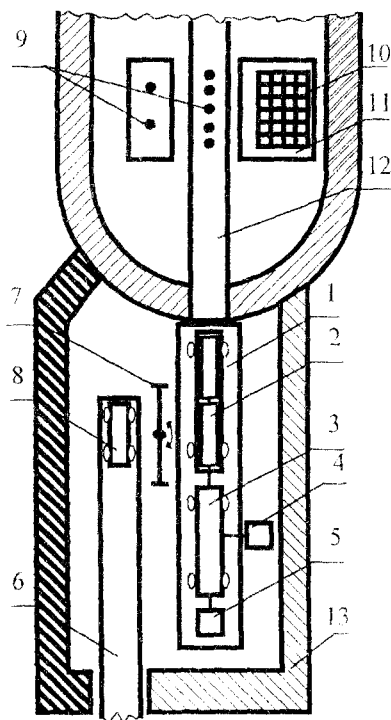


Рис. 1. Комплекс НТЛ кремния:

1 – скамейка, 2 – контейнеры на облучателе, 3 – штанга-облучатель, 4 – привод перемещения облучателя, 5 – привод вращения контейнеров, 6 – транспортный путь, 7 – перегрузочное устройство, 8 – транспортная тележка, 9 – внутриреакторные камеры КТВ-4, 10 – активная зона реактора, 11 – бериллневый отражатель, 12 – канал реактора ГЭК-4, 13 – биологическая защита

области с максимальной плотностью потока тепловых нейтронов. Амплитуда перемещения 1600 мм, скорость 270 мм/мин. Одновременно с перемещением контейнер вращается со скоростью 3 об/мин. За счет такого перемещения и вращения достигается высокая равномерность облучения (2–3% по объему контейнера).

Механическая часть устройства облучения включает в себя скамейку 1, по которой движется штанга-облучатель 3 с контейнерами 2, привод 4

перемещения штанги-облучателя, привод 5 вращения контейнеров, транспортный путь 6 с тележкой 8 для перемещения контейнеров к месту упаковки – распаковки, перегрузочное устройство 7 для подачи контейнеров с облучателя на тележку и обратно. Все это окружено биологической защитой 13 из тяжелого бетона, примыкающей к корпусу реактора.

Максимальное энерговыделение от гамма-квантов реактора в образцах (в кремнии) при их облучении составляет $0,037 \text{ Вт/см}^3$ на мощности реактора 6 МВт. Расчеты и модельные эксперименты показали, что через 30 мин температура слитков поднимается до 450°C , если их принудительно не охлаждать. Поэтому для охлаждения контейнеров с образцами через ГЭК-4 прокачивается воздух с расходом $300 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Система детектирования тепловых нейтронов включает в себя семь камер деления типа КтВ-4, разработанных и изготовленных в Научно-исследовательском конструкторском институте энерготехники. Пять из них расположены непосредственно над каналом ГЭК-4. С их помощью контролируется распределение плотности потока тепловых нейтронов вдоль канала. Две камеры помещены в бериллиевый отражатель на одной высоте с ГЭК-4 на расстоянии 350 мм от его оси. Они откалиброваны на показание средней плотности потока тепловых нейтронов по всей зоне облучения образцов.

Нейтронное поле в канале ГЭК-4 аттестовано Всесоюзным научно-исследовательским институтом физико-технических и радиационных измерений. Доля тепловых нейтронов в спектре составляет 73%, спектральный коэффициент (отношение плотности потока тепловых нейтронов к интегральной плотности потока нейтронов с энергией более 3 МэВ) – 106, эффективная температура тепловых нейтронов 337 К, максимальная плотность потока тепловых нейтронов в пустом канале при мощности реактора 6 МВт составляет $1,1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$.

2. СТРУКТУРНАЯ СХЕМА АСУ ТП КОМПЛЕКСА

АСУ ТП – это комплекс средств и методов, позволяющих решать задачи выработки управляющих воздействий для осуществления функций управления технологическим процессом облучения образцов.

Функции, которые решает АСУ ТП:

- сбор информации,
- первичная переработка информации,
- контроль технологических параметров, обработка информации,
- управление по заранее заданной программе,
- представление текущей технологической информации оперативному персоналу,

- документирование информации.

На рис.2. приведена структурная схема АСУ ТП облучения образцов, включающая в себя следующие блоки.

Средства контроля:

- система телевизионного контроля за технологическим процессом (ВКУ),
- система контроля линейных и угловых перемещений устройства облучения,
- система индикации цифровых сигналов,
- система контроля охлаждения облучаемого материала

Устройства ввода и вывода информации:

- параллельный интерфейс ввода-вывода информации,
- аналого-цифровой преобразователь,
- печатающее устройство.

ПЭВМ управления технологическим процессом.

Исполнительные устройства и механизмы:

- блок силового согласования с исполнительными устройствами,
- концевые выключатели,
- пульт дистанционного управления перегрузочным устройством,
- пульт ручного управления узлами, обеспечивающими вращение и перемещение контейнеров,
- электропривод, обеспечивающий вращение контейнеров,
- электропривод, обеспечивающий перемещение питанги с облучателем,
- электропривод, обеспечивающий подъем-опускание левого захвата перегрузочного устройства,
- электропривод, обеспечивающий подъем-опускание правого захвата перегрузочного устройства,
- электропривод, обеспечивающий перемещение промежуточной тележки,
- электропривод, обеспечивающий перемещение в хранилище основной тележки,
- электропривод, обеспечивающий поворот захватов перегрузочного устройства

Устройства связи с оператором включают в себя:

- мониторы от ЭВМ управления и контроля, куда выводится текущая информация о технологическом процессе;
- клавиатура, позволяющая вводить или выводить необходимую информацию;
- блок аварийной сигнализации, подающий звуковой сигнал оператору о нарушении работы какого-либо из узлов комплекса или изменении контролируемого параметра выше допустимого предела.

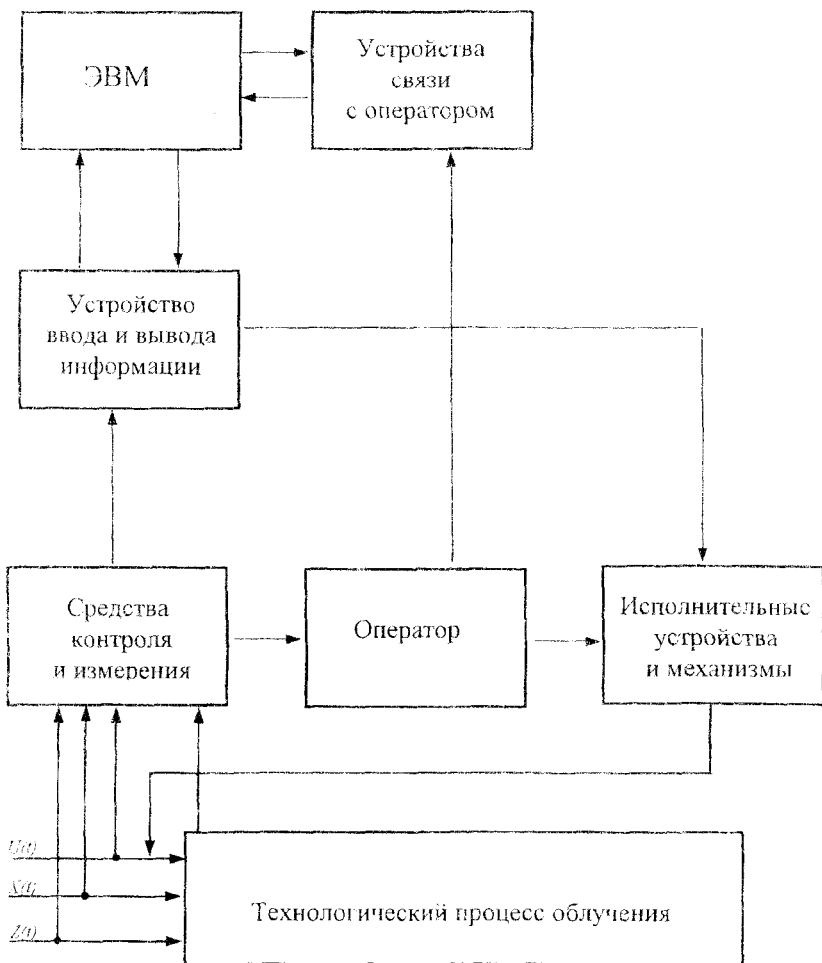


Рис.2. Структурная схема автоматизированной системы управления облучением образцов:

- $U(t)$ – входное управляемое и контролируемое воздействие (перемещение),
 $X(t)$ – входное контролируемое, но не управляемое воздействие (вращение),
 $Z(t)$ – входное контролируемое воздействие (система детектирования тепловых нейтронов)

Параллельный интерфейс ввода-вывода представляет собой плату с разъемом EISA, вставляемую в РС. Он предназначен для обмена информацией между РС-совместимым компьютером и управляемыми устройствами. Плата имеет возможность принимать информацию по 24 шинам и выдавать информацию по 24 каналам. Это позволяет принимать информацию с ТТЛ-уровнями от различных концевых выключателей, датчиков, систем контроля и других устройств, а также выдавать ТТЛ-уровни на управление двигателями, высоковольтным блоком питания и другими исполнительными устройствами.

Система контроля линейных и угловых перемещений дает возможность получать информацию о состоянии узлов, обеспечивающих возвратно-поступательное и вращательное движение в комплексе.

Система контроля охлаждения облучаемого материала позволяет контролировать расход воздуха через канал ГЭК-4.

С помощью блока индикации цифровых сигналов визуально контролируется процесс перемещения и определяется местоположение контейнеров в зоне облучения.

По системе телевизионного контроля дистанционно контролируют возвратно-поступательное перемещение штанги-облучателя, а также процесс перегрузки контейнеров на тележки.

ПЭВМ контроля по заданной программе осуществляет сбор, обработку информации, контроль технологических параметров и представление текущей информации о технологическом процессе оперативному персоналу, а также обеспечивает взаимодействие оператора с исполнительными устройствами и механизмами.

3. ОБЛУЧЕНИЕ ОБРАЗЦОВ

В комплексе одновременно облучаются два контейнера. Контейнеры загружаются в хранилище радиоактивных отходов (ХРО) на тележку и доставляются к перегрузочному устройству, которое находится в биологической защите и перегружает их на штангу-облучатель. После задания программы облучения на пульте управления комплекса начинается движение по скамейке штанги-облучателя с контейнерами в канал реактора ГЭК-4. Механизмы движения и вращения оснащены управляемыми программируемыми электроприводами типа ПРБ-1 с электродвигателями типа ДСТ14-0,18-Д25-1. Независимость этих приводов позволяет задать как необходимую скорость линейного перемещения, так и угловую скорость вращения контейнеров в зависимости от задач облучения. Линейное возвратно-поступательное перемещение осуществляется с помощью тросовой лебедки. Вращение от привода вращения передается контейнерам с помо-

щью вала. После облучения контейнеров штанга-облучатель выкатывается из канала реактора. Все операции по разгрузке и транспортировке контейнеров в ХРО производятся в обратной последовательности.

4. УПРАВЛЕНИЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫМ УСТРОЙСТВОМ

Управление комплексом осуществляется с помощью пульта управления, который представляет собой компьютер с установленной на нем программой управления комплексом. Программа управления через соответствующие интерфейсные устройства соединена с датчиками состояния комплекса, выполненными в виде конечных выключателей, с исполнительными механизмами и с пультом управления. Текущая информация о назначении управляющих клавиш и выполняемых командах отображается на экране монитора компьютера в виде панелей управления (меню), соответственно для каждого устройства. Выбор устройства и управление движением осуществляется при помощи клавиатуры компьютера. Движение любого устройства можно задать с пульта управления, нажимая соответствующие клавиши. Остановка движения может осуществляться также с пульта управления нажатием соответствующих клавиш, либо автоматически, т.е. по программе, при достижении исполнительным устройством датчика конечного положения.

Главное меню. После запуска управляющей программы (в случае нормальной загрузки) на экране монитора появляется главное меню вида:

ВЫБОР УСТРОЙСТВА:
ШТАНГА - ОБЛУЧАТЕЛЬ --> 1
ПЕРЕГРУЗОЧНОЕ УСТРОЙСТВО -> 2
ТРАНСПОРТНЫЕ ТЕЛЕЖКИ -> 3
команда _

Для выбора управления соответствующим устройством надо на дополнительном цифровом поле клавиатуры нажать клавишу 1, 2 или 3 (см. меню на экране). После этого появится меню управления выбранным устройством, содержащее некоторый набор команд, которыми производится управление устройством. Для того, чтобы перейти к управлению другим устройством, надо сначала с помощью клавиши "SPACE" (пробел) вернуться в главное меню. Далее клавишами 1, 2 или 3 выбрать необходимое устройство. Для экстренной остановки всех двигателей нажать клавишу "ТАБ".

Штанга-облучатель. Панель управления включается клавишей "1". Управление осуществляется клавишами дополнительного поля цифровой клавиатуры: "9" – вперед; "8" – стоп; "7" – назад. Для штанги существует

два режима управления: "перегрузка" и "облучение". При запуске программы сразу включается режим "перегрузка". Переход в режим "облучение" осуществляется нажатием кнопки "1", возврат в режим "перегрузка" – нажатием клавиши "0".

Транспортные тележки. Управление устройством включается клавишей "3". Тележка, при помощи которой можно доставить контейнер из хранилища радиоактивных отходов (ХРО) в зону биологической защиты, называется "основной" (транспортной). Управление осуществляется клавишами: "3" – вперед; "2" – стоп; "1" – назад. Вторая тележка, дополнительная, предназначена для промежуточного хранения контейнеров в биологической защите. Управляется клавишами: "6" – вперед; "5" – стоп; "4" – назад.

Перегрузочное устройство. Панель управления устройством включается клавишей "2". Перегрузочное устройство содержит захваты М2 и М3, укрепленные на вертикальной стойке, которая может поворачиваться вместе с захватами вокруг своей оси на 180°. При этом захваты М2 и М3 меняются местами. Захват, который после завершения поворота оказался справа, называется "правый" и управляется правыми клавишами дополнительного поля цифровой клавиатуры: "9" – вверх, "6" – стоп, "3" – вниз, "2" – отцепить захват. Захват, находящийся слева, называется "левый" и управляется левыми клавишами дополнительного поля цифровой клавиатуры: "7" – вверх, "4" – стоп, "1" – вниз, "8" – отцепить захват. Поворот включается клавишей "0", выключается клавишей "5". Если поворот остановит в промежуточном положении, а затем включить его опять, то вращение будет продолжаться в ту же сторону, что и прежде.

5. ПОРЯДОК ВЫПОЛНЕНИЯ ЛАБОРАТОРНОЙ РАБОТЫ

1. *Загрузить* образец в контейнер.
2. *Расположить* контейнер на транспортной тележке.
3. *Вывести* на экран монитора главное меню ЭВМ управления (клавиша "пробел"). *Выбрать* в главном меню "транспортные тележки" (клавиша "3"). На экране монитора появится меню "транспортные тележки". Управление тележкой с контейнером осуществляется клавишами: "3" – вперед; "2" – стоп; "1" – назад. *Пустить* тележку с контейнером к перегрузочному устройству (клавиша "3"). *Дождаться* остановки тележки в конце транспортного пути у перегрузочного устройства. *Проконтролировать* остановку тележки по экрану ВКУ.
4. *Войти* в главное меню (клавиша "пробел"). *Войти* в меню "перегрузочное устройство" (клавиша "2"). На экране монитора появится меню "перегрузочное устройство".

5. *Пустить* левый захват вниз к контейнеру на транспортной тележке (клавиша "1"). *Убедиться* по экрану ВКУ, что левый захват пошел вниз.

6. После зацепления контейнера левый захват остановится. *Пустить* левый захват с контейнером вверх (клавиша "7"). *Убедиться* по экрану ВКУ, что левый захват вместе с контейнером пошел вверх.

7. *Расположить* левый захват вместе с контейнером над облучателем, т.е. *осуществить поворот* перегрузочного устройства на 180°. Для этого *нажать* клавишу "0". *Убедиться* по экрану ВКУ, что начался поворот перегрузочного устройства.

8. После завершения поворота перегрузочного устройства *опустить* контейнер на облучатель (клавиша "3").

9. После того, как контейнер встанет в гнездо облучателя, *отцепить* контейнер от захвата. Для этого *нажать* клавишу "2".

10. *Поднять* этот захват уже без контейнера вверх (клавиша "9"). *Убедиться* по экрану ВКУ, что начался подъем захвата без контейнера.

11. *Войти* в главное меню (клавиша "пробел"). *Войти* в меню "штанга-облучатель", т.е. *нажать* клавишу "1". На экране монитора появится меню "штанга-облучатель".

12. *Выбрать* режим "облучение", т.е. *нажать* клавишу "1".

13. *Пустить* штангу-облучатель в канал реактора. Для этого *нажать* клавишу "9".

14. *Убедиться* по экрану ВКУ, что началось облучение.

15. Информация о набираемом флюенсе нейтронов отображается на экране монитора ЭВМ контроля. После того, как будет набран требуемый флюенс нейтронов, *выкатить* штангу-облучатель из канала реактора к перегрузочному устройству. Для этого в меню "штанга-облучатель" *выбрать* режим "перегрузка", т.е. *нажать* "0". *Убедиться* по экрану ВКУ, что штанга-облучатель выкатывается из канала реактора.

16. Доставка контейнера с образцом в ХРО осуществляется в обратной последовательности. После доставки контейнера в ХРО по показаниям УИМ-2-2 (измеритель скорости счета) *определить* мощность дозы гамма-излучения от контейнера с образцом на входе в ХРО.

17. *Вызвать* дежурного дозиметриста реактора. *Сообщить* ему показание УИМ-2-2. Совместно с дозиметристом *принять решение* о возможности распаковки контейнера.

18. Если было *принято* решение о необходимости распаковки контейнера, дозиметрист *измеряет* мощность дозы гамма-излучения на поверхности контейнера. По результату измерения и по продолжительности времени, необходимого на распаковку контейнера (примерно 2 минуты), *прогнозируется* доза облучения. *Окончательно принимается решение* о необходимости распаковки контейнера и режиме работы с радиоактивным

образцом. Если прогнозируемая доза облучения превышает 100 мбэр, у начальника смены реактора оформляется наряд-допуск на проведение работы с указанием фамилии экспериментатора, который будет проводить распаковку контейнера.

19. После распаковки контейнера служба дозиметрии измеряет дозу облучения экспериментатора по показаниям его индивидуального дозиметра.

В процессе выполнения работы заполняется таблица 1.

Таблица 1

Название образца	Материал образца	Размеры образца	Мощность реактора	Начало облучения	Конец облучения	Флюенс тепловых нейтронов	Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 10 см

6. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

К выполнению лабораторной работы допускаются студенты, сдавшие экзамен по радиационной безопасности в службе дозиметрии ИРТ-Т. Лабораторная работа выполняется студентами только под строгим контролем преподавателя.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Атомиздат, 1985. – 278 с.
2. Исследования и разработки в реакторных научных центрах/ Под ред. О.В. Базановой. – М.: РНЦ "Курчатовский институт", 1993. – 267 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. За счет чего достигается безопасность облучения образцов большого объема в канале реактора ГЭК-4?
2. Почему образцы равномерно облучаются в канале реактора ГЭК-4?
3. Что необходимо сделать прежде, чем начать распаковывать облученный контейнер?
4. В каком случае следует оформлять наряд-допуск на распаковку контейнера после облучения?

Работа 15

ИЗУЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО СОСТОЯНИЯ ПОМЕЩЕНИЙ РЕАКТОРА И СРЕДСТВА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

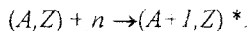
Цель работы: Изучение радиэкологической обстановки на исследовательском реакторе ИРТ-Т, ознакомление с системой штатного контроля за радиационной обстановкой и измерение экспозиционных доз в служебных и производственных помещениях ИРТ-Т.

1. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Исследовательский ядерный реактор является мощным источником нейтронного и гамма-излучений, возникающих в результате протекающих в реакторе ядерных реакций. Основные виды взаимодействия нейтрона с ядром – это упругое рассеяние, неупругое рассеяние, захват нейтрона, деление ядра.

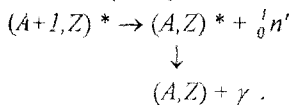
Взаимодействие первого типа сопровождается только перераспределением кинетической энергии и импульса нейтрона и ядра-мишени. В результате этого взаимодействия нейтрон теряет свою энергию и замедляется до энергий, сравнимых с энергией теплового движения ядер (атомов) окружающей среды. Процессы упругого взаимодействия нейтрона с ядром не приводят к заметному увеличению общей радиоактивности, сопровождающей процессы деления ядер.

В результате других видов взаимодействия нейтронов n с ядром-мишенью (A, Z) образуется составное ядро $(A+1, Z)^*$ в возбужденном состоянии:

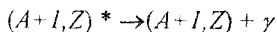


Это ядро может перейти в невозбужденное состояние различными путями (каналы реакции).

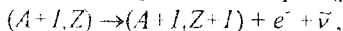
При неупругом рассеянии нейтрон на короткое время поглощается ядром, переводя последнее в возбужденное состояние, которое затем частично снимается испусканием нейтрона с меньшей кинетической энергией, чем та, с которой он был поглощен ((n, n') -реакция). Оставшаяся в ядре энергия испускается в виде γ -излучения:



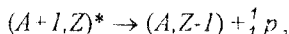
Составное ядро, находящееся в возбужденном состоянии в результате захвата нейтрона, может перейти в основное состояние путем γ -излучения ((n, γ)-реакция):



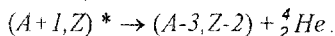
и оказавшись нестабильным, испустить электрон (β -распад)



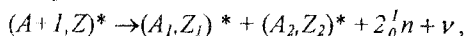
или протон ((n, p) реакция)



или α -частицу ((n, α)-реакция)



При делении составного ядра ((n, f)-реакция) образуются два осколка деления и два-три нейтрона



при этом осколки (продукты деления) представляют собой нестабильные нуклиды, которые переходя в стабильное состояние являются мощными источниками ионизирующего излучения.

Одной из особенностей спектра реакторного излучения является наличие в нем нейтронов всех энергий от быстрых до тепловых. При этом энергетическое распределение нейтронов зависит от конструктивных особенностей реактора и от композиционного состава активной зоны. Большая часть нейтронов образуется при делении ядер мгновенно, но незначительная их доля (менее 1% всех нейтронов деления) испускается продуктами деления в виде запаздывающих нейтронов.

Подобным образом ведет себя и γ -излучение, в котором мгновенные γ -кванты образуются в процессе деления ядер урана, а образующиеся при этом продукты деления ядер испускают γ -кванты со значительным запаздыванием после взаимодействия. Кроме того, при захвате нейтронов ядрами среды (при активации) образуются коротко- и долгоживущие изотопы, в результате распада которых излучаются запаздывающие γ -кванты. При этом количество ядер-излучателей γ -квантов N уменьшается со временем:

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

где λ – постоянная распада, N_0 – начальное число ядер на момент времени $t=0$, причем вместо постоянной распада λ можно использовать период полураспада $T=(\ln 2)/\lambda$, который соответствуют времени, за которое распадается половина начального числа ядер.

В остановленном реакторе основными источниками активности являются продукты деления, основная масса которых представлена короткоживущими изотопами, довольно быстро распадающимися, в то время как незначительная часть представлена актинидами – довольно долгоживу-

щими изотопами, обуславливающими долгий спад радиоактивности материалов остановленного реактора. При этом скорость распада $\lambda N(t)$ таких изотопов, а также излучение конструкционных материалов с наведенной активностью определяют излучение остановленного реактора в целом.

Кроме того, в остановленном реакторе могут образовываться нейтроны в результате фотоядерных реакций (γ, n) и реакций (α, n), происходящих при взаимодействии γ -квантов и α -частиц с материалами, содержащими бериллий и тяжелую воду.

Основной вклад в наведенную активность после длительной остановки вносят нуклиды, приведенные в табл. 1.

Таблица 1

Основные характеристики долгоживущих радионуклидов

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	Сечение исходного нуклида, барн
^3H	12,32	475
^{14}C	5730	0,0008
^{10}Be	$1,6 \cdot 10^6$	0,0033
^{36}Cl	$3,01 \cdot 10^5$	23
^{41}Ca	$1,03 \cdot 10^5$	0,22
^{55}Fe	2,68	1,19
^{60}Co	5,27	22,5
^{59}Ni	$7,6 \cdot 10^4$	2,44
^{108m}Ag	127	0,23
^{109}Cd	1,27	1,27
^{134}Cs	2,06	36,6
^{137}Cs	30,0	

Активность продуктов распада, попавших за пределы ЯР, определяется условиями сдувки и выбросом радиоактивных нуклидов. Величиной активности конструкционных материалов определяется время выдержки реактора до последующей консервации и демонтажа. При этом наведенная активность материалов должна снизиться до таких значений, чтобы обеспечить непосредственную работу с ними персонала.

Обычно такие материалы, как алюминий и графит, слабо активируются, и аномальная активация таких материалов обусловлена наличием примесей легко активируемых материалов, либо легирующих добавок с высоким поглощением нейтронов, либо загрязнением высокоактивными изотопами – продуктами деления. При этом возможно и поверхностное загрязнение

Таким образом, как работающий, так и остановленный ядерный реактор является мощным источником нейтронного и ионизирующего излучений. Поэтому контроль за радиационным состоянием ЯР и обеспечение

безопасной работы персонала является одной из основных технологических процедур.

К основным системам радиационного контроля на реакторе ИРТ-Т относятся следующие:

- системы радиационного контроля специальных и рабочих помещений,
- системы радиационного контроля аэрозолей в рабочих помещениях,
- системы радиационного контроля загрязненных поверхностей,
- системы радиационного контроля экспериментальных каналов в реакторном зале.

2. ПРИБОРНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЛУЖБЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

Для проведения измерений радиационной обстановки на реакторе ИРТ-Т используется штатное дозиметрическое оборудование, состоящее из следующих приборов (прил. 1 – 5):

- дозиметр ДРГ-05 для измерения мощности экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучения (детектор – воздухозквивалентный органический сцинтиллятор),
- дозиметр ДРГ-01Т1 для измерения мощности экспозиционной дозы γ -излучения (детекторы – газоразрядные счетчики СБМ-20, СИ 34Г),
- прибор ДКС-96 для измерения загрязненности β -активными веществами (детектор – пластмассовый сцинтиллятор), для регистрации α -частиц (детектор – $ZnS(Ag)$) и для регистрации нейтронов (детектор – полиметилметакрилат с добавкой LiF , обогащенного 6Li , и $ZnS(Ag)$),
- установка "УМФ" для измерения β -активности (детектор – торцевой счетчик),

Для индивидуального радиационного контроля применяются следующие средства:

- индивидуальный дозиметр КИД-2,
- термолюминесцентный дозиметр ТЛД,
- фотопленочные индикаторы ИФКУ.

Радиационный контроль служебных и рабочих помещений, а также радиационный контроль в реакторном зале осуществляются измерителями скорости счета УИМ2-2 с датчиками типа БДМГ-41 (детектор – газоразрядный счетчик).

Внутриреакторный контроль осуществляется посредством ионизационных камер КНТ.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Перед выполнением работы производится инструктаж, подготавливается карта радиационных измерений с указанием мест с повышенной радиационной опасностью. Производится ознакомление с измерительной аппаратурой и приборами радиационного контроля.

Последовательность проведения исследований следующая:

1. Производится проверка работоспособности измерительных приборов.
2. Составляется план измерений с обозначением на карте измерений мест с повышенной активностью.
3. Производятся измерения радиационных полей в соответствии с заданной картой измерений (совместно с штатным дозиметристом).
4. Производится анализ результатов измерений, полученных с помощью стационарного пультового оборудования радиационного контроля и переносных приборов, оцениваются значения экспозиционных доз на измеряемых участках.

Результаты измерений заносятся в табл. 2.

Таблица 2

Результаты измерений

Точка радиационного контроля	Тип пультового прибора		Показания прибора, имп/с	Мощность дозы, мкр/час	Тип переносного прибора	Мощность дозы, мкр/час
	измеритель	датчик				

На пультовых приборах радиационного контроля активность определяется по соответствующим градуировочным характеристикам.

После окончания работы с помощью индивидуального дозиметра оценивается доза радиации, полученная при выполнении лабораторной работы.

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

При проведении лабораторной работы студенты обеспечиваются спецодеждой (халат), индивидуальным дозиметром (один на группу).

Так как стационарные пультовые приборы имеют питание от сети 220В, их нельзя разбирать во включенном состоянии. Во включенном состоянии от стационарных и переносных приборов нельзя отсоединять разъемы с кабелем к датчикам, так как к датчикам подается напряжение 400 В.

При проверке работоспособности приборов нельзя прикасаться руками к активной части контрольных источников ионизирующего излучения, подносить источники к глазам, класть их в карман.

Работоспособность прибора с помощью контрольных источников должна проводиться оперативно, исключая возможность длительного облучения оператора.

При выполнении замеров переносными приборами в помещениях с повышенным уровнем γ -излучения действовать оперативно, не прикасаясь руками и прибором к загрязненной поверхности.

При определении загрязненности поверхности β -активными веществами методом мазков работу выполнять в резиновых перчатках.

5. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

При составлении отчета по работе должны быть отражены результаты измерений и проведен анализ радиационных данных с высокой радиоактивностью.

В рабочем отчете должны быть приведены следующие материалы.

- перечень основных источников радиационной активности,
- описание используемой радиометрической аппаратуры,
- карта измерений полей по заданной схеме,
- таблица результатов измерений,
- таблица основных радиоактивных нуклидов и их периоды полураспада,
- анализ полученных данных с высокой активностью.

ЛИТЕРАТУРА

1. Абрамов Ф.И., Казанский Ю.А., Матусевич В.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. – М.: Энергоатомиздат, 1977. – 528 с.
2. Экспериментальные методы нейтронных исследований: Учеб. пособие для вузов /Краммер-Агеев Е.А., Лавренчик В.Н., Самосадный В.Т., Протасов В.П. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 272 с.
3. Казанский Ю.А., Матусевич В.С. Экспериментальные методы физики реакторов: Учеб. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1984 – 272 с.
4. Лабораторный практикум по экспериментальным методам ядерной физики: Учеб. пособие для вузов/ Под ред. Финогенова К.Г. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 432 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Источником каких видов излучения является работающий ЯР?
2. Источником каких видов излучения является остановленный ЯР?
3. Какие виды взаимодействий нейтронов с ядром приводят к образованию радиоактивных нуклидов?

4. Какие радиоактивные нуклиды представляют собой повышенную опасность?
5. Какие элементы конструкции ЯР могут иметь повышенную активность?
6. Как измерить и определить поглощенную и эквивалентную дозу на рабочем месте?
7. Меры предосторожности при работе с радиоактивными нуклидами и уровень допустимых доз.

Приложение 1

НАЗНАЧЕНИЕ, ТЕХНИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ И ХАРАКТЕРИСТИКИ ДОЗИМЕТРА ДРГ-05

Дозиметр ДРГ-05 предназначен для измерения экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений в диапазоне энергий фотонов от 40 до 10000 кэВ и качественной оценки наличия бета-излучения. Дозиметр применяется в промышленности и лабораториях с целью дозиметрического контроля радиационной обстановки в жестких условиях эксплуатации. Дозиметр измеряет мощность экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0,1 до 10000 мкР/с.

Диапазон измерений разбит на два поддиапазона:

первый " <100 мкР/с" – от 0,1 до 100 мкР/с,

второй " >100 мкР/с" – от 100 до 10000 мкР/с.

Дозиметр измеряет экспозиционную дозу рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 1 до 10000 мР.

В блоке детектирования применен электронный фотоумножитель типа ФЭУ-35 и воздухоеквивалентный сцинтиллятор типа СДП-14; для перекрытия светового потока, идущего от сцинтиллятора на фотокатод фотоумножителя, применен световой затвор.

Для проверки работоспособности и стабильности работы дозиметра во времени он комплектуется контрольным источником типа Т-19 ($^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$). Дозиметр обладает радиационной помехоустойчивостью по отношению к быстрым нейтронам. Дополнительная погрешность не превышает $\pm 3\%$ от измеряемой величины мощности экспозиционной дозы рентгеновского или гамма-излучения при мощности эквивалентной дозы быстрых нейтронов, численно равной по величине мощности экспозиционной дозы.

Предел допускаемой основной погрешности измерений дозиметра для спектра излучения изотопа ^{60}Co составляет $\pm 15\%$.

Приложение 2

НАЗНАЧЕНИЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДОЗИМЕТРА ДРГ-01Т1

Дозиметр ДРГ-01Т1 – цифровой широкодиапазонный носимый дозиметр для измерения мощности экспозиционной дозы фотоонного излучения в интервале энергий фотонов от 8 до 480 фДж (от 0,050 до 3,0 МэВ).

Дозиметр обеспечивает измерение мощности экспозиционной дозы в двух режимах работы: “Поиск” и “Измерение”.

Дозиметр в режиме работы “Измерение” обеспечивает измерение мощности экспозиционной дозы в диапазоне от 0,010 мР/ч до 9,999 Р/ч с разбивкой на два поддиапазона:

- 1 – от 0,010 мР/ч до 9,999 мР/ч,
- 2 – от 0,010 Р/ч до 9,999 Р/ч.

В режиме работы “Поиск” дозиметр обеспечивает измерение мощности экспозиционной дозы в диапазоне от 0,10 мР/ч до 99,99 Р/ч с разбивкой на два поддиапазона:

- 1 – от 0,10 мР/ч до 99,99 мР/ч,
- 2 – от 0,10 Р/ч до 99,99 Р/ч.

Время измерения в режиме работы “Измерение” не превышает 25 с, а в режиме “Поиск” – 2,5 с.

Предел допускаемой основной погрешности измерения (для 95% доверительного интервала) в любой точке поддиапазона при градуировке по источнику 2 разряда ^{137}Cs в нормальных условиях применения составляет:

- в режиме работы “Измерение” $\pm 15\%$,
- в режиме работы “Поиск” $\pm 30\%$.

В качестве детекторов излучения использованы четыре газоразрядных счетчика СБМ-20 и два счетчика СИ 34Г с корректирующими свинцовыми фильтрами для выравнивания энергетической зависимости чувствительности.

Приложение 3

НАЗНАЧЕНИЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ УИМ2-2

Назначение

Измеритель средней скорости счета с автоматическим переключением поддиапазонов типа УИМ2-2 предназначен для измерения средней скорости счета импульсов и сигнализации о превышении установленных пороговых значений скорости счета импульсов.

Измеритель применяется в радиохимических лабораториях и в аппаратуре дозиметрического, радиометрического и технологического контроля.

Измеритель обеспечивает работу с блоками детектирования:

- альфа-излучения БДЗА-01, УДЗА-09П, УДЗА-10П,
- бета-излучения БДБ2,
- гамма-излучения БДМГ-41, БДМГ-41-01, БДМГ-41-03, БДМГ-08Р,
- нейтронного излучения типа УДБН-02Р.

Технические данные и характеристики

Измеритель обеспечивает работу в следующих режимах.

- измерение установленных пороговых значений скорости счета импульсов в каждом канале,
- измерение разности средних скоростей счета импульсов, поступающих по двум каналам при раздельной сигнализации о превышении установленных пороговых значений скорости счета импульсов в каждом канале.

Измеритель обеспечивает измерение средней скорости счета импульсов в диапазоне от $3 \cdot 10^{-1} \text{ с}^{-1}$ до $3 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$.

Диапазон измерений скорости счета разбит на 10 поддиапазонов:

1 поддиапазон	$0,3 \text{ с}^{-1} - 1,0 \text{ с}^{-1}$,
2 поддиапазон	$1 \text{ с}^{-1} - 3 \text{ с}^{-1}$,
3 поддиапазон	$3 \text{ с}^{-1} - 10 \text{ с}^{-1}$,
4 поддиапазон	$10 \text{ с}^{-1} - 30 \text{ с}^{-1}$,
5 поддиапазон	$30 \text{ с}^{-1} - 100 \text{ с}^{-1}$,
6 поддиапазон	$100 \text{ с}^{-1} - 300 \text{ с}^{-1}$,
7 поддиапазон	$300 \text{ с}^{-1} - 1000 \text{ с}^{-1}$,
8 поддиапазон	$1000 \text{ с}^{-1} - 3000 \text{ с}^{-1}$,
9 поддиапазон	$3000 \text{ с}^{-1} - 10000 \text{ с}^{-1}$,
10 поддиапазон	$10000 \text{ с}^{-1} - 30000 \text{ с}^{-1}$.

Переключение поддиапазонов осуществляется автоматически.

Время установления рабочего режима не превышает 5 мин.

Разрешающее время измерителя не более 10 мкс.

Измеритель обеспечивает световую и звуковую сигнализацию о превышении установленных пороговых значений скорости счета импульсов в каждом канале в одном из поддиапазонов:

- 1 поддиапазон от 3 с^{-1} до 80 с^{-1} ,
- 2 поддиапазон от 80 с^{-1} до 3000 с^{-1} ,
- 3 поддиапазон от 3000 с^{-1} до 30000 с^{-1} .

Измеритель обеспечивает плавную установку порогов включения сигнализации в пределах поддиапазонов, указанных выше.

Предел допускаемой основной приведенной погрешности измерения средней скорости счета в любом канале $\pm 10\%$ от максимального значения поддиапазона измерения. Предел допускаемой основной приведенной погрешности измерения разности средних скоростей счета $\pm 10\%$ от максимального значения поддиапазона.

Приложение 4

ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЛОКОВ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ ТИПА БДМГ

Блоки детектирования обеспечивают измерение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в одном из диапазонов, указанных в табл. 1 при энергии гамма-кванта от 192 до 200 фДж (от 0,12 до 1,25 МэВ). В таблице указано, какие галогенные счетчики используются в различных блоках детектирования.

Таблица 1

Характеристики блоков детектирования

Тип блока детектирования	Тип детектора	Тип бленкера	Диапазон измерения мощности экспозиционной дозы, А/кг (Р/ч)	Чувствительность		Предельно допустимое облучение в течение 1 мин, А/кг (Р/ч)	Уровень собственного фона, имп/с не более
				имп-кг с-А не менее	имп-ч с-Р не менее		
БДМГ-41	СБМ-20	T-17	от $7,17 \cdot 10^{-12}$ до $7,17 \cdot 10^{-9}$ ($1 \cdot 10^{-4} - 1 \cdot 10^{-1}$)	$1,67 \cdot 10^{11}$	12000	$7,17 \cdot 10^{-5}$ (1000)	2
БДМГ-41-01	СБМ-21	T-17	от $7,17 \cdot 10^{-11}$ до $7,17 \cdot 10^{-8}$ ($10^{-3} - 10^0$)	$1,67 \cdot 10^{10}$	1200	$7,17 \cdot 10^{-5}$ (1000)	2
БДМГ-41-02	СИ-38Г	T1	от $7,17 \cdot 10^{-8}$ до $7,17 \cdot 10^{-5}$ ($10^0 - 10^3$)	$0,56 \cdot 10^8$	4	$6,45 \cdot 10^{-5}$ (3600)	0,2
БДМГ-41-03	СИ-3БГ	T20	от 10^{-9} до $4 \cdot 10^{-6}$ ($1,4 \cdot 10^{-2} - 50$)	$1,4 \cdot 10^9$	100	$6,45 \cdot 10^{-5}$ (900)	1,5

Чувствительность блоков детектирования и уровень собственного фона соответствуют значениям, указанным в табл. 1

ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДОЗИМЕТРА-РАДИОМЕТРА ДКС-96

Дозиметр-радиометр предназначен для

- измерения мощности эквивалентной дозы непрерывного и импульсного гамма-излучения (от 0,1 мкЗв/ч до 1 Зв/ч),
- измерения плотности потока альфа-излучения (от 0,1 до 10^4 мин⁻¹см⁻²),
- измерения плотности потока бета-излучения (от 10 до 10^5 мин⁻¹см⁻²),
- измерения мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения (от 0,1 до 100000 мкЗв/ч),
- измерения эквивалентной дозы нейтронного излучения (от 1 до 10000 мкЗв),
- поиска и локализации радиоактивных источников.

В дозиметре-радиометре предусмотрена возможность хранения в памяти 1000 результатов измерений с последующим их просмотром и передачей на компьютер.

Характеристики дозиметра с блоком детектирования БДЗА-96

Основная относительная погрешность измерения плотности потока альфа-излучения $\pm 20\%$. Эффективность регистрации альфа-излучения изотопа Pu-239 не менее 45%, изотопа U-234 – не менее 25%, изотопа U-238 – не менее 15%. Площадь детектора 70 см². Дозиметр-радиометр устойчив к гамма-излучению до 1 мкЗв·ч⁻¹.

Время установления рабочего режима не превышает 1 мин. Время измерения рекомендуется устанавливать не менее 20 с.

Характеристики дозиметра с блоком детектирования БДЗБ-96

Диапазон энергий регистрируемого бета-излучения – от 0,3 до 3,0 МэВ. Основная относительная погрешность измерения плотности потока бета-излучения при градуировке по образцовым бета-источникам второго ряда с радионуклидами Sr-90 + Y-90 составляет $\pm 20\%$. Эффективность регистрации бета-излучения изотопов Sr-90 + Y-90 не менее 25%. Площадь детектора 28 см².

Время установления рабочего режима не превышает 1 мин, время измерения рекомендуется устанавливать не менее 8 с.

Характеристики дозиметра с блоком детектирования БДКС-96

Диапазон энергий регистрируемых рентгеновского и гамма-излучений от 0,015 до 10 МэВ.

Изменение чувствительности дозиметра-радиометра в зависимости от энергии фотонного излучения по отношению к энергии 662 кэВ составляет:

- в диапазоне энергий от 15 до 25 кэВ $\pm 45\%$,
- в диапазоне энергий от 25 до 1250 кэВ $\pm 20\%$,
- в диапазоне энергий от 1,25 до 10 МэВ $\pm 15\%$.

Основная относительная погрешность измерения эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы фотонного излучения при доверительной вероятности 0,95 составляет $\pm 15\%$.

Время установления рабочего режима не превышает 5 мин. Время измерения рекомендуется устанавливать не менее 10 с.

Характеристики дозиметра с блоком детектирования БДМН-96

Диапазон измерения эквивалентной дозы нейтронов – от 1 до 10^4 мкЗв. Диапазон регистрируемых энергий нейтронного излучения – от 0,025 до 10 МэВ. Изменения чувствительности прибора для типовых нейтронных спектров не превышают $\pm 40\%$ относительно излучения источника Pu-Be.

Основная относительная погрешность измерения эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы нейтронов при доверительной вероятности 0,95 составляет $\pm 25\%$.

Время установления рабочего режима не превышает 1 мин. Время измерения рекомендуется устанавливать не менее 20 с.

Работа 16

ИССЛЕДОВАНИЕ ВНЕШНЕЙ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Цель работы: Изучение радиозокологической обстановки в зоне наблюдения исследовательского ядерного реактора, ознакомление с методами и средствами радиационного контроля.

1. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Исследовательский ядерный реактор (ИЯР) в процессе эксплуатации является источником техногенного загрязнения окружающей среды.

Основным организационным принципом обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации исследовательского ядерного реактора является ограничение облучения от техногенных источников. Основу системы радиационной безопасности, сформулированной в НРБ-99, составляют современные международные научные рекомендации и отечественный опыт с учетом его достижений и недостат-

ков. Данные мировой науки показывают, что соблюдение современных международных норм радиационной безопасности надежно гарантирует безопасность работающих с источниками ионизирующего излучения и всего населения.

Ионизирующая радиация при воздействии на организм человека может вызвать два вида эффектов: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, лучевая катаракта, лучевое бесплодие и др.) и стохастические (вероятностные) беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни).

Для обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации руководствуются следующими основными принципами:

- не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения,
- запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риска возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону облучением,
- поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

Годовая доза облучения у населения от всех техногенных источников в условиях их нормальной эксплуатации не должна превышать основные дозовые пределы (табл. 3.1 НРБ-99).

Облучение населения техногенными источниками при их нормальной эксплуатации ограничивается путем обеспечения сохранности источников ионизирующего излучения, контроля технологических процессов и ограничения выброса (сброса) радионуклидов в окружающую среду, а также другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников ионизирующего излучения.

Основными загрязнителями при работе реактора ИРТ-Т являются газо-аэрозольные выбросы, обусловленные работой спецвентиляции, удаляющей радиоактивный воздух из экспериментальных каналов, и газообразные продукты деления урана, выходящие из теплоносителя в пространство между крышкой реактора и теплоносителем.

Воздух, находящийся в экспериментальных каналах, активируется под действием нейтронов по реакциям: $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$; $^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$.

В выбросах радиоактивных газов ИРТ-Т с помощью полупроводникового гамма-спектрометра зарегистрированы следующие радионуклиды: ^{41}Ar , ^{135}Xe , ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{131}I , ^{88}Rb .

В табл. 1 приведены основные радиационные характеристики некоторых продуктов деления [6].

Таблица 1

Основные радиационные характеристики некоторых продуктов деления

Нуклид	$T_{1/2}$	β-частицы		γ-кванты	
		$E_{\beta\max}$, МэВ	Выход, %	E_{γ} , МэВ	Выход, %
^{87}Kr	76,3 мин	3,478	44,71	2,553	8,65
		3,881	30,8	0,845	7,25
				0,403	48,3
^{85}Kr	2,84 ч	0,510	71,0	2,392	25,0
				1,530	11,3
				0,815	13,0
^{135}Xe	9,08 ч	0,909	96,0	0,196	37,8
				0,250	90,5
^{131}I	8,04 сут	0,607	89,1	0,364	82,4
^{132}I	20,8 ч	1,23	83,4	0,529	85,0
^{137}Cs	30,1 лет	512	94,7	0,661	85,1

Теплоноситель и переносимые им примеси при прохождении через активную зону реактора подвергаются облучению нейтронами, и некоторые элементы становятся радиоактивными. В водяном теплоносителе взаимодействие нейтронов с нуклидом ^{16}O приводит к образованию нуклида ^{16}N , другие реакции на ядрах кислорода приводят к образованию ^{15}N , ^{18}F и других радионуклидов. В воде обычно растворен воздух, а следовательно и аргон, поэтому в контуре присутствует ^{41}Ar , образующийся по (n,γ)-реакции из ^{40}Ar . Образуются также в малых количествах тритий и ^{14}C .

В табл. 2 приведены характеристики некоторых продуктов активации.

Таблица 2

Основные радиационные характеристики продуктов активации

Нуклид	Реакция образования	Сечение реакции σ , барн	$T_{1/2}$	β-частицы		γ-кванты	
				$E_{\beta\max}$, МэВ	Выход, %	E_{γ} , МэВ	Выход, %
^{16}N	$^{16}\text{O}(n,p)$	$1,9 \cdot 10^{-5}$	7,11 с	4,3	68,0	6,13	69
^{41}Ar	$^{40}\text{Ar}(n,\gamma)$	0,53	1,83 ч	1,2	99,0	1,29	99,1
				1,39	100	2,75	99,87
^{24}Na	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)$	0,53	15,0 ч			1,37	99,99
		0,57					
^{42}K	$^{41}\text{K}(n,\gamma)$	1,15	12,36 ч	3,55	82	1,52	1,79
^{61}Cr	$^{56}\text{Cr}(n,\gamma)$	13,5	27,73 сут			0,32	9,83
^{54}Mn	$^{54}\text{Fe}(n,p)$	0,065	312 сут			0,835	99,98
^{56}Mn	$^{55}\text{Mn}(n,\gamma)$	13,4	2,58 ч			0,846	99,0
^{59}Fe	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)$	1,0	45,1 ч			1,10	55,5
^{58}Co	$^{58}\text{Ni}(n,\gamma)$	0,107	70,78 сут			0,81	99,45
						0,511	80,0
^{60}Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)$ $^{60}\text{Ni}(n,p)$	36,3	5,272 г			1,33	99,98
		$2 \cdot 10^{-1}$				1,17	99,87

Радиационная безопасность персонала и населения при эксплуатации ИЯР обеспечивается строгим соблюдением персоналом правил и норм обращения с радиоактивными материалами, а также строгим контролем за удалением и хранением радиоактивных отходов (РАО). Газообразные отходы очищаются фильтрами из ткани Петрянова и угольными фильтрами и удаляются через трубу высотой 40 м в атмосферу. Жидкие РАО по системе спецканализации удаляются и хранятся в трех резервуарах из нержавеющей стали, объемом 325 м³, 100 м³, 100 м³, заглубленных в грунт на территории промплощадки, до их переработки. Твердые РАО временно хранятся в хранилище РАО до вывоза в могильник спецкомбината "Радон".

Для проведения дозиметрического контроля (согласованного с областным центром санитарнадзора) за окружающей средой в зоне наблюдения (радиусом 1 км) выбраны постоянные точки наблюдения (рис.1), в которых производится отбор проб почвы и растительности два раза в год и отбор проб снега в марте.

Контроль уровня гамма-излучения в пределах санитарно-защитной зоны ИЯР осуществляется ежемесячно.

План размещения контрольных точек, в которых определяется мощность дозы на территории промплощадки ИЯР, приведен на рис.2.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

Характеристика применяемых приборов и сведения о них, касающиеся принципов устройства и работы приборов, излагаются в курсе "Дозиметрия и защита от излучений" и в рекомендуемой литературе.

Для определения радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне ИЯР используется штатное дозиметрическое оборудование, состоящее из следующих приборов:

- дозиметр ДРГ-01Т1 (измерение мощности экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения) с детекторами – газоразрядными счетчиками СБМ-20 и СИ-34Г (прил. 2 к работе 15),
- дозиметр-радиометр ДКС-96 (измерение эквивалентной дозы гамма-излучения) с детектором из полистирола с люминесцирующими добавками.
- Дозиметр-радиометр МКС-1117 (измерение мощности поглощенной дозы, мощности эквивалентной дозы, мощности поглощенной дозы гамма-излучения в воздухе) с сцинтилляционным детектором.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Перед выполнением работы производится инструктаж с указанием мест с повышенной зараженностью, а также ознакомление с измерительной аппаратурой и приборами радиационного контроля. После этого:

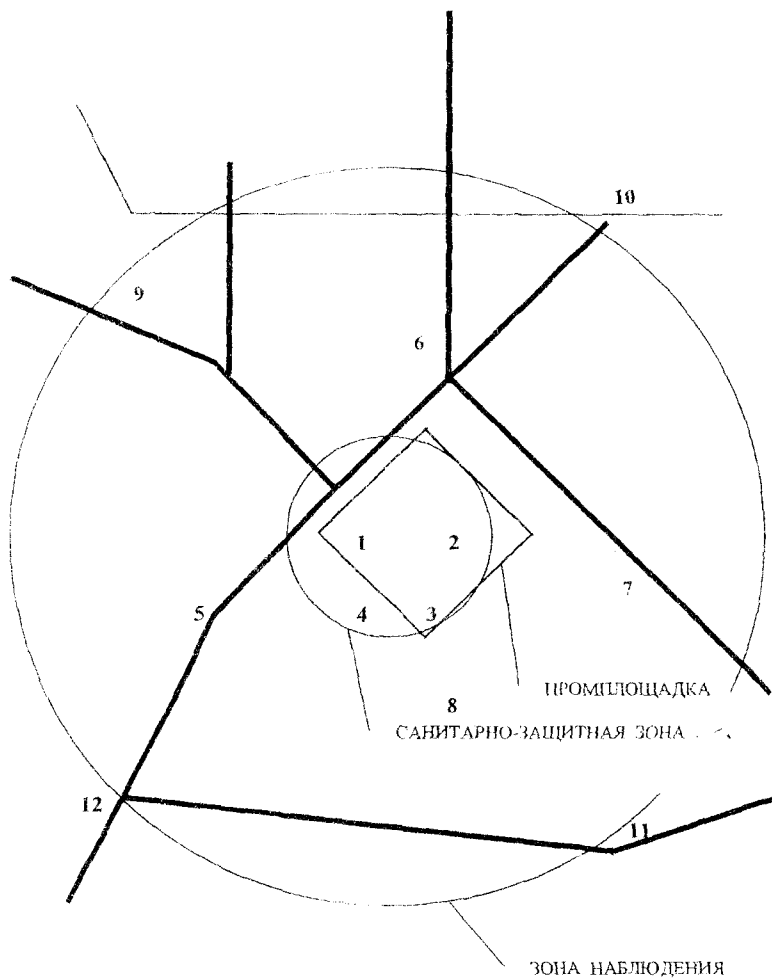


Рис. 1. План размещения контрольных точек в зоне наблюдения

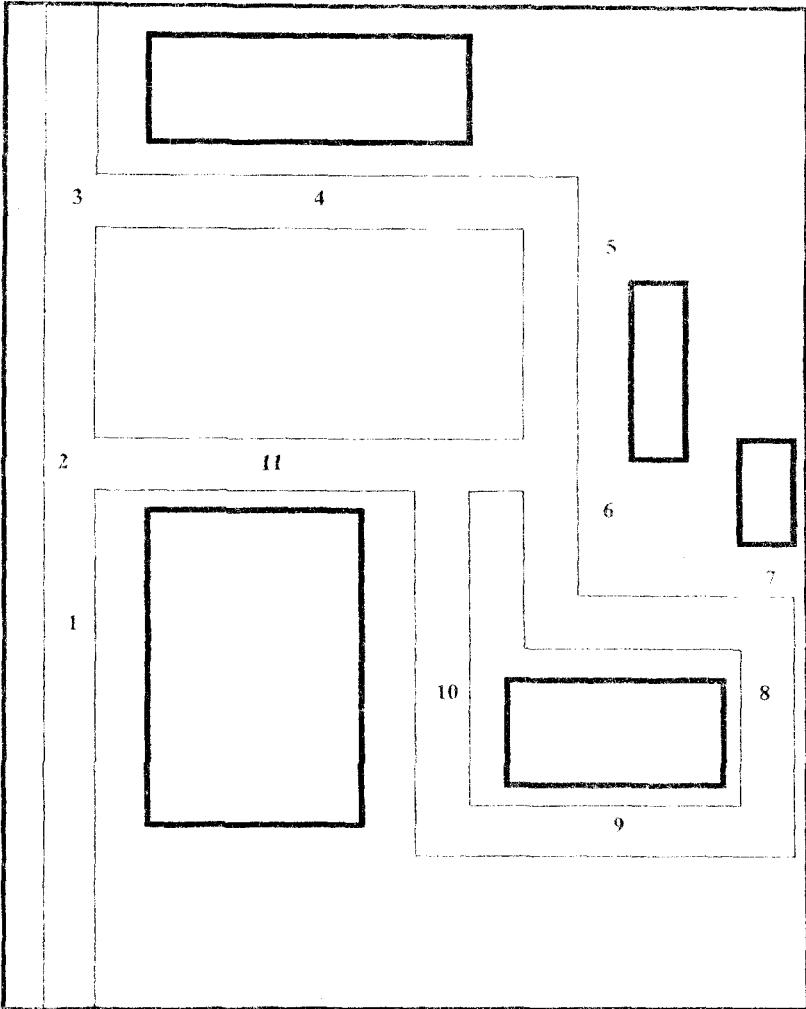


Рис.2. План размещения контрольных точек в санитарно-защитной зоне

- производится проверка работоспособности измерительных приборов,
- составляется план измерений с обозначением контрольных точек с повышенным заражением,
- производятся измерения радиационных полей в соответствии с заданной картой измерений (совместно с штатным дозиметристом),
- результаты измерений гамма-фона заносятся в табл. 3.

Таблица 3

Результаты измерений					
Точка радиационного контроля	Мощность дозы, мкР/ч		Точка радиационного контроля	Мощность дозы, мкР/ч	
	ДРГ-01Т1	ДБГ-04А		ДРГ-01Т1	ДБГ-04А
1			7		
2			8		
3			9		
4			10		
5			11		
6			12		

При анализе результатов измерений гамма-фона важно выявить причины повышенного уровня гамма-излучения. Результаты измерений заносят в специальный журнал, куда записывают время и место замера. Для наглядности и более полного представления результатов измерений эти результаты наносят на план размещения контрольных точек.

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

К проведению замеров допускаются лица, прошедшие инструктаж по РБ и получившие допуск к выполнению лабораторных работ.

При работе с переносными приборами нельзя их вскрывать, так как их датчики находятся под напряжением 400 В.

При работе с источниками необходимо соблюдать правила личной гигиены и требования "Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности" ОСПОРБ-99 и инструкций на рабочем месте.

При проверке работоспособности дозиметрических приборов нельзя прикасаться руками к активной части контрольных источников ионизирующего излучения, подносить источники к глазам, класть их в карман. Работоспособность прибора с помощью контрольных источников должна производиться оперативно, исключая возможность длительного облучения оператора.

Подключение установок должно соответствовать ПТЭ и ПТБ при эксплуатации электроустановок потребителей.

При работе с радиометрическими установками должны выполняться требования техники безопасности, изложенные в технических описаниях, инструкциях по эксплуатации и рабочих инструкциях.

При проведении лабораторной работы студенты обеспечиваются спецодеждой (халат), индивидуальным дозиметром (один на группу).

5. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

В начале отчета указывается цель работы. Далее необходимо описать используемые дозиметрические приборы и принцип их действия, назначение, пределы измерений. Полностью описать методику проведения работы, привести план размещения контрольных точек, полученные результаты представить в таблице. Полученные численные результаты предлагается обсудить. В случае получения результатов с повышенными значениями мощностей дозы определить возможные причины их появления.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дозиметрические и радиометрические методики. Под ред. Н.Г.Гусева, У.Я.Маргулиса, А.Н.Марел и др. – М., Атомиздат, 1966. – 444 с.
2. В.Ф.Козлов. Справочник по радиационной безопасности. – М., Энергоатомиздат, 1987. – 192 с.
3. Технические описания и инструкции по эксплуатации дозиметров ДРГ-01Т1, ДБГ-04А.
4. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ. – М.: Атомиздат, 1974. – 104 с.
5. Дозиметрический и радиометрический контроль. Под ред. В.И.Гришмановского. – М.: Атомиздат, 1980. – 272 с.
6. В.В.Бадяев, Ю.А.Егоров, С.В.Казаков. Охрана окружающей среды при эксплуатации АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 224 с.
7. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). – М.: Минздрав России, 1999. – 116 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Источники заражения окружающей среды при эксплуатации ИЯР?
2. Какие РАО образуются при эксплуатации ИЯР?
3. Изотопы, поступающие в окружающую среду при эксплуатации ИЯР?
4. Для чего предназначены санитарно-защитная зона и зона наблюдения?
5. Допустимая мощность дозы γ -излучения в пределах санитарно-защитной зоны.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗАГРЯЗНЕННОСТИ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ СЛУЖЕБНЫХ ПОМЕЩЕНИЙ РЕАКТОРА РАДИОАКТИВНЫМИ АЭРОЗОЛЯМИ

Цель работы: изучение радиозоологической обстановки на исследовательском реакторе ИРТ-Т, ознакомление с методами контроля загрязненности воздушной среды служебных помещений радиоактивными аэрозолями и с методами сбора и радиометрического анализа этих аэрозолей.

1. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Аэрозолями называют дисперсные системы с газообразной средой и твердой или жидкой дисперсной фазой. Дисперсной средой атмосферных аэрозолей является воздух, а дисперсной фазой – твердые или жидкие частички какого-либо вещества, диаметр которых лежит в пределах от 10^{-7} до 10^{-1} см. Радиоактивными аэрозолями называют аэрозоли с радиоактивной дисперсной фазой.

Ядерный реактор является источником радиоактивных аэрозолей и радиоактивных газов, причем при нормальной работе реактора происходит активация тепловыми нейтронами аргона, который входит в состав воздуха, заполняющего экспериментальные каналы исследовательского реактора. Радиоактивный аргон дает основной вклад в наведенную активность воздуха. Кроме того, при нарушении целостности защитной оболочки тепловыделяющих элементов продукты ядерной реакции деления могут попасть в теплоноситель первого контура, а из него в атмосферный воздух. Таким образом, радиоактивные аэрозоли и газы являются источником радиационной опасности как на работающем, так и на остановленном реакторе. Поэтому при изучении радиозоологической обстановки на исследовательском реакторе ИРТ-Т необходимо учитывать загрязненность воздушной среды радиоактивными аэрозолями.

1.1. ИСТОЧНИКИ ОБРАЗОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

Радиоактивные аэрозоли могут быть естественного и искусственного происхождения.

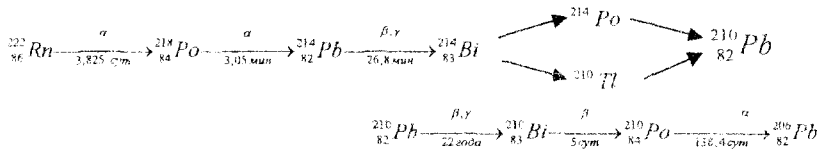
Естественные радиоактивные аэрозоли возникают в следующих случаях:

- за счёт распада радионуклидов, выделяемых с поверхности почвы в атмосферу. Это продукты распада радона (^{222}Rn), торона (^{220}Rn) и акти-

нона (^{219}Rn). Все эти продукты распада являются тяжелыми металлами и поэтому существуют только в форме твердых частиц.

- при взаимодействии частиц космического излучения с ядрами атомов химических элементов воздуха. Это ^3H , ^{14}C , ^7Be , ^{10}Be , ^{36}Cl , ^{39}Cl , ^{22}Na , ^{32}Si , ^{33}P , ^{35}S , ^{32}P и другие радионуклиды. Тритий в атмосфере присутствует в основном в форме ТНО в водяном паре, ^{14}C – в виде углекислого газа, остальные же нуклиды могут существовать в форме твердых частиц и обнаруживаются в дождевой воде;
- при захвате ветром с подстилающей поверхности радиоактивной пыли, содержащей уран, радий, калий (аэрозоли, содержащие ^{40}K , поступают также при испарении брызг морской воды);
- за счет проникновения в атмосферу с космической пылью, метеоритами, тектитами (например, ^{26}Al , ^{10}Be , ^{60}Co).

Цепочка распада радона представлена следующими радионуклидами:

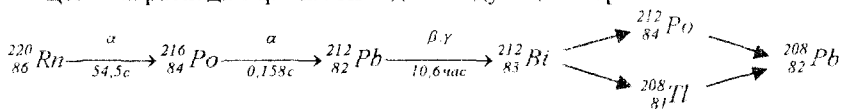


Под символами вида излучения указаны периоды полураспада.

Все продукты до ^{210}Pb короткоживущие, а ^{210}Pb не успевает накопиться в воздухе в заметных количествах, поэтому его и следующие за ним продукты можно не принимать во внимание.

Малый выход ^{210}Tl при распаде ^{214}Bi (0,04%) позволяет пренебречь ^{210}Tl по сравнению с ^{214}Po . Вследствие чрезвычайно короткого времени жизни атомов ^{214}Po ($\sim 10^{-4}$ с) он всегда находится в радиоактивном равновесии с ^{214}Bi .

Цепочка распада торона выглядит следующим образом:



Здесь справедливо предположить, что $^{212}_{84}\text{Po}$ и $^{208}_{81}\text{Tl}$ всегда находятся в равновесии с $^{212}_{83}\text{Bi}$. С точки зрения радиационной опасности в большинстве случаев с продуктами распада торона можно не считаться, однако они могут существенно влиять на результаты измерения радиоактивных аэрозолей.

Наибольшие концентрации в нижней тропосфере имеют радон и продукты его распада (табл. 1, 2). От 50 до 90% атомов $\text{RaA} + \text{RaB} + \text{RaC}$, а также TnB находится на частицах с радиусом $10^{-8} - 10^{-7}$ см.

Таблица 1
Концентрация радона, торона и продуктов их распада в приземном воздухе, Ки/л*

Нуклид	Над сушей	Океан вблизи берегов	Центральные районы океана
^{222}Rn RaA(^{218}Po) RaB(^{214}Pb) RaC(^{214}Bi)	$\frac{1 \cdot 10^{-13}}{(5,0 - 0,1) \cdot 10^{-13}}$	$\frac{0,1 \cdot 10^{-13}}{(0,7 - 0,002) \cdot 10^{-13}}$	$0,01 \cdot 10^{-13}$
RaD(^{210}Pb)	$\frac{3 \cdot 10^{-18}}{(5,8 - 1,4) \cdot 10^{-18}}$	-	-
RaF(^{210}Po)	$\frac{4 \cdot 10^{-19}}{(6,3 - 0,9) \cdot 10^{-19}}$	-	-
^{220}Tn (^{220}Rn)	$\frac{0,5 \cdot 10^{-13}}{(6,0 - 0,02) \cdot 10^{-13}}$	-	-
TnB(^{212}Pb)	$2 \cdot 10^{-15}$	-	-

* В числителе - среднее значение, в знаменателе - пределы колебаний

Таблица 2
Изменение содержания Rn и Tn в атмосфере над сушей с увеличением высоты h

h, м	0	1	5	10	25	50	100	1000	7000
Rn, %	100	95	-	87	-	-	69	38	7
Tn, %	100	-	70	50	20	5	0,5	-	-

Искусственные радиоактивные аэрозоли, содержащие продукты деления, образуются при ядерных взрывах и имеют размеры частиц от 10^{-6} см до нескольких миллиметров в районе ядерного взрыва. Искусственные радиоактивные аэрозоли образуются также при технологических или аварийных выбросах предприятий атомной промышленности, на урановых шахтах и в обогащительных цехах, в помещениях реакторов, ускорителей и радиохимических лабораторий (табл. 3).

Радиоактивные аэрозоли в атмосфере могут существовать либо в своей первоначальной форме (первичные частицы), либо после захвата радионуклидов находящимися в атмосфере нейтральными аэрозолями (вторичные частицы). Наиболее часто встречается последний тип радиоактивных аэрозольных частиц.

Нижний предел размеров частиц обусловлен тем, что частицы с радиусом менее 0,01 мкм в течение нескольких часов оседают на частицах большего размера. Из условия равновесия между двумя противоположны-

ми процессами, воздействующими на движение частиц в атмосфере (турбулентное перемещение, направленное вверх, и осаждение в поле тяготения Земли), максимальный размер аэрозольных шарообразных частиц составляет 10–20 мкм.

Таблица 3

Приблизительные размеры аэрозольных частиц, образующихся при различных производственных процессах

Источник аэрозолей	Состав аэрозолей	Размеры аэрозольных частиц 10^4 см
Добыча урана	UO_2 , U_3O_8 , UO_3	0,5–10
Производство тория	Радон и активный осадок RaO (^{228}Ra)	0,001–0,04 0,01–0,5
Нанесение светящихся составов с радием	RaO и активный осадок	0,001–0,5
Промышленные и экспериментальные ядерные реакторы	Na_2O (^{24}Na), K_2O (^{42}K), I_2 , NaI , $NaBr$, TlF_4 (^{214}Tl), UO_2 (^{235}U) Окислы ^{239}Pu	0,1–10 0,01–0,5

Высокая радиационная опасность радиоактивных аэрозолей объясняется проникновением их внутрь организма через органы дыхания и значительной эффективностью внутреннего облучения. Так, например, допустимая концентрация аэрозолей ^{239}Pu для персонала группы А соответствует содержанию одной частицы (радиусом около 10^{-5} см) в 1 литре воздуха. Такой ничтожно малый уровень радиоактивности невозможно измерить непосредственно, поэтому все существующие методы радиометрии аэрозолей основаны на предварительном извлечении их каким-либо способом из воздуха и последующем измерении в концентрированном виде.

1.2. МЕТОДЫ СБОРА РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

Из всех методов улавливания радиоактивных аэрозолей наибольшее распространение получили фильтрация, а также инерционное и электростатическое осаждение. Самый надежный и простой из них – фильтрация.

Для осаждения аэрозолей применяют картонные, волокнистые фильтры (стекловолокно с диаметром волокон 2–3 мкм), ткани из ультратонких волокон перхлорвинила (ФПП), ацетилцеллюлозы (ФПА). Ткани ФПП имеют средний диаметр волокон 1,5 и 2,5 мкм, обладают стойкостью к кислотам и щелочам, не смачиваются водой и могут применяться при температуре до 333 К. Ткани ФПА с волокнами диаметром 1,5 мкм стойки по отношению к органическим растворителям и могут использоваться при температуре до 423 К и влажности не более 80%.

Эффективность η волокнистого фильтра может быть найдена экспериментально по активности A частиц, осевших на два фильтра одинаковой толщины, расположенных один над другим:

$$\eta = 1 - A_2/A_1,$$

где A_1 и A_2 – активность частиц, осажженных на первом и втором фильтрах.

Проскок ε аэрозольных частиц через фильтр

$$\varepsilon = 1 - \eta.$$

Характеристики фильтрующих тканей приведены в табл. 4. Эффективность этих тканей по тонкодисперсным наиболее проникающим радиоактивным аэрозолям (размером 0,1–0,2 мкм) составляет 99,0–99,9%

Таблица 4

Характеристики фильтрующих тканей ФПП и ФПА

Марка ткани	Примерная толщина, мм	Коэффициент проскока по масляному туману, %	Марка ткани	Примерная толщина, мм	Коэффициент проскока по масляному туману, %
ФПП-15-1,5	0,2	0,100	ФПП-25-3,0	0,4	0,010
ФПП-15-3,0	0,4	0,010	ФПП-25-6,0	0,8	0,005
ФПП-15-4,5	0,6	0,005	ФПП-15-4,0	0,6	0,050
ФПП-15-6,0	0,8	0,005	ФПА-15-6,0	0,8	0,005

Примечания: 1. Цифра, стоящая после названия ткани, показывает диаметр волокон, мкм, условно увеличенный в 10 раз. Вторая цифра в обозначении марки ткани – аэродинамическое сопротивление, кгс/м².

2. Коэффициент проскока получен при испытании в масляном тумане с нагрузкой 36–50 м³/(ч·м²), или 0,06–0,08 л/(мин·см²).

при нагрузке по воздуху до 150 м³/(ч·м²) и падает до 90% при нагрузке 7200 м³/(ч·м²), или 12 л/(мин·см²). В табл. 5 даны характеристики некоторых аналитических круглых фильтров АФА. S_f – рабочая поверхность фильтра.

Недостатками волокнистых фильтров являются зависимость их эффективности от дисперсности аэрозолей, малая допустимая область скоростей прокачки, необходимость внесения поправок на самопоглощение α - и β -частиц в фильтре при определении его активности.

1.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

Измерению концентрации аэрозолей плутония, урана и других α -активных, радиационноопасных аэрозолей мешают аэрозольные продукты распада торона и радона, содержащиеся в воздухе и улавливаемые фильтрами наравне с долгоживущими аэрозолями. Содержание аэрозольных продуктов распада радона и торона обычно на несколько порядков больше,

чем допустимая концентрация долгоживущих аэрозолей, и зависит от природных условий данной местности, материала стен зданий, степени вентилирования помещений.

Таблица 5

Характеристики аналитических фильтров АФА

Марка ткани	Материал	S_{ϕ}	Сопротивление, Па	Макс. нагр., л/мин	Эффективность по масляному туману, %	Назначение
АФА-РМА-20	ФПА-15-2,0	20	40-60	100	99,9	Для определения концентрации радиоактивных аэрозолей при повышенной температуре (до 423 К)
АФА-РМП-3	ФПА-15-1,7	3	40-60	60	99,9	То же при температуре до 333 К, стоек к химически агрессивным средам
АФА-РМП-40	ФПА-15-1,7	40	40-60	800	99,9	Для радиоспектрометрического определения радиоактивных аэрозолей
АФА-ХА-20	ФПА-15-2,0	20	20	140	99,9	Для радиохимического анализа радиоактивных аэрозолей. Фильтр обрабатывается методом "мокрого" сжигания, т.е. сжигания смеси концентрированных серной и азотной кислот
АФА-РП-3	ФПП-15	3	40-60	9	99,5	Для радиографического анализа
АФАСИ	ФПП с добавкой измельченного угля и $AgNO_3$	3	30-75	-	99,0	Для определения аэрозолей и паров молекулярного радиоиода
		10	-	-	-	

Примечание: Сопротивление указано для стандартной скорости фильтрации 1 см/с. С возрастанием скорости потока воздуха происходит линейное возрастание сопротивления фильтра

Поскольку время жизни аэрозольных продуктов распада радона и тора значительно меньше, чем долгоживущих (эффективные периоды полураспада равны 35 мин и 10 ч), активность на фильтре через некоторое время после прекращения прокачки будет определяться долгоживущими продуктами. Активность долгоживущих нуклидов можно выделить, измеряя уровень активности фильтра через 3 часа после конца прокачки.

Активность A долгоживущих аэрозолей за время прокачки t составляет

$$A = \eta C \omega t,$$

где η – эффективность фильтра, C – концентрация долгоживущих аэрозолей в воздухе, ω – объемная скорость прокачки. Активность A_R короткоживущих аэрозольных продуктов распада, например радона, за время прокачки t равна:

$$A_R = \eta \frac{C_R \cdot \omega}{0,693} T_R [1 - \exp(-0,693t/T_R)],$$

где C_R – концентрация короткоживущих аэрозолей, T_R – их эффективный период полураспада.

При $t < T_R$ $A/A_R = C/C_R$,

при $t \gg T_R$ $A/A_R = (C/C_R)(t/T_R) \cdot 0,693$.

Соотношение активностей A^* и A_R^* через время t^* после прекращения прокачки

$$\frac{A^*}{A_R^*} = \frac{C_0}{C_R} \frac{t}{\tau} \frac{\exp(-t^*/\tau)}{1 - \exp(-t/\tau)},$$

где A^* практически равно A ; $\tau = T_R/0,693$ – среднее время жизни атомов короткоживущих нуклидов на фильтре.

Из последнего соотношения следует, что увеличение времени выдержки и прокачки улучшает соотношение между долго- и короткоживущими радионуклидами на фильтре в пользу первых и помогает более точному их измерению.

При наличии α -спектрометра можно непосредственно определять содержащиеся на фильтре α -активные радионуклиды.

Выброс радиоактивных аэрозолей нормирован санитарными правилами СП АС-88 В выбросах через ПДВ (предел допустимого выброса) нормируются все радионуклиды, поступающие с АЭС (или любой другой реакторной установки) в атмосферу. При расчете ПДВ АЭС выявляются те из радионуклидов, которые составляют 10–20% от предела дозы ПД_{АЭС}, и именно они становятся нормируемыми. Естественно, что короткоживущие нуклиды практически не участвуют в формировании дозовой нагрузки на население, так как быстро распадаются при поступлении за пределы АЭС.

Таблица 6

Нуклидный состав аэрозолей выбросов АЭС, %

Нуклид	РБМК-1000	Нуклид	РБМК-1000	Нуклид	РБМК-1000
¹³¹ I	16,5±8,0	⁵⁸ Co	1,5±0,5	¹³⁴ Cs	3,5±1,0
¹³³ I	16,5±8,0	⁵⁴ Mn	1,5±0,5	⁹⁹ Mo + ⁹⁹ Tc	13,5±4,0
⁵¹ Cr	42,0±13	⁵⁹ Fe	1,0±0,5	⁹⁵ Zr	2,0±0,5
⁶⁰ Co	3,0±1,0	¹³⁷ Cs	5,0±1,0	⁹⁵ Nb	1,5±0,5

Таблица 7

Характеристики радиоактивных изотопов, входящих в состав аэрозолей

Радиоактивный изотоп	ППП, Бк/год	ДОА, Бк/м ³	Энергия, МэВ		Период полураспада
			β -частицы (α -частицы)	γ -кванты	
⁵¹ Cr	4,8·10 ⁶	2,5·10 ³	-	0,320	27,7 сут
⁵⁴ Mn	5,3·10 ⁵	72	-	0,835	312 сут
⁵⁸ Co	5,0·10 ⁵	68	-	0,811; 0,511	70,8 сут
⁵⁹ Fe	2,2·10 ⁵	30	0,461; 0,269	1,291; 1,099	44,5 сут
⁶⁰ Co	8,3·10 ⁴	11	0,318	1,332; 1,173	5,27 лет
⁸⁹ Sr	1,4·10 ⁵	19	1,46	0,913	50,5 сут
⁹⁰ Sr	2,0·10 ⁴	2,7	0,535	-	29,1 лет
⁹⁰ Y	1,1·10 ⁵	60	2,26	1,734	2,67 сут
⁹¹ Y	1,0·10 ⁵	14	1,55	1,208	58,5 сут
⁹⁵ Zr	1,7·10 ⁵	23	0,366; 0,398	0,757; 0,724	64,0 сут
⁹⁵ Nb	5,3·10 ⁵	72	0,160	0,766	35,1 сут
⁹⁹ Mo	2,3·10 ⁵	12	1,230; 0,452	0,141	2,75 сут
¹⁰⁶ Ru	3,6·10 ⁴	4,4	0,039	0,51; 0,62	1,01 лет
^{110m} Ag	1,1·10 ⁵	15	0,531; 0,084	0,884; 0,658	250 сут
¹³⁴ Cs	1,5·10 ⁵	19	0,658; 0,089	0,796; 0,605	2,06 лет
¹³⁷ Cs	2,2·10 ⁵	27	0,512	0,662	30,0 лет
¹⁴⁰ Ba	1,6·10 ⁵	22	1,005; 0,991	0,529	12,7 сут
¹⁴⁰ La	1,6·10 ⁵	84	0,441- 3,761	1,596; 0,487	1,68 сут
¹⁴¹ Ce	2,4·10 ⁵	33	0,581; 0,435	0,145	32,5 сут
¹⁴⁴ Ce	6,3·10 ³	3,3	0,316; 0,182	0,133	284 сут
²¹⁰ Po	2,5·10 ²	3,4·10 ⁻²	α 5,3	0,773	138 сут
²²⁶ Ra	2,2·10 ²	3,0·10 ⁻²	α 4,79	0,186	1622 лет
²³⁵ U	2,7·10 ²	3,7·10 ⁻²	α 4,58	0,186; 0,140	7,04·10 ⁸ лет
²³⁸ U	2,9·10 ²	4,0·10 ⁻²	α 4,18	1,001; 0,112	4,47·10 ⁹ лет
²³⁹ Pu	20	2,5·10 ⁻³	α 5,15	0,42	2,41·10 ⁴ лет

При тщательном β -, γ -спектрометрическом и радиометрическом анализе в пробе аэрозолей, выбрасываемых с АЭС в атмосферу, можно иден-

тифицировать не один десяток радионуклидов продуктов коррозии, деления и радиоактивного распада осколков деления. Типичный состав радиоактивных аэрозолей в выбросе АЭС с РБМК-1000, проработавшей несколько лет, приведен в табл. 6.

Некоторые физические параметры, пределы годового поступления с воздухом (ПГП) и допустимые среднегодовые объемные активности (ДОВА) во вдыхаемом воздухе радиоактивных изотопов, входящих в состав аэрозолей, приведены в табл. 7.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

Для выполнения лабораторной работы используется установка с малым фоном для измерения бета-активности УМФ-1500М, блок детектирования БДБСЗ-1еМ, воздухозаборник в виде аспиратора, сменные фильтры типа АФА-РМЦ, спектрометр "SCOUT", анализатор импульсов типа "АМА-03".

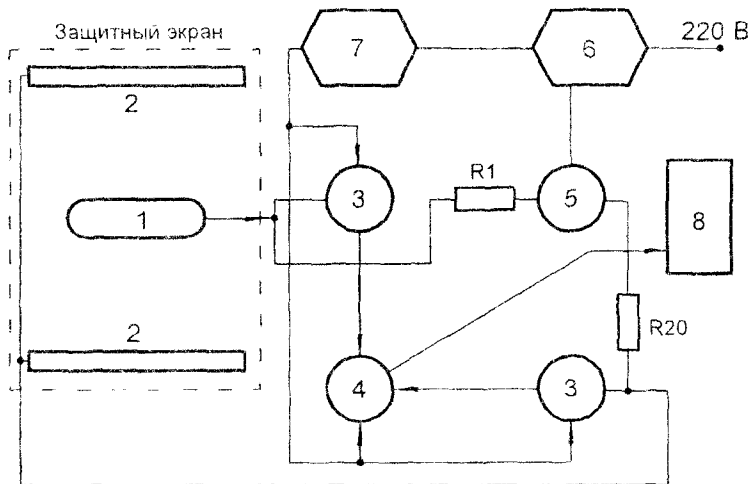


Рис. 1. Блок-схема установки УМФ-1500М:

1 – детектор излучения; 2 – цилиндрический ковер; 3 – триггеры с одним устойчивым состоянием; 4 – каскад антисовпадений; 5 – умножитель напряжения; 6 – трансформатор; 7 – стабилизированный выпрямитель напряжения; 8 – частотомер

Блок детектирования БДБСЗ-1еМ с детектором CsI(Tl) размером $63 \times 0,35$ мм, соединенный с анализатором "АМА-03", позволяет регистрировать альфа-излучение в диапазоне энергий от 1 до 10 МэВ с чувствительностью не менее 0,3 импульса на распад, с эффективностью регистрации не менее 60 %.

Установка УМФ-1500М предназначена для относительных измерений бета-источников и препаратов со счетчиком СБТ-13. Блок-схема установки приведена на рис.1. Уменьшение естественного фона детектора излучения достигается применением счетчиков и материалов с минимальной естественной радиоактивностью, свинцового экрана толщиной 50 мм для ослабления внешнего гамма-излучения, цилиндрического ковра из 17 счетчиков МС-6, включенных в схему антисовпадений с рабочим детектором излучения для устранения фона от быстрых космических частиц.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Для определения концентрации долгоживущих нуклидов, находящихся в воздухе рабочих помещений реактора, необходима длительная выдержка отобранных проб воздуха, поэтому в ряде случаев можно ограничиться определением концентрации радона. Определение концентрации радона может быть проведено по трем методикам, первая из которых связана с определением α -активных нуклидов, вторая – β -активных нуклидов, третья – γ -активных нуклидов.

3.1. ОПРЕДЕЛЕНИЕ α -АКТИВНЫХ НУКЛИДОВ

Из схемы распада радона видно, что суммарная концентрация α -активных аэрозолей в воздухе будет определяться изотопами ^{218}Po и ^{214}Po с эффективными периодами полураспада $T_{1/2} = 3,05$ мин и 10^{-4} с. Порядок проведения исследований в этом случае следующий:

1. Ознакомиться с инструкцией по работе с анализатором АМА-03 и подготовить его к работе согласно описанию.
2. Измерить фоновую скорость счета N_{ϕ} в течение 5 мин.
3. Определить эффективность F счета α -частиц с помощью образцового ^{239}Pu - или уранового α -источника, который помещают на α -датчик. После 5-минутного измерения определяют эффективность счета α -частиц по формуле

$$F = (N_{об} - N_{\phi}) / \alpha,$$

где $N_{об}$ – скорость счета при измерении образцового источника, имп/мин; α – внешнее излучение (α -частиц/мин) в угол 2π , приведенное в паспорте этого образцового источника.

- Поместить два фильтра АФА ватной стороной наружу в воздухозаборник и прокачать через них воздух в течение 5 мин с помощью аспиратора, при этом аспиратор нужно поставить на стул, так как забор пробы воздуха должен производиться на высоте 1 м.
- Положить второй фильтр после прокачки на α -датчик и измерить в течение 5 мин скорость счета N_2 , имп./мин.
- Положить первый фильтр на α -датчик и измерить в течение 5 мин скорость счета N_1 .

Так как активность первого фильтра не измерялась пока измеряли активность второго фильтра в течение $t = 5$ мин, то нужно учесть поправку на распад радионуклидов первого фильтра, т.е.

$$N_1 = \frac{N_1'}{\exp(-0,693 \cdot t/T_{1/2})}$$

- Определить эффективность η улавливания аэрозолей фильтром

$$\eta = 1 - \frac{N_2 - N_\phi}{N_1 - N_\phi}$$

Объемную активность радона G в воздухе рабочего помещения реактора вычислить в предположении, что самопоглощение α -частиц в объеме фильтра равно 1.

$$G = \frac{N_1 - N_\phi}{60 F \cdot v \cdot t \eta \cdot \tau^2 \cdot [1 - \exp(-t/\tau)]} \cdot \text{Бк/м}^3$$

где $v = 0,0614 \text{ м}^3/\text{мин}$ – скорость прокачки воздуха через фильтр;
 $\tau = T_R/0,693$; $T_R = 35$ мин.

3.2. ОПРЕДЕЛЕНИЕ β -АКТИВНЫХ НУКЛИДОВ

Из схемы распада радона видно, что суммарная концентрация β -активных аэрозолей в воздухе будет определяться изотопами ^{214}Pb и ^{214}Bi с эффективным периодом полураспада $T_{1/2} = 35$ мин.

Порядок выполнения работы:

- Ознакомиться с инструкцией к установке малого фона и подготовить ее к работе согласно описанию.
- Измерить фоновую скорость счета N_ϕ в течение 5 мин.
- Определить коэффициент, выражающий основную поправку на условия измерения $f_{\text{мор}}$ (обратная величина эффективности регистрации β -излучения от тонкого препарата), по измерению калиевого эталона из КС1, для которого известна удельная активность $1,43 \cdot 10^4$ Бк/кг. Для этого определяют скорость счета $N_{\text{эм}}$ от калиевого эталона массой 300 мг в течение 5 мин.

$$f_{\text{мор}} = \frac{q_{\text{эм}}}{K_{\text{мор эм}} \cdot N_{\text{эм}}}$$

где $q_{эм} = 1,43 \cdot 10^4$ Бк/кг – удельная активность хлористого калия, $K_{мор.эм} = 88,8$ (Бк/кг)/(имп/мин) – коэффициент, учитывающий поправку на самопоглощение для навески в 300 мг. При этом обязательно располагать эталон и исследуемый фильтр на одинаковом расстоянии от счетчика.

- Поместить два фильтра АФА ватной стороной наружу в воздухозаборник и прокачать через них воздух в течение 5 мин с помощью асpirатора, при этом аспиратор нужно поставить на стул, так как забор пробы воздуха должен производиться на высоте 1 м.
- Снять фильтры, разрезать каждый на две части. Второй фильтр положить на подложку, накрыть его алюминиевой пластиной с отверстием 18 мм^2 и в таком виде поместить под счетчик на выбранном расстоянии. В течение 5 мин измерить скорость счета N_2 , имп/мин.
- Таким же образом определить скорость счета N_1' от первого фильтра. Так как активность первого фильтра не измерялась, пока измеряли активность второго фильтра в течение $t' = 5$ мин, то нужно учесть поправку на распад радионуклидов первого фильтра, т.е.

$$N_1 = \frac{N_1'}{\exp(-0,693 \cdot t'/T_{1/2})}$$

- Определить эффективность η улавливания аэрозолей фильтром:

$$\eta = 1 - \frac{N_2 - N_\phi}{N_1 - N_\phi}$$

Объемную активность радона G в воздухе определить по формуле

$$G = \frac{f_{мор} \cdot (N_1 - N_\phi) \cdot S_1}{\eta \cdot v \cdot t \cdot S_2}, \text{ Бк/м}^3,$$

где $S_1 = 20 \text{ см}^2$ – площадь всей поверхности фильтра,

$S_2 = 2,5 \text{ см}^2$ – площадь открытой части фильтра,

$v = 0,04 \text{ м}^3/\text{мин}$ – скорость прокачки воздуха через фильтр,

$t = 5 \text{ мин}$ – время прокачки воздуха через фильтр.

3.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ γ -АКТИВНЫХ НУКЛИДОВ

Для определения γ -активных нуклидов, содержащихся в воздухе рабочих помещений реактора, применяется сцинтилляционный γ -спектрометр SCOUT с кристаллом NaI(Tl) размером 2×2 дюйма. Последовательность операций при подготовке спектрометра и проведении измерений следующая:

- Ознакомиться с инструкцией по работе со спектрометром и подготовить его к работе.
- Измерить спектры от ОСГИ трех изотопов ^{57}Co , ^{137}Cs , ^{60}Co .

3. Откалибровать спектрометр по энергии. Для этого после загрузки программы SCOUT необходимо:

- нажать клавишу <F7> для входа в режим калибровки,
- в полученной на экране таблице клавишами <↑>, <↓> выделить библиотеку изотопов Norm. LiB и ввести её клавишей <Enter>,
- установить курсор клавишами <←>, <→> (через один канал) или одновременным нажатием клавиш <Fn> и <↑> или <Fn> и <↓> (через 10 каналов) на вершину первого пика, при этом в таблице справа в первом столбце фиксируется номер канала, а во второй столбец необходимо ввести соответствующую величину энергии (122,06 кэВ) и нажать клавишу <Enter>,
- перевести курсор на второй калибровочный пик и ввести величину энергии второго пика (661,62 кэВ) в таблицу, нажать клавишу <Enter>,
- перевести курсор на третий калибровочный пик и ввести величину энергии третьего пика (для ^{60}Co второй пик – 1332,5 кэВ) в таблицу и нажать клавишу <F7>.

После введения в таблицу величины энергии третьего пика система автоматически проведет калибровку прибора, что и будет отмечено соответствующим текстом на экране. До окончания процесса калибровки не допускается нажатие каких-либо клавиш. При проведении последующих измерений около курсора будет фиксироваться номер канала, число импульсов в канале, величина энергии γ -квантов, соответствующая этому каналу, а также изотоп, энергия гамма-излучения которого наиболее близка к данной энергии γ -квантов.

Параметры проведенной калибровки сохраняются системой SCOUT до проведения новой калибровки.

4. Измерить фоновый спектр в течение 5 мин в режиме "поиск", после чего нажатием клавиши вычитания фона <F4>, а затем клавиши <D> обозначить этот спектр как фоновый. Нажатием клавиши <F2> запомнить спектр в памяти компьютера. Нажать клавиши <ESC> и <F5>.
5. Установить половину фильтра на детектор и измерить спектр в течение 5 мин. Полученный спектр нажатием клавиши <F2> запомнить в памяти компьютера. Затем нажать клавишу <F4> и выбрать <P> для вычитания фонового спектра. При этом появляется окно с описанием двух файлов. Для отмены нажимается клавиша <ESC>, а для продолжения – любая клавиша.

Обработка спектра ведется в следующем порядке:

1. Для входа в режим обработки нажать клавишу <F8>.
2. Поместить курсор (сплошная линия) в вершину пика.

3. Для установки правой границы зоны нажать клавишу <TAB> и, перемещая пунктирную линию клавишами <→>, <←>, поместить её в ближайшую точку перегиба.
4. Для установки левой границы зоны нажать клавишу <TAB> и, перемещая пунктирную линию клавишами <→>, <←>, поместить её в ближайшую точку перегиба.
5. Нажать клавишу <Space> (пробел) для запоминания выделенной зоны и перехода к следующей.
6. Повторить проделанные выше операции для выделения и запоминания следующих зон (всего не более 8).
7. Для проверки выделенных зон и при необходимости внесения поправок пользователь может пройти выделенные зоны клавишей <Space>.

Результаты обработки выводятся на экран в виде таблицы при нажатии клавиши <P>. Одновременно на экран выводятся 4 зоны, переход на остальные 4 зоны осуществляется в соответствии с указаниями на экране одновременным нажатием клавиш <Fn> и <↓> и обратно - <Fn> и <↑>. Для выхода из режима обработки нажать клавишу <ESC>.

Результаты обработки спектра представляют площади S анализируемых пиков.

Активности A радионуклидов рассчитываются по следующей формуле:

$$A = \frac{S}{t \cdot \eta \cdot E},$$

где t – время измерения; η – выход на распад; E – эффективность регистрации данной энергии радионуклида. Величина E определяется по графику для данного детектора.

4. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

В рабочем отчете должны быть приведены следующие материалы:

- краткое описание применяемых методик определения активности радиоактивных аэрозолей,
- описание используемой радиометрической аппаратуры,
- блок-схемы измерительных установок,
- результаты измерений,
- результаты обработки полученных результатов и расчетные соотношения.

5. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

При выполнении лабораторной работы не вскрывать приборы, так как они питаются от сети напряжением 220 В. Датчики приборов находятся под напряжением 400 В и 1200 В, поэтому нельзя отсоединять разъемы с кабелем от прибора во включенном состоянии. При работе на установке УМФ-1500 не прикасаться к контактам торцевого счетчика. При выключении аспиратора и других приборов из сети нельзя тянуть за шнур, что может привести к короткому замыканию.

При работе с источниками из комплекта ОСГИ запрещается прикасаться руками к их активной части, подносить источники к глазам, класть в карман, бросать на рабочем столе. После выполнения калибровки спектрометра источники ОСГИ следует поместить в защитный домик.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лабораторный практикум по экспериментальным методам ядерной физики. Учебное пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 432 с.
2. Дозиметрические и радиометрические методики /Под ред. Н.Г.Гусева и др. – М.: Атомиздат, 1966. – 444 с.
3. Вартанов Н.А., Самойлов П.С. Прикладная сцинтилляционная гамма-спектрометрия. – М.: Атомиздат, 1975. – 463 с.
4. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 192 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Что называется аэрозолями?
2. Назовите источники образования аэрозолей.
3. Какие естественные радионуклиды могут присутствовать в аэрозолях?
4. Назовите техногенные радионуклиды, которые могут присутствовать в аэрозолях.
5. Какие методы сбора атмосферных радиоактивных аэрозолей вы знаете?
6. Какие методы определения активности радионуклидов аэрозолей Вы знаете ?

Работа 18

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЕСТЕСТВЕННЫХ И ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Цель работы: оценить распределение естественных и техногенных радионуклидов в зоне наблюдения реактора ИРТ-Т.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

При нормальной работе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т выбросы образующихся при работе реактора радионуклидов тщательно контролируются.

Содержащиеся в воздухе радиоактивные нуклиды благородных газов криптона, ксенона, радона, трития, углерода-14, а также присутствие аэрозолей топлива и продуктов деления определяют наличие ионизирующего излучения в воздухе.

Газообразные радионуклиды или аэрозоли, выходящие в окружающую среду через вентиляционную трубу, смешиваются с атмосферным воздухом и разбавляются в нем. Степень разбавления зависит от высоты вентиляционной трубы, перемешиваемости воздушных слоев (атмосферных условий) и расстояния от ЯР или предприятий ядерного топливного цикла. Радионуклиды также выпадают на землю в виде сухих и мокрых осадков, которые смешиваются с поверхностным слоем земли.

Попавшие в окружающую среду радионуклиды могут проникать в организм человека различными путями и при этом оказывать на него различное радиологическое воздействие.

ХАРАКТЕРИСТИКА ОСНОВНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ И ИХ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ЧЕЛОВЕКА

Тритий, углерод-14 и криптон

Тритий (период полураспада 12,4 года) образуется в активной зоне реактора в результате тройного деления: в среднем примерно на 10^4 делений ядер ^{235}U всего одно происходит с образованием трития. Приблизительно в 2 раза больше образуется трития при делении ^{239}Pu . Кроме того, тритий образуется в теплоносителе в результате захвата нейтронов ядрами дейтерия, содержащегося в воде в количестве 0,015%. Тритий также образуется при взаимодействии нейтронов с бором, входящим в состав органов регулирования. Из реакторов и установок по переработке топлива тритий выделяется или в виде содержащего тритий газа (НТ), или в виде содержащей

тритий воды (НТО) и попадает в атмосферу, а возможно, в реки или озера. Газообразный тритий НТ очень скоро окисляется и переходит в НТО. В конечном счете любой утекающий самопроизвольно или сбрасываемый под контролем тритий оказывается в виде тритированной воды. В растениях и организмах животных устанавливается соотношение концентраций НТО и H_2O , близкое к существующему в окружающей среде. Радиационное воздействие трития является следствием потребления человеком продуктов питания и питьевой воды. Кроме того, НТО может попасть в организм человека при вдыхании, а также через кожный покров. При наличии трития весь человеческий организм подвергается воздействию β -излучения с максимальной энергией 18 кэВ.

Нуклид ^{14}C (период полураспада 5770 лет) образуется в активной зоне реактора в результате реакций (n, p) на ^{14}N , (n, α) на ^{17}O , и (n, γ) на ^{13}C . Нуклид ^{14}C испускает β -излучение с максимальной энергией 16 кэВ. На перерабатывающих заводах при растворении топлива в азотной кислоте ^{14}C окисляется и переходит в $^{14}CO_2$. В растениях и животных соотношение концентраций $^{14}CO_2$ и $^{12}CO_2$ может быть очень близким к тому, которое существует в атмосфере. Действие ионизирующего излучения на человека обусловлено главным образом потреблением продуктов питания (молока, овощей, мяса). Ингаляционное облучение, а также внешнее облучение окружающей среды в случае ^{14}C играют второстепенную роль.

Нуклид $^{85}Kг$ (период полураспада 10,7 года) является продуктом деления. После разбавления он выпускается из установок топливного цикла непосредственно в атмосферу. Приблизительно 99,6% ядер $^{85}Kг$ распадаются с испусканием только β -излучения с максимальной энергией 0,67 МэВ и всего 0,4% ядер $^{85}Kг$ – с испусканием β -излучения с максимальной энергией 0,16 МэВ и сопутствующим γ -излучением с энергией 0,51 МэВ. Концентрация содержащегося в атмосфере $^{85}Kг$ не может быть уменьшена за счет осаждения или вымывания, так как он практически нерастворим в воде. Радиологическое воздействие $^{85}Kг$ на человека происходит главным образом за счет облучения кожного покрова, дыхание его играет меньшую роль.

Радионуклиды йода

Образующиеся в реакторе короткоживущие радионуклиды йода ^{131}I (период полураспада 8 сут) и ^{133}I (период полураспада 20 ч) являются одними из основных продуктов деления. На заводах по переработке топлива важным радионуклидом является ^{129}I (период полураспада $1,7 \cdot 10^7$ лет). Радионуклиды йода, выбрасываемые в атмосферу из реакторов, частично находятся в элементарной форме, а частично в виде органических соединений (метилюидиды). На перерабатывающих заводах утечка радио-

нуклидов йода происходит при утечке воздуха. Попадающий в атмосферу йод осаждается на овощах и травяном покрове. Если радиоактивный йод, содержащийся в сбрасываемых на ядерных предприятиях жидкостях, попадает в реки, озера и т.п., то это может привести к накоплению йода в рыбе или растениях. Пути проникновения в организм человека радиоактивного йода различны: вместе с вдыхаемым воздухом, при потреблении овощей, рыбы или молока. Поглощенный человеком йод концентрируется в основном в щитовидной железе. Радиоактивные нуклиды йода испускают как β -, так и γ -излучение.

Стронций и цезий

Продукт деления ^{90}Sr (период полураспада 29,1 года) может попасть в атмосферу вместе с воздухом, выбрасываемым на перерабатывающих заводах, а также может оказаться в реках в результате сброса жидких отходов. В организм человека ^{90}Sr проникает с пищей (молоко, овощи, рыба, мясо, питьевая вода). Подобно кальцию, ^{90}Sr откладывается преимущественно в костных тканях, заключающих в себе жизненно важные кровеносные органы. Этим ^{90}Sr очень опасен для здоровья человека, поскольку биологическое время его выведения из организма равно примерно 18 годам, а дочерним продуктом распада ^{90}Sr является ^{90}Y (период полураспада 2,7 сут), испускающий β -излучение с максимальной энергией 2,3 МэВ.

Радиоактивный цезий содержится в газообразных и жидких отходах заводов по переработке топлива. Радиологическое воздействие цезия, как и ^{90}Sr , на человека связано с проникновением его в человеческий организм вместе с пищей. Для ^{134}Cs (период полураспада 2,1 года) и ^{137}Cs (период полураспада 30 лет), наряду с β -излучением, характерным является также γ -излучение. В живых организмах цезий может в значительной степени замещать калий и подобно последнему распространяться по всему организму в виде высокорстворимых соединений.

Нуклиды плутония

Нуклиды плутония могут попасть в атмосферу в виде аэрозолей PuO_2 или PuNO_3 вместе с газовыми выбросами, а также оказаться в водоемах, понав туда вместе с жидкими сбросами. Основным интерес представляют следующие нуклиды плутония: ^{238}Pu (период полураспада 87,8 года), ^{239}Pu (24100 лет), ^{240}Pu (650 лет), ^{241}Pu (14,4 года), ^{242}Pu ($3,9 \cdot 10^5$ лет), являющиеся α -излучателями. Наибольшую опасность для здоровья представляет вдыхание плутония и накопление его в легких. Кроме того, плутоний может попасть в организм при потреблении овощей, молока, мяса, рыбы и питьевой воды: при этом плутоний преимущественно откладывается в костных тканях.

Прочие радиологически существенные нуклиды

В процессе остекловывания высокоактивных отходов может произойти утечка летучих оксидов радионуклидов рутения, технеция, селена, теллура, сурьмы, а также высших актиноидов, таких как америций ^{241}Am (период полураспада 43,3 года), ^{243}Am (период полураспада 7380 лет) и кюрий ^{242}Cm (период полураспада 18,1 года). Актиноиды могут проникнуть в человеческий организм теми же путями, что и плутоний, их радиологическое воздействие на человека приблизительно такое же, как у плутония.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

2.1. ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ АППАРАТУРА

В настоящее время для гамма-спектрометрического анализа используются спектрометры на базе многоканальных амплитудных анализаторов и полупроводниковых детекторов, а также детекторов из высококачественного германия, имеющих большое разрешение. В лабораторной работе используется анализатор LP-4900 с Ge(Li)-детектором ДГДК-80В объемом 80 см³ с площадью чувствительной поверхности 15 см².

2.2. НИЗКОФОНОВАЯ КАМЕРА

Низкофоновая камера оборудована комбинированной защитой из последовательного набора слоев специально подобранных материалов, обеспечивающих поглощение фоновых излучений различного происхождения. Состав защитных стенок представлен на рис. 1.

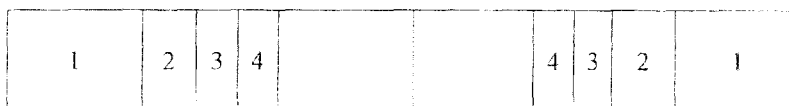


Рис. 1. Защита низкофоновой камеры:

1— свинец 10 см, 2— сталь 2,5 см, 3— алюминий 2 см, 4— оргстекло 2 см

Защита образует камеру, в которую помещается детектор, установленный на платформе.

Для определения относительно высоких уровней активности допускается проводить измерения, помещая детектор в кольцевую свинцовую защиту толщиной 10 см.

2.3. СОСУД МАРИНЕЛЛИ

Образец измеряемой пробы помещается в сосуд Маринелли, который обеспечивает геометрию измерения близкую к 4π, что существенно увеличивает эффективность измерения проб с малой активностью (рис. 2)

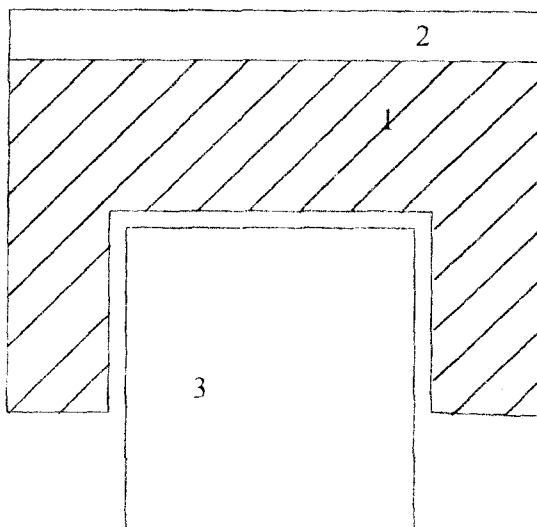


Рис.2. Сосуд Маринелли:

1 – емкость для пробы (сосуд Маринелли), 2 – крышка, 3 – детектор

2.4. СТАНДАРТНЫЕ ИСТОЧНИКИ СРАВНЕНИЯ

Стандартные источники изготовлены в геометрии сосуда Маринелли с рабочим объемом 1 литр и аттестованы в НПО ВНИИ ФТРИ. Параметры источников приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры стандартных источников

Радионуклид	Энергия, кэВ	Выход, %	Активность $A_{см}, \text{Бк}$	$T_{изм}, \text{с}$	Число отсчетов (площадь) $N_{см}$
^{137}Cs	661,64	85,0	$2,89 \cdot 10^3$	600	6223
^{226}Ra	185,97	18,9	$1,95 \cdot 10^3$	600	465
	295,22	36,0			1929
	351,92	47,0			3346
	609,32	19,8			2189
	1120,31	15,8			438
^{232}Th	1764,55	47,0	$6,86 \cdot 10^3$	600	290
	238,63	10,4			20770
	338,32	86,0			3409
	583,19	25,0			5332
^{40}K	911,20	10,7	$1,83 \cdot 10^4$	1800	31392
	1461,0				6746
Фон	1461,0			1800	219

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Анализу подвергаются образцы грунта, отобранные в зоне наблюдения. Измерения проводятся в следующем порядке:

1. Поместить на детектор исследуемый образец.
2. Установить время измерения 600 с.
3. Набрать код программы обработки спектра.
4. Набрать гамма-спектр образца.
5. После окончания измерения включить обработку спектра и вывести спектр на печать.
6. По распечатке спектра определить гамма-линии, принадлежащие определяемым нуклидам, выбрать наиболее интенсивные (ориентируясь по табл. 1).
7. Составить таблицу измерений (табл. 2).

Таблица 2

Результаты измерений

Радио- нуклид	Время из- мерения t , с	Энергия E , кэВ	Число отсче- тов (площадь) $N_{см}$	Актив- ность, $A_{см}$, Бк	Число отсче- тов (пло- щадь) $N_{пр}$	Актив- ность, $A_{пр}$, Бк

В графу "Активность $A_{см}$, Бк" внести результаты вычислений активности обнаруженных нуклидов в исследуемой пробе. При используемом относительном методе определения определяют калибровочные коэффициенты (по табл. 1):

$$K = \frac{A_{см}}{N_{см}},$$

где $A_{см}$ – активность определяемого радионуклида в стандартном источнике, $N_{см}$ – площадь опорного фотопика за вычетом фона. Тогда активность определяемого нуклида в пробе $A_{пр}$ будет равна

$$A_{пр} = K \cdot N_{пр},$$

где $N_{пр}$ – площадь опорного фотопика за вычетом фона в спектре пробы.

8. Сделать выводы о характере зависимости определяемого значения удельной активности от энергии аналитической гамма-линии. Оценить влияние величин плотностей образца и стандартного источника на полученные результаты.
9. Сравнить полученные результаты с значениями активностей источника, имеющимися у преподавателя.

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

1. Согласно НРБ-99 к работам с закрытыми радиоактивными источниками (ОСГИ) допускаются лица не моложе 18 лет, прошедшие медицинский осмотр, инструктаж на рабочем месте и сдавшие экзамен по РБ в службе РБ ИРТ-Т.
2. Источники хранятся в защитном сейфе, они извлекаются из сейфа и переносятся к детектору пинцетом.
3. Запрещается:
 - а) находиться в лаборатории без спецодежды;
 - б) подносить источник близко к глазам;
 - в) оставлять источник без надзора;
 - г) курить, принимать пищу, находиться в помещении лаборатории в верхней одежде;
 - д) брать источник руками.
4. В случае разгерметизации источника и его рассыпания необходимо немедленно сообщить дежурному дозиметристу и руководителю работы, после чего принять меры по сбору радиоактивного вещества и дезактивации загрязненного участка.
5. В схеме питания ППД используется высокое напряжение (до 1500 в). Запрещается разбирать разъемы высоковольтного тракта, прикасаться к блоку предохранителя и высоковольтного источника питания до выключения последнего.

5. УКАЗАНИЯ К СОСТАВЛЕНИЮ ОТЧЕТА

Сначала формулируется полученное задание на исследование или цель работы. Далее необходимо описать установку и принцип ее действия, назначение. Полностью описать методику проведения работы. Результаты измерений заносятся в табл. 2 и сравниваются со значениями стандартной активности. В случае отклонения измеренной величины от нормы выявить причины этого отклонения, а также указать возможные источники погрешностей.

Произвести оценку полученных результатов с санитарно-гигиенической точки зрения.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Какие радионуклиды относятся к естественным и к искусственным (техногенным)?
2. Методы идентификации радионуклидов и оценка качества измерений.

3. Какими особенностями обладают радиометрические комплексы для анализа натуральных проб с низкой радиоактивностью?
4. Чем различаются абсолютный и относительный методы измерения радиоактивности?
5. Чем вызываются погрешности при измерении малых активностей?

ЛИТЕРАТУРА

1. Практическое руководство по экспериментальной физике реакторов. – М.: Атомиздат, 1965. – 327 с.
2. Экспериментальные методы нейтронных исследований. Учебное пособие для вузов / Е.А.Крамер-Агеев, В.Н.Лавренчик, В.Т.Самосадный, В.П.Протасов. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 272 с.
3. Кесслер Г. Ядерная энергетика: пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). – М.: Госкомсанэпидемнадзор России, 1999. – 116 с.
5. Израэль Ю.А. Экология и контроль состояния природной среды. – М.: Гидрометеиздат, 1984. – 560 с.

Работа 19

ГРАДУИРОВОЧНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО ГАММА-СПЕКТРОМЕТРА ПО ЭНЕРГИИ

Цель работы: Изучить методики гамма-спектрометрических исследований с использованием гамма-спектрометра и выполнить градуировку по энергии для спектрометра с полупроводниковым детектором.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Многие проводимые на реакторе нейтронно-физические эксперименты требуют применения гамма-спектрометрического оборудования. Поэтому определение основных характеристик спектрометра (энергетическая зависимость, эффективность, разрешающая способность) и освоение методик и приемов проведения измерений является важным этапом в процессе подготовки студентов к проведению экспериментальных исследований.

Градуировка по энергии заключается в установлении зависимости между номером канала анализатора, в который попадает импульс с ампли-

судой u , и энергией частицы, провзаимодействовавшей с детектором. Анализ формы аппаратурной линии показывает, что такая связь не является однозначной. Однако в аппаратурном спектре имеются участки, в которых амплитуды сигналов довольно точно связаны с энергией частицы. Например, в спектрометрах γ -излучения такими участками являются пики полного поглощения, пики вылета аннигиляционных γ -квантов, край комptonовского распределения и др. Наиболее точно связь "амплитуда сигнала — энергия частицы" может быть установлена по положению пика полного поглощения u_0 . Значению u_0 ставится в соответствие энергия кванта, испускаемого источником излучения.

Для того, чтобы отградуировать спектрометр, в условиях, идентичных условиям основного эксперимента снимают спектры излучения нуклидов с хорошо известными энергетическими спектрами (обычно от стандартных источников из комплекта ОСГИ и ОСГИ-М). Количество используемых линий m определяется требуемой точностью градуировки. Определяют положение пиков полного поглощения $u_m (i=1, 2, \dots, m)$, по которым можно наиболее точно восстановить энергию квантов, поглощенных в детекторе. Полученные экспериментальные точки наносят на график и аппроксимируют подходящей функцией.

В спектрометрах с полупроводниковыми (ионизационными) и сцинтилляционными детекторами амплитуда сигнала u в первом приближении пропорциональна энергии частиц E_γ и для аппроксимации можно использовать линейную функцию

$$E_\gamma = k_1 + k_2 u. \quad (1)$$

Для грубой градуировки, таким образом, достаточно двух линий ($m=2$). Для уменьшения погрешности градуировки необходимо снять большее количество линий, выбирая по возможности те, которые расположены равномерно по всему диапазону энергий. Коэффициенты k_m целесообразно определять, решая m уравнений методом наименьших квадратов.

Для дальнейшего уменьшения погрешности необходимо учесть малые отклонения от линейности. В этом случае для аппроксимации используют полиномы более высоких порядков или дополнительно к линейной градуировке строят кривую нелинейности, которую используют для коррекции получаемых по формуле (1) результатов. При этом по двум или нескольким опорным точкам, соответствующим различной энергии, находят коэффициенты уравнения (1). Затем по полученному уравнению прямой определяют расчетные положения пиков u_{op} для всех снятых линий и определяют их отклонения от экспериментальных значений $\delta = u_0 - u_{op}$. Полученные точки наносят на график и аппроксимируют подходящей функцией. Для проведения такой градуировки удобно использовать многореперные образцовые спектрометрические источники ОСГИ-М.

После градуировки следует провести проверку энергетической шкалы спектрометра. Для этого можно использовать каскадные переходы либо пики в аппаратном спектре, расстояние между которыми в энергетических единицах хорошо известно (внутренняя проверка). По имеющейся градуировочной кривой определяют значения энергий E_1 , E_2 и E_3 на аппаратном спектре нуклида с каскадным переходом (рис.1б, в). С достоверной вероятностью 0,95 при этом должно выполняться условие

$$E_3 - (E_2 + E_1) < 2\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2 + \sigma_3^2}, \quad (2)$$

где σ_i – средняя квадратическая погрешность определения E_i .

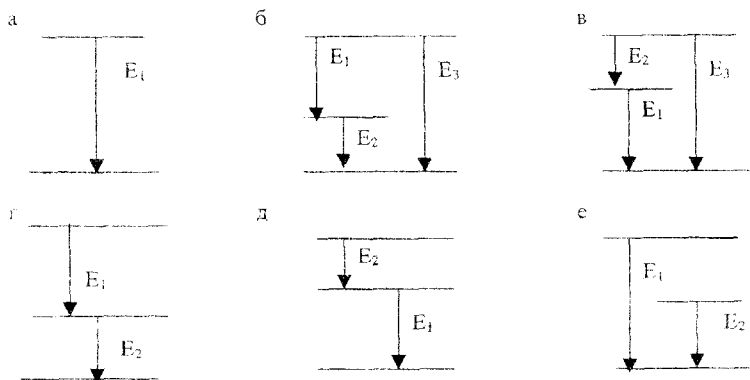


Рис.1. Возможные схемы энергетических переходов и уровней ядер

На спектрометре, проградуированном по энергии, можно проводить измерения энергии частиц. Зная энергию и массу атома M , возникающего после вылета частицы, можно определить энергию перехода, введя поправку на отдачу. Например, если γ -квант с энергией E_γ испущен неподвижным свободным атомом, то из закона сохранения энергии и импульса следует, что энергия перехода

$$E_n = E_\gamma + \frac{1}{2} \left(\frac{E_\gamma}{mc^2} \right)^2 \frac{m}{M} mc^2. \quad (3)$$

Зная только энергии переходов, можно делать определенные предположения о схеме энергетических уровней дочернего ядра, образующегося при распаде. Например, если в спектре γ -излучения обнаружен только один γ -переход с энергией $E_1 \pm \sigma_1$, то очевидно, что схема энергетических уровней соответствует схеме, представленной на рис. 1а. Если обнаруживаются два перехода с энергиями $E_1 \pm \sigma_1$ и $E_2 \pm \sigma_2$, то возможны схемы урв-

ней, аналогичные рис. 1, г-е. При обнаружении третьей линии может иметь место схема переходов, приведенная на рис. 1, б,в, если эта линия является пиком суммирования. И так далее.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

В лабораторной работе используется следующая аппаратура

1. Многоканальный анализатор.
2. Полупроводниковый Ge(Li)-детектор ДГДК-80В объемом 80 см^3 с площадью чувствительной поверхности 15 см^2 .
3. Градуировочные источники гамма-излучения (ОСГИ) Cs-137, Co-60 и Eu-152.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

1. Поместить на детектор источник Co-60 из комплекта ОСГИ.
2. Установить время измерения 100 с, набрать код программы обработки спектра и включить измерение.
3. После окончания измерения включить обработку спектра.
4. По распечатке спектра определить номера каналов фотопиков Co-60 (1175 кэВ и 1332 кэВ).
5. Поместить на детектор источник Cs-137 из комплекта ОСГИ.
6. Определить номер канала фотопика Cs-137 (661 кэВ).
7. Полученные результаты (номера каналов и энергии фотопиков) поместить в табл. 1.

Таблица 1

Нуклид	Энергия фотопика, кэВ	Номер канала
Co-60	1175	
	1332	
Cs-137	661	

8. Построить график энергетической калибровки, откладывая по оси абсцисс номер канала, по оси ординат – энергию фотопика.
9. На основании полученных экспериментальных результатов получить уравнение аппроксимирующей функции и рассчитать значения энергий пиков полного поглощения радионуклида Eu-152.
10. Используя результаты градуировки гамма-спектрометра, провести исследование энергетического спектра излучения источника, предложенного преподавателем (Eu-152). При этом определить энергии всех зарегистрированных линий, сравнить со справочными данными для Eu-152 и по их значениям идентифицировать нуклид-источник (результаты представить в таблице). В случае отклонения измеренных величин от справочных данных выявить причины этого отклонения, указать

возможные источники погрешностей. Затем на основании полученных данных определить возможные схемы энергетических уровней дочернего ядра (рис. 1) и графически изобразить предполагаемые схемы.

По окончании работы сделать выводы:

- о линейности градуировочных характеристик полупроводникового спектрометра в различных диапазонах энергетической шкалы,
- о возможных причинах различной степени нелинейности градуировочных характеристик в различных энергетических диапазонах,
- о характерных особенностях схем распадов и структуры энергетических уровней дочерних ядер, исследованных в процессе выполнения работы.

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

1. Согласно НРБ-99 к работам с закрытыми радиоактивными источниками (ОСГИ) допускаются лица не моложе 18 лет, прошедшие медицинский осмотр, инструктаж на рабочем месте и сдавшие экзамен по РБ в службе РБ ИРТ-Г.
2. Источники хранятся в защитном сейфе, они извлекаются из сейфа и переносятся к детектору пинцетом.
3. Запрещается:
 - находиться в лаборатории без спецодежды,
 - подносить источник близко к глазам,
 - оставлять источник без надзора,
 - курить, принимать пищу, находиться в помещении лаборатории в верхней одежде,
 - брать источник руками
4. В случае разгерметизации источника и его рассыпания необходимо немедленно сообщить дежурному дозиметристу и руководителю работы, после чего принять меры по сбору радиоактивного вещества и дезактивации загрязненного участка.
5. В схеме питания ППД используется высокое напряжение (до 1500 в). Запрещается разбирать разъемы высоковольтного тракта, прикасаться к блоку преусилителя и высоковольтного источника питания до выключения последнего.

5. ТРЕБОВАНИЯ К ОТЧЕТУ

Вначале формулируется полученное задание на исследование или цель работы. Далее необходимо описать установку и принцип ее действия, назначение. Полностью описать методику проведения работы и привести результаты градуировки. Привести результаты исследования спектра нук-

ида Eu-152 с анализом результатов и выводами (см. выше). Сделать оценку полученных результатов с санитарно-гигиенической точки зрения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 262 с.
2. Байдин С.А., Баландин С.А. и др. Прикладная спектрометрия с полупроводниковыми детекторами. – М.: Атомиздат, 1974. – 320 с.
3. Варганов Н.А., Самойлов П.С. Прикладная сцинтилляционная спектрометрия. – М.: Атомиздат, 1969. – 463 с.
4. Основы метрологии ионизирующих излучений. Методическое пособие к выполнению лабораторного практикума. Часть I. – Томск: Изд. ТПУ, 1997.
5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). – М.: Госкомсанэпидемнадзор России, 1999. – 116 с.
6. Абрамов Ф.И., Казанский Ю.А., Матусевич В.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. – М.: Энергоатомиздат, 1977. – 528 с.
7. Лабораторный практикум по экспериментальным методам ядерной физики: Учеб. пособие для вузов/ Под ред. Финогенова К.Г. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 432 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Основные процессы взаимодействия γ -квантов с веществом.
2. В чем заключается градуировка спектрометра по энергии?
3. Как зависит амплитуда возникающего в детекторе тока от энергии γ -кванта?
4. Физические принципы работы полупроводникового детектора.
5. Методы определения положения и площади пиков в аппаратурном γ -спектре излучения.
6. Какими физическими процессами обусловлены пики в аппаратурном спектре γ -излучения? Всегда ли форма пика описывается распределением Гаусса?
7. Как оценить вид схемы энергетических уровней ядра на основе полученных результатов?
8. Какими факторами обусловлена погрешность результатов энергетической калибровки спектрометра?

ГРАДУИРОВОЧНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО ГАММА-СПЕКТРОМЕТРА ПО ЭФФЕКТИВНОСТИ И РАЗРЕШАЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ

Цель работы. Изучить методики гамма-спектрометрических исследований с использованием гамма-спектрометра и получить градуировочные характеристики спектрометра с полупроводниковым детектором по эффективности и разрешающей способности.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Эффективность детектора определяет вероятность того, что попадание частицы в детектор вызовет появление сигнала на выходе спектрометра. Вид градуировочной характеристики спектрометра по эффективности обусловлен следующими основными факторами: энергией падающего на детектор излучения, геометрией измерений, поглощающей и рассеивающей способностями среды между источником и детектором, отражением излучения от поверхности детектора.

При исследовании простых спектров (содержащих одну-две линии), эффективность детектора ε определяется соотношением

$$\Phi_c = \varepsilon \Phi_n, \quad (1)$$

где Φ_n – поток частиц из источника, Φ_c – поток сигналов на выходе спектрометра. Но точность при этом невелика, так как трудно провести коррекцию на вклад сопутствующего излучения, шумы, фон и т.д. Метод позволяет произвести грубую оценку величины эффективности.

При исследовании сложных спектров, линии которого расположены в широком диапазоне энергий, необходимо учитывать изменение эффективности от энергии. В этом случае необходимо определить эффективность ε_n регистрации каждого пика по соотношению

$$\Phi_{cn} = \varepsilon_n \Phi_n. \quad (2)$$

Таким образом, градуировка детектора по эффективности заключается в установлении зависимости $\varepsilon_n = \varepsilon_n(E)$. Эта зависимость может быть определена как теоретически, так и экспериментально. В первом случае при хорошо известной геометрии эксперимента рассчитывают поглощение и рассеяние излучения в системе "источник – чувствительный объем детектора". При этом необходимо учитывать долю частиц, попадающих в телесный угол $\Omega = \omega/4\pi$ (где ω – угол, под которым виден из источника чувствительный объем детектора), и вероятность образования полезного сигнала частицей, попавшей в чувствительный объем. Однако геометрия

системы, константы взаимодействия излучения с веществом детектора и средой, разделяющей источник и детектор, коэффициенты отражения излучения от поверхности не могут быть определены с достаточной степенью точности. Поэтому погрешность расчетов достигает 5–10%.

Наиболее часто в лабораторной практике используется экспериментальное определение градуировочной характеристики по эффективности. Не используются источники с хорошо известными абсолютными или относительными интенсивностями выхода частиц: нуклиды, составляющие наборы образцовых спектрометрических гамма-источников ОСГИ и ОСГИ-М. При этом необходимо обеспечить достаточное число линий, равномерно перекрывающих градуируемый диапазон энергий.

Проведенная градуировка действительна для одной геометрии эксперимента. Но источники с разной активностью необходимо исследовать на различных расстояниях r от детектора, для того чтобы обеспечить оптимальную загрузку спектрометра. Потому необходимо иметь градуировочные характеристики для различных расстояний. Если расстояния малы ($r < V^{1/3}$, где V – объем чувствительной области детектора), то градуировку необходимо повторить для всех расстояний r , которые будут использоваться в реальных измерениях.

Эффективность регистрации гамма-квантов детектором можно определить как вероятность образования выходного сигнала детектора при попадании в него гамма-кванта. Это так называемая счетная эффективность. Для характеристики спектрометра существует также понятие эффективности регистрации в пике полного поглощения (фотопике).

Значение эффективности регистрации при полном поглощении для точечного источника Cs-137 ($E_\gamma = 661$ кэВ) определяется выражением:

$$\varepsilon = \frac{N}{A \cdot n \cdot t} \cdot 100\%, \quad (3)$$

где N – площадь, измеренная по спектру; A – активность источника, Бк; n – квантовый выход для данного источника (0,85); t – время измерения, с. Измерение проводится для расстояния детектора от источника 5 см.

Общепринятой мерой разрешения служит ширина фотопика на половине его высоты, выраженная либо в единицах энергии, либо через отношение полуширины пика к энергии регистрируемого излучения в процентах.

Для экспериментального определения разрешения по измеренному спектру необходимо определить цену деления шкалы кэВ/канал по положению двух соседних пиков спектра с известной энергией. Затем, измерив ширину пика на половине высоты в каналах, определяют ее в единицах кэВ, что является абсолютной разрешающей способностью. Поделив это

значение на энергию фотопика, можно получить относительную величину разрешения в процентах.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

В лабораторной работе используется следующая аппаратура:

1. Гамма-спектрометр на базе многоканального амплитудного анализатора, причем в качестве детектора применяется полупроводниковый Ge(Li)-детектор ДГДК-80В объемом 80 см^3 с площадью чувствительной поверхности 15 см^2 .
2. Градуировочные источники гамма-излучения (ОСГИ) Cs-137, Co-60 с известной активностью.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

1. Поместить на детектор источник Cs-137 на расстоянии 5 см.
2. Установить время измерения 100 с, набрать код программы обработки спектра и включить измерение.
3. После окончания измерения включить обработку спектра.
4. По распечатке спектра определить площадь фотопика линии 661 кэВ.
5. По формуле (3) рассчитать эффективность регистрации детектора для энергии 661 кэВ.
6. Поместить на детектор источник Co-60 и измерить спектр в течение 100 с.
7. С помощью маркеров M1 и M2 определить положение N_1 и N_2 фотопиков в каналах и рассчитать цену деления шкалы анализатора:

$$m = 157/(N_2 - N_1), \quad (5)$$

где 157 – разность энергий линий Co-60 (1332 кэВ и 1175 кэВ).

8. Измерить ширину на половине высоты фотопика 1332 кэВ с помощью маркеров в каналах:

$$\Delta = K_2 - K_1$$

9. Вычислить абсолютное энергетическое разрешение для фотопика 1332 кэВ:

$$\eta_{\text{абс}} = m \cdot \Delta \quad (6)$$

10. Вычислить относительное энергетическое разрешение для фотопика 1332 кэВ:

$$\eta_{\text{отн}} = (\eta_{\text{абс}}/1332) \cdot 100\%. \quad (7)$$

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

1. Согласно НРБ-99 к работам с закрытыми радиоактивными источниками (ОСГИ) допускаются лица не моложе 18 лет, прошедшие медицинский осмотр, инструктаж на рабочем месте и сдавшие экзамен по РБ в службе РБ ИРТ-Т.

- 1. Источники хранятся в защитном сейфе, они извлекаются из сейфа и переносятся к детектору пинцетом.
 - 2. Запрещается:
 - находиться в лаборатории без спецодежды;
 - подносить источник близко к глазам;
 - оставлять источник без надзора;
 - курить, принимать пищу, находиться в помещении лаборатории в верхней одежде;
 - брать источник руками.
 - 3. В случае разгерметизации источника и его рассыпания необходимо немедленно сообщить дежурному дозиметристу и руководителю работы, после чего принять меры по сбору радиоактивного вещества и дезактивации загрязненного участка.
- В схеме питания ППД используется высокое напряжение (до 1500 в). Запрещается разбирать разъемы высоковольтного тракта, прикасаться к блоку предусилителя и высоковольтного источника питания до выключения последнего.

ТРЕБОВАНИЯ К ОТЧЕТУ

Вначале формулируется полученное задание на исследование или цель работы. Далее необходимо описать установку и принцип ее действия, назначение. Полностью описать методику проведения работы. Привести обработку результатов измерений. Сделать оценку полученных результатов с санитарно-гигиенической точки зрения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 262 с.
2. Байдин С.А., Баландин С.А. и др. Прикладная спектрометрия с полупроводниковыми детекторами. – М.: Атомиздат, 1974. – 320 с.
3. Варганов Н.А., Самойлов П.С. Прикладная сцинтилляционная спектрометрия. – М.: Атомиздат, 1969. – 463 с.
4. Основы метрологии ионизирующих излучений. Методическое пособие к выполнению лабораторного практикума. Часть I. – Томск: Изд. ТПУ, 1997.
5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). – М.: Госкомсанэпидемнадзор России, 1999. – 116 с.
6. Лабораторный практикум по экспериментальным методам ядерной физики: Учеб. пособие для вузов/ Под ред. Финогенова К.Г. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 432 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Как зависит разрешение детектора и эффективность регистрации от энергии регистрируемого излучения?
2. Как зависит разрешение и эффективность от размеров и материала детектора?
3. Влияние температуры на величину разрешающей способности детектора.
4. Как изменяется эффективность регистрации гамма-квантов в зависимости от расстояния между источником и детектором?
5. Принцип действия применяемого детектора.

Работа 21

НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИМЕСИ ГАФНИЯ К ЦИРКОНИЮ

Цель работы: Определение примеси гафния в цирконии нейтронно-активационным методом.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Физические параметры ядерного реактора во многом определяются материальным составом активной зоны. Нейтронно-физические свойства реакторных материалов зависят от концентрации примесей, в особенности если последние обладают высокими значениями сечений взаимодействия с нейтронами. Например, широко используемый в реакторостроении материал цирконий содержит в своем составе около 3% примеси гафния – элемента, являющегося химическим аналогом циркония. Значения сечений радиационного захвата изотопов гафния лежат в диапазоне 50–400 барн. Поэтому примесь гафния оказывает значимое влияние на нейтронно-физические параметры природного циркония.

Таким образом, важное значение приобретает контроль содержания примесей в ядерных материалах. Химические методы анализа вследствие низких концентраций примесных элементов во многих случаях являются неэффективными. Широкое применение получили ядерно-физические методы контроля, в частности, активационный анализ – метод определения качественного и количественного состава исследуемых объектов путем измерения радиоактивного излучения ядер, возбуждаемых в процессе ядерных реакций. Для воздействия на ядра используются заряженные час-

нейтроны и гамма-кванты. Одним из ведущих методов является нейтронно-активационный анализ (НАА).

При применении методик нейтронно-активационного анализа в результате воздействия нейтронов на исследуемый образец в последнем образуются ядра – продукты реакции активации, которые могут быть как стабильными, так и радиоактивными. Исследование наведенной активности образца позволяет определить состав примесей материала, а также их концентрацию.

Важной составной частью НАА является анализ возможных схем активации ядер основного и примесных элементов и схем радиоактивного распада ядер – продуктов активации. В результате должны быть выбраны нуклиды, параметры которых позволяют экспериментально провести анализ состава исследуемого образца. Пригодными для НАА являются каналы активации и распада, включающие нуклиды, которые обладают:

- высокими значениями сечений активации (для исходных нуклидов) и низкими сечениями поглощения (для нуклидов – продуктов активации), позволяющими накопить достаточное для анализа количество ядер – продуктов активации за относительно малое время облучения;
- периодами полураспада, с одной стороны, достаточно большими, чтобы иметь возможность проведения измерений, с другой – относительно малыми, чтобы концентрации ядер – продуктов активации достигли стационарных значений за время облучения;
- характеристиками радиоактивного излучения (энергия излучения и относительный выход линии для гамма-излучения), позволяющими на имеющейся спектрометрической аппаратуре однозначно определить параметры излучения ядер – продуктов активации.

При активационном анализе непосредственно измеряется активность, обусловленная излучением ядер – продуктов активации. Концентрации исходных нуклидов определяются косвенно. Для установления функциональной связи концентраций исходных ядер и ядер – продуктов активации необходимо решить систему уравнений, описывающую кинетику накопления нуклидов в исследуемом образце при облучении нейтронами. Скорость накопления ядер каждого i -го выбранного для анализа нуклида определяется уравнением

$$\frac{dN_i}{dt} = \Phi\sigma N - \Phi\sigma_{ci}N_i - \lambda_i N_i, \quad (1)$$

где N – число атомов активируемого нуклида, N_i – число радиоактивных ядер, Φ – поток нейтронов, λ_i – постоянная распада; σ , σ_{ci} – сечения реакций активации и поглощения соответственно.

Для определения примесей в исследуемом материале методом НАА используются *абсолютный* и *относительный* методы.

При использовании *абсолютного* метода измеряют активность образца, облученного нейтронным потоком, находят по ней концентрацию ядер – продуктов активации и затем определяют косвенным образом содержание примесей в исследуемом материале.

На практике абсолютный метод используется редко, так как сечения реакций активации сильно и неоднозначно зависят от энергии нейтронов, что накладывает жесткие требования на точность определения распределения потоков нейтронов по энергии в месте облучения образца. Большой объем измерений и вычислений обуславливает высокую погрешность косвенного определения концентрации примесей, которая для абсолютного метода оценивается величиной 40–50%.

Более точным и наиболее часто используемым является *относительный* метод. Сущность метода состоит в том, что одновременно с анализируемым образцом облучают образец (стандарт) с точно известным количеством определяемого элемента. Облучение и измерение наведенной активности образца и стандарта проводят в одинаковых условиях. Содержание определяемого элемента рассчитывают относительно его содержания в стандарте:

$$\frac{m_x}{m_{cm}} = \frac{N_x \exp(-\lambda t_x)}{N_{cm} \exp(-\lambda t_{cm})}, \quad (2)$$

где t – время выдержки после облучения; индексы "x" и "cm" относятся к исследуемому образцу и стандарту соответственно.

Если промежуток времени между измерениями пробы и стандарта мал по сравнению с периодом полураспада изотопов примеси ($t_x \cong t_{cm}$), то соотношение (2) примет вид

$$\frac{m_x}{m_{cm}} = \frac{N_x}{N_{cm}}$$

и окончательно получаем

$$m_x = \frac{N_x \cdot m_{cm}}{N_{cm} \cdot p} \cdot 100\%, \quad (3)$$

где p – масса образца, г.

Таким образом, при использовании относительного метода нет необходимости определения энергетических распределений нейтронных потоков и учета их влияния на процессы активации (так как образец и стандарт находятся в одинаковых условиях). Малый объем вычислений и простой вид расчетного соотношения (3) снижает погрешность косвенного определения концентрации исследуемого нуклида. В качестве недостатка метода

можно отметить зависимость погрешности результатов от погрешности определения содержания примеси в стандарте.

Относительный метод удобен и пригоден при необходимости проведения большого количества измерений одинаковых по элементному составу образцов. В качестве стандартов, как правило, используются стандартные образцы сравнения (СО), изготовленные и аттестованные метрологическими службами, либо приготовленные из растворов химических соединений соответствующих элементов.

2. ПРИБОРЫ И ОБОРУДОВАНИЕ

В работе используется следующее оборудование:

1. Многоканальный анализатор.
2. Полупроводниковый Ge(Li)-детектор ДГДК-80В объемом 80 см^3 с площадью чувствительной поверхности 15 см^2 .
3. Предварительно облученные в реакторе исследуемый образец циркония и стандартный образец гафния.

3. МЕТОДИКА ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

В работе предлагается провести измерения содержания примеси гафния в цирконии относительным методом. При планировании измерений необходимо сделать анализ схем активации и распадов примесных и основных изотопов, выбрать примесный нуклид, по параметрам излучения которого можно решить поставленную задачу. Необходимые параметры и константы для изотопов гафния и циркония [5] приведены в табл. 1-4. Измерения наведенной активности в образцах циркония проводить методами гамма-спектрометрии.

Облучение исследуемого образца и стандарта сравнения проводится в канале реактора в течение двух часов, что достаточно для накопления на-

Таблица 1

Состав природного циркония

Изотоп	Период полураспада	Содержание в примесной смеси, %	Сечение активации нейтронов, барн ($E_n=0,025 \text{ эВ}$)
$^{90}_{40}\text{Zr}$	Стабильный	51,45	-
$^{91}_{40}\text{Zr}$	Стабильный	11,28	-
$^{92}_{40}\text{Zr}$	Стабильный	17,15	-
$^{94}_{40}\text{Zr}$	Стабильный	17,32	0,05
$^{96}_{40}\text{Zr}$	Стабильный	2,80	0,023

Таблица 2

Реакции, идущие на природных изотопах циркония с образованием γ -квантов под действием тепловых нейтронов

Реакция	Вид распада продукта	Период полураспада продукта	Энергия испускаемого γ -излучения, кэВ (выход γ -линии, %)
${}_{40}^{90}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{91}\text{Zr}$	Стабильный		-
${}_{40}^{91}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{92}\text{Zr}$	Стабильный		-
${}_{40}^{92}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{93}\text{Zr}$	β^-	$1,52 \cdot 10^6$ лет	-
${}_{40}^{93}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{94}\text{Zr}$	Стабильный		-
${}_{40}^{94}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{95}\text{Zr}$	β^-	64 сут	724 (49) 756 (49)
${}_{40}^{96}\text{Zr}(n,\gamma){}_{40}^{97}\text{Zr}$	β^-	17 час	747 (92) 1148

Таблица 3

Состав природного гафния

Изотоп	Период полураспада	Количество в природной смеси, %	Сечение активации нейтронами, барн ($E_n=0,025$ эВ)
${}_{72}^{174}\text{Hf}$	Стабильный	0,2	390
${}_{72}^{176}\text{Hf}$	Стабильный	5,2	-
${}_{72}^{177}\text{Hf}$	Стабильный	18,6	1,1
${}_{72}^{178}\text{Hf}$	Стабильный	27,3	53
${}_{72}^{179}\text{Hf}$	Стабильный	13,6	0,3
${}_{72}^{180}\text{Hf}$	Стабильный	35,1	12,6

веденной активности нуклида Hf-181, по которому проводится определение. После окончания облучения облученные препараты необходимо выдерживать в течение времени, достаточного для распада мешающих короткоживущих нуклидов (обычно 10–15 сут).

Измерение проводится по стандартной методике:

1. Поместить на детектор исследуемый образец циркония.
2. Установить время измерения 100 с, набрать код программы обработки и включить измерение.
3. После окончания измерения включить телетайп и провести обработку спектра.
4. Поместить на детектор стандарт сравнения и повторить пункты 2 и 3.

- По распечаткам определить площадь фотопиков 482 кэВ для образца и стандарта.
- Рассчитать концентрацию гафния в исследуемом образце по формуле (3), причем N_x и N_{cm} – площади фотопиков 482 кэВ для образца и стандарта соответственно, m_{cm} – масса гафния в стандарте сравнения, ρ – масса исследуемого образца

Таблица 4

Реакции (n,γ), идущие на природных изотопах гафния

Реакция	Вид распада продукта	Период полураспада продукта	Энергия испускаемого γ-излучения, кэВ (выход γ-линии, %)
${}^{174}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{175}_{72}\text{Hf}$	Электронный захват	70 сут	89 (3,4), 343 (85)
${}^{175}_{72}\text{Hf} + \beta^- \rightarrow {}^{175}_{71}\text{Lu}$	Стабильный		-
${}^{176}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{177m1}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	1,08 с	113 (30); 206 (81); 228 (48); 378 (37)
${}^{176}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{177m2}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	51,4 мин	277; 295; 327
${}^{177}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{178m1}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	4,0 с	89 (64); 213 (82); 326 (95); 426 (100)
${}^{177}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{178m2}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	31 год	217 (68); 495 (78); 574 (96)
${}^{178}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{179m1}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	18 с	217 (94)
${}^{178}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{179m2}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	25 сут	120 (27); 150 (27); 360 (38); 450 (66)
${}^{179}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{180m}_{72}\text{Hf}$	Изомерный переход	5,5 час	58 (48); 215 (82); 333 (93); 444 (80)
${}^{180}_{72}\text{Hf}(n,\gamma){}^{181}_{72}\text{Hf}$	β^-	42,4 сут	133 (48); 346 (13); 482 (81)
${}^{181}_{72}\text{Hf} \rightarrow {}^{181}_{73}\text{Ta} + \beta^-$	Стабильный		-

По окончании работы сделать выводы:

- о применимости НАА для определения содержания малых примесей в реакторных материалах;
- об обоснованности выбора радионуклидов, образующихся при активации гафния, для проведения измерений;
- о влиянии параметров нейтронного потока, зависимостей сечений активации от энергии нейтронов и других факторов на погрешность результатов, полученных различными методами НАА.

4. ТЕХНИКА БЕЗОПАСНОСТИ

1. Согласно НРБ-99 к работам с закрытыми радиоактивными источниками (ОСГИ) допускаются лица не моложе 18 лет, прошедшие медицинский осмотр, инструктаж на рабочем месте и сдавшие экзамен по РБ в службе РБ ИРТ-Т.
2. Источники хранятся в защитном сейфе, они извлекаются из сейфа и переносятся к детектору пинцетом.
3. Запрещается:
 - находиться в лаборатории без спецодежды;
 - подносить источник близко к глазам;
 - оставлять источник без надзора;
 - курить, принимать пищу, находиться в помещении лаборатории в верхней одежде;
 - брать источник руками.
4. В случае разгерметизации источника и его рассыпания необходимо немедленно сообщить дежурному дозиметристу и руководителю работы, после чего принять меры по сбору радиоактивного вещества и дезактивации загрязненного участка.
5. В схеме питания ППД используется высокое напряжение (до 1500 в). Запрещается разбирать разъемы высоковольтного тракта, прикасаться к блоку преусилителя и высоковольтного источника питания до выключения последнего.

6. ТРЕБОВАНИЯ К ОТЧЕТУ

В отчете необходимо изложить особенности абсолютного и относительного методов нейтронно-активационного анализа и основные расчетные соотношения, а также представить характеристики исследуемых радионуклидов, описание используемого приборного обеспечения и методику проведения исследования.

Привести результаты измерений и результаты расчета содержания гафния.

В заключительной части работы сделать выводы:

- о применимости НАА для определения содержания малых примесей в реакторных материалах,
- об обоснованности выбора аналитических гамма-линий излучения выбранных изотопов, образующихся при активации гафния,
- о влиянии параметров нейтронного поля, зависимостей сечений активации от энергии нейтронов и других факторов на погрешность результатов, полученных различными методами НАА.

ЛИТЕРАТУРА

1. Кузнецов Р.А. Активационный анализ. – М.: Атомиздат, 1974. – 342 с.
2. Г. Боуэн, Д. Гиббонс. Радиоактивационный анализ. Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1968. – 360 с.
3. Байдин С.А., Баландин С.А. и др. Прикладная спектрометрия с полупроводниковыми детекторами. – М.: Атомиздат, 1974. – 320 с.
4. Андреев О.В. Активационная радиометрия нейтронных полей. Учебное пособие. Томск, Изд. ТПИ, 1991. – 56 с.
5. Меднис И.В. Сечения ядерных реакций, применяемых в нейтронно-активационном анализе: Справочник. – Рига: Зинатне, 1991. – 119 с.

КОНТРОЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ

1. Как примеси, содержащиеся в материалах конструктивных элементов, могут влиять на нейтронно-физические параметры активной зоны?
2. Перечислите основные физические принципы, лежащие в основе НАА, и назовите его преимущества перед химическими методами анализа?
3. Существует ли возможность определения содержания любого интересующего нуклида методом НАА? Почему?
4. Существуют ли ограничения нижнего порога чувствительности НАА? Если они обусловлены?
5. Возможно ли применение других видов ионизирующих излучений (кроме нейтронов) для постановки активационного анализа? Какие?
6. Может ли эффект самоэкранировки влиять на результаты НАА? Как это можно учесть в методике анализа?

Варлачев Валерий Александрович
Колтаков Геннадий Николаевич
Лавренюк Александр Федорович
Левицкий Вячеслав Михайлович
Меркулов Виктор Георгиевич
Резчиков Владимир Иванович
Смиренский Олег Викторович
Солодовников Евгений Семенович
Худолеева Ольга Михайловна

ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т
Часть 2

Научный редактор канд. физ.-мат. наук О.В. Смиренский
Редактор Р.Д. Игнатова

Подписано к печати 09.06.2004.
Формат 60×84/16. Бумага офсетная.
Печать RISO. Усл. печ. л. 5,12. Уч.-изд. л. 4,63.
Тираж 100 экз. Заказ № 8/4. Цена свободная.
Издательство ТПУ. 634050, Томск, пр. Ленина, 30.

100 - 100 - 100