

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б.Н. Ельцина»
Физико-технологический институт
Кафедра экспериментальной физики

На правах рукописи

ПЫШКИНА Мария Дмитриевна

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО
ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА
ОБЪЕКТАХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная
безопасность

Диссертация на соискание ученой степени кандидата
технических наук

Научный руководитель:
д.т.н., профессор Михаил Владимирович Жуковский

Екатеринбург – 2022

ОГЛАВЛЕНИЕ

| | |
|--|----|
| Введение..... | 5 |
| Глава 1. Методы определения энергетического и углового распределения плотности потока нейтронного излучения | 14 |
| 1.1. Нейтронное излучение. Энергетическое и угловое распределение | 14 |
| 1.1.1. Радионуклидные источники нейтронов..... | 15 |
| Нейтроны от (α , n)-источника..... | 15 |
| Фотонейтроны | 17 |
| Нейтроны спонтанного деления..... | 19 |
| 1.1.2. Нейтроны, получаемые с помощью ускорителей..... | 20 |
| Нейтронные генераторы..... | 21 |
| 1.1.3. Нейтроны, получаемые в ядерных реакторах | 22 |
| Спектры мгновенных и запаздывающих нейтронов | 23 |
| 1.2. Методы определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения | 24 |
| 1.2.1. Постановка задачи | 26 |
| 1.2.2. Методы определения спектров нейтронов | 26 |
| Времяпролетный метод | 26 |
| Метод протонов отдачи | 28 |
| Метод шаровых замедлителей..... | 29 |
| 1.2.3. Методы восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения для мультисферных спектрометров | 31 |
| Метод прямой инверсии..... | 32 |
| Метод наименьших квадратов: линейная модель | 33 |
| Метод наименьших квадратов: нелинейная модель..... | 33 |
| Метод наименьших квадратов: линейная регуляризация..... | 34 |
| Метод максимума энтропии | 34 |
| Метод максимального правдоподобия | 36 |
| Метод оценки параметра..... | 38 |
| Выводы..... | 39 |

| | |
|--|----|
| Глава 2. Разработка средства измерения для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения..... | 40 |
| 2.1. Описание технического решения | 40 |
| Детектор тепловых нейтронов..... | 40 |
| Набор сфер-замедлителей | 44 |
| Конструкция спектрометра..... | 48 |
| 2.2. Моделирование отклика спектрометра..... | 50 |
| 2.3. Методика восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения..... | 52 |
| 2.4. Валидация методики восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения | 56 |
| 2.5. Верификация методики восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения | 58 |
| Выводы..... | 64 |
| Глава 3. Исследование полей нейтронного излучения на объектах использования атомной энергии..... | 67 |
| 3.1. Объекты исследования | 67 |
| Источники нейтронов на Белоярской АЭС | 67 |
| Источники нейтронов на Нововоронежской АЭС | 68 |
| Источники нейтронов в АО «Институт реакторных материалов» | 70 |
| Источники нейтронов в УНЦ «Исследовательский ядерный реактор» | 71 |
| 3.2. Измерение характеристик полей на рабочих местах ОИАЭ | 73 |
| 3.2.1. Измерение МАЭД фотонного и нейтронного излучения | 74 |
| Белоярская АЭС | 74 |
| Нововоронежская АЭС..... | 75 |
| АО «Институт реакторных материалов»..... | 78 |
| УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»..... | 79 |
| 3.2.2. Определение энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения | 80 |
| 3.2.3. Определение анизотропии | 89 |

| | |
|--|-----|
| 3.3. Определение принятого значения индивидуального и амбиентного эквивалентов дозы..... | 96 |
| 3.4. Определение поправочных коэффициентов к дозиметрам | 100 |
| Выводы..... | 105 |
| Глава 4. Разработка нейтронного дозиметра для аварийных ситуаций с неизвестным спектром нейтронов..... | 107 |
| 4.1. Принцип работы дозиметра | 109 |
| 4.2. Моделирование | 110 |
| 4.3. Расчетная оценка неопределенностей показаний дозиметра | 114 |
| 4.4. Натурные исследования | 117 |
| Выводы..... | 119 |
| Заключение | 121 |
| Термины и определения | 125 |
| Сокращения и обозначения..... | 130 |
| Список литературы | 132 |
| Приложение А. Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений..... | 146 |
| Приложение Б. Копия свидетельства о государственной регистрации программы для ЭВМ..... | 147 |
| Приложение В. Характеристики нейтронных полей на рабочих местах..... | 148 |
| Приложение Г. Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений..... | 151 |
| Приложение Д. Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений..... | 152 |
| Приложение Е. Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений..... | 153 |
| Приложение Ж. Копия патента на полезную модель..... | 154 |

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы исследования. Одна из важнейших задач в области радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии – оценка эффективной дозы облучения при воздействии нейтронного излучения на рабочих местах, где возможно облучение персонала нейтронным излучением. Определение как физических, так и дозиметрических характеристик полей нейтронного излучения на практике – не простая задача как с методологической, так и с технической точки зрения. Поскольку нейтроны – незаряженные частицы, то обнаружить их возможно только посредством регистрации вторичных заряженных частиц, которые они производят, взаимодействуя с веществом. Основные трудности регистрации параметров нейтронных полей возникают из-за ряда факторов: широкого диапазона энергий нейтронов, от нескольких сотых электрон-вольт до нескольких сотен миллионов электрон-вольт; сложной зависимости сечений взаимодействия нейтронов от их энергии, особенно в промежуточном диапазоне энергий, где обнаруживаются резкие резонансные пики; присутствие сопутствующего излучения, особенно гамма-излучения; и то, что ни один дозиметр не способен точно измерить амбиентный или индивидуальный эквивалент дозы, который вводится для оценки эффективной дозы облучения персонала. Все это порождает проблемы при разработке методов нейтронного мониторинга, контрольно-измерительных приборов и оценке эффективной дозы в результате облучения нейтронным или смешанным излучением.

Основными источниками нейтронов являются закрытые радионуклидные источники, ядерные реакторы и ускорители частиц (включая генераторы нейтронов). На объектах использования атомной энергии нейтронное излучение встречается в основном при работе реакторных установок (нейтронное излучение наблюдается за биологической защитой реактора и в местах локальных превышений плотности потока нейтронного излучения), при использовании радионуклидных источников в составе промышленных устройств, таких как аппаратура для измерения концентрации бора, при

обращении со свежим и отработавшим ядерным топливом. Новейшее ядерное топливо с повышенным содержанием плутония способно излучать нейтроны спонтанного деления, так же как и отработанное ядерное топливо, в котором за время кампании были накоплены минорные актиноиды. Ввиду наличия значительного количества работ на объектах использования атомной энергии, где возможно облучение персонала нейтронным излучением, нейтронный мониторинг вызывает общий интерес, и значительное внимание уделяется разработке усовершенствованных методов и приборов для нейтронного мониторинга.

Оценки эффективной дозы облучения персонала могут быть получены с помощью переносных дозиметров нейтронного излучения, используемых для дозиметрического контроля рабочих мест. Энергетическая зависимость чувствительности таких приборов по форме близка к удельному амбиентному эквиваленту дозы или к удельной эффективной дозе в передне-задней геометрии облучения, что приводит к адекватной оценке облучения персонала [1]. Недостаток переносных дозиметров – их большие габариты и вес; конструкция включает цилиндрический или шарообразный полиэтиленовый замедлитель размером от 22 до 26 см в сечении. Данный недостаток ограничивает свободу их перемещения и применения. Большую роль также играет значительная пространственно-энергетическая трансформация и угловое изменение спектра нейтронного излучения [2]. Ввиду своих конструктивных особенностей переносные дозиметры обеспечивают консервативную оценку эффективной дозы облучения персонала, так как персонал никогда не находится к источнику нейтронов только лицом, а движется в его поле хаотично.

Оценка эффективной дозы облучения персонала ведется также с применением индивидуальных дозиметров, размещаемых на нагрудном кармане спецодежды работника. На сегодняшний день наиболее широко применяемыми индивидуальными дозиметрами нейтронного излучения являются термолюминесцентные дозиметры, такие как Harshaw, Rados,

ДВГН-01, электронные прямопоказывающие дозиметры – EPD N2, DMC 2000GN и трековый дозиметр – «Кордон». Преимущества индивидуальных дозиметров заключается в простоте их применения и надежности хранения информации. Несмотря на преимущества использования индивидуальных дозиметров, существует множество факторов, влияющих на достоверность измерения индивидуального эквивалента доз.

Важный фактор, влияющий на достоверность измерения индивидуального эквивалента дозы – изотропность поля нейтронного излучения. Нейтронные поля в помещениях пребывания персонала не мононаправлены, так как нейтроны в большей степени склонны к рассеиванию от стен и оборудования рабочих мест. В случае направленного нейтронного излучения наблюдается зависимость удельного индивидуального эквивалента дозы от угла падения излучения на тело работника. В области низких и промежуточных энергий, до 10 кэВ, значения удельного индивидуального эквивалента дозы для различных углов падения излучения различаются до 9 раз [1]. Угол падения нейтронного излучения на корпус индивидуального дозиметра также влияет на его показания, так как из-за несовершенства конструкции индивидуальные дозиметры обладают угловой зависимостью чувствительности, регистрируя большее количество нейтронов при нормальном их падении по сравнению с падением под углом [3, 4].

На достоверное определение дозы нейтронного облучения влияет и расположение дозиметра на теле работника. Принято располагать индивидуальный дозиметр нейтронов на нагрудном кармане спецодежды либо внутри него [5]. Даже незначительное отклонение дозиметра от тела вносит в показания дозиметра значительные неопределенности, в особенности это критично для альбедных дозиметров, так как они регистрируют отраженные от тела тепловые нейтроны. Достаточно существенно влияет на неопределенность измерений доз нейтронного облучения работников энергетическая зависимость коэффициента перехода от индивидуального эквивалента дозы к эффективной дозе. Отношение удельного индивидуального эквивалента дозы к удельной

эффективной дозе облучения имеет максимумы при энергиях нейтронов 10–100 кэВ и 10 МэВ и минимумы при тепловых энергиях и около 500 кэВ [1]. Отношение удельного индивидуального эквивалента дозы и удельной эффективной дозы варьируется в пределах от 0,54 до 1,67. Отличие энергетической зависимости чувствительности индивидуальных дозиметров от энергетических зависимостей дозиметрических характеристик приводит к значительным отличиям показаний индивидуальных дозиметров от дозиметрических характеристик поля в точке измерений. При неизвестном энергетическом спектре измеряемого нейтронного потока это может приводить к непредсказуемому увеличению погрешностей [6].

Для получения адекватных оценок дозы облучения персонала с помощью широко распространенных индивидуальных дозиметров нейтронов используют несколько корректирующих методов. Первый заключается в определении спектров нейтронного излучения на рабочих местах. Наиболее подходящим прибором для определения спектра нейтронного излучения считается многошаровой спектрометр Боннера [7]. Второй метод основан на применении опорных (эталонных) полей нейтронного излучения по форме совпадающих с рабочими полями для поверки индивидуальных дозиметров [8, 9]. Третий метод заключается в калибровке индивидуальных нейтронных дозиметров непосредственно на рабочих местах, где присутствует нейтронное излучение [10]. Недостатком всех методов – необходимость достаточно точно знать энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в точке, где проверяются и/или калибруются индивидуальные дозиметры. Помимо этого, ограничение второго метода – обязательная аттестация опорных (эталонных) полей нейтронного излучения.

Несмотря на вышеописанные недостатки представленных методов, в Российской Федерации нормативные документы [5, 11, 12] устанавливают рекомендации по введению поправочного коэффициента, учитывающего угловое и энергетическое распределение нейтронного излучения. Угловое и энергетическое распределения нейтронного излучения могут быть получены с

помощью соответствующих новых приборов и методик измерений, которые отсутствовали в реестре ФИФ ОЕИ на момент начала работы над диссертацией.

Степень разработанности темы. Существующие методы индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения на территории объектов использования атомной энергии для оценки эффективной дозы персонала, основанные на применении пассивных и/или активных индивидуальных дозиметров, не дают в полной мере представление об истинном облучении персонала нейтронным излучением. Несовершенство применяемых индивидуальных дозиметров нейтронного излучения с точки зрения отличия их энергетической зависимости чувствительности от удельного индивидуального эквивалента дозы приводит к крайне завышенным оценкам эффективной дозы. Отсутствие индивидуальных дозиметров с приемлемой энергетической зависимостью чувствительности и калибровочных (опорных) полей, повторяющих по форме и интенсивности поля на рабочих местах персонала, является основой для совершенствования методов радиационного контроля, которые позволят выполнять принцип ALARA. Принцип оптимизации является основой для улучшения существующих методов радиационного контроля.

Цель диссертационной работы – совершенствование системы индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии, позволяющей достоверно определить эффективную дозу облучения персонала.

В соответствии с поставленной целью в работе **решены** следующие **задачи**:

1. Разработан прибор и метод математической обработки результатов измерений для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии.

2. Разработан метод математической обработки результатов измерений, позволяющий оценивать принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением.

3. Разработан метод измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека.

Объект исследования – нейтронное излучение на рабочих местах объектов использования атомной энергии, создаваемое при эксплуатации ядерных установок и рассматриваемое как негативный фактор для персонала с точки зрения профессионального облучения.

Предмет исследования – анизотропия и энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии.

Научная новизна исследования

В диссертации получены следующие результаты, характеризующиеся научной новизной:

1. Разработано и внесено в реестр СИ ФИФ ОЕИ отечественное средство измерения на основе ^3He -счетчика под давлением для серийного производства многосферного спектрометра нейтронного излучения, а также предложен метод математической обработки результатов измерений прибора для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии.

2. Метод математической обработки результатов измерений, позволяющий оценивать принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением для любого спектра энергий нейтронов в диапазоне от 0,025 эВ до 20 МэВ.

3. Метод определения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении, основанный на размещении индивидуального дозиметра внутри тела человека.

Теоретическая и практическая значимость исследования

Разработан и внесен в государственный реестр средств измерений многосферный спектрометр нейтронного излучения, позволяющий проводить измерения энергетического распределения плотности потока нейтронов на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии.

Разработана и аттестована методика определения дифференциальной плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии.

Разработана и аттестована методика определения поправочных коэффициентов для индивидуальных дозиметров нейтронного излучения.

Впервые получены спектры нейтронного излучения на рабочих местах АЭС с реакторной установкой на быстрых нейтронах.

Разработан аварийный индивидуальный дозиметр нейтронного излучения.

Результаты экспериментального определения энергетического и углового распределения нейтронного излучения позволяют уточнить оценку эффективных доз нейтронного облучения персонала на рабочих местах объектов использования атомной энергии.

Методология и методы исследования

Для решения поставленных задач в работе использовались методы математической обработки результатов измерений, метод параметризации для восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, численные методы моделирования прохождения излучения через вещество для определения энергетической зависимости чувствительности прибора.

Положения, выносимые на защиту

1. Метод математической обработки результатов измерений скорости счета нейтронного излучения для исследования энергетического распределения плотности потока, основанный на мультисферном методе, позволяет определять дифференциальную плотность потока нейтронного излучения в

диапазоне от 0,025 эВ до 20 МэВ с относительной расширенной неопределенностью не более 60 %.

2. Метод математической обработки результатов измерений индивидуальных эквивалентов доз нейтронного излучения индивидуальными дозиметрами, учитывающий энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, позволяет определять принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением для обоснования поправочных коэффициентов с целью корректного определения эффективной дозы.

3. Метод измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека позволяет выполнить адекватную оценку эффективной дозы.

Достоверность результатов исследований обеспечивается использованием в расчетной части диссертации постоянно расширяемой и совершенствуемой программы FLUKA, широко применяемой в мировой практике для проведения разнообразных ядерно-физических расчетов, подтверждается результатами экспериментальных исследований, а также валидацией результатов с использованием различных методов детектирования и обработки экспериментальных данных, применением общедоступных данных об энергетическом распределении плотности потока нейтронного излучения широко распространенных радионуклидных источников.

Апробация работы

Результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на следующих научных конференциях: Шестая международная конференция RAD 2018 (Охрид, Македония, 2018), 23-я Международная научная конференция молодых ученых и специалистов ОИЯИ AYSS-2019 (Дубна, Россия, 2019), Отраслевой научно-практический семинар «Радиационная безопасность и охрана окружающей среды в атомной отрасли» (Казань, Россия, 2019), 9-я Международная конференция «Современные проблемы ядерной физики и ядерных технологий» (Ташкент, Узбекистан, 2019), 17-я Международная конференция по компьютерным методам в науке и инженерии (Крит, Греция,

2020), Всероссийская конференция «Биосферная совместимость атомной энергетики» (Екатеринбург, Россия, 2020), 10-я Международная конференция «Современные проблемы ядерной энергетики и ядерных технологий» (Ташкент, Узбекистан, 2021), 3-й Международный научный форум «Ядерная наука и технологии» (Алма-Ата, Казахстан, 2021), Методический совет «Росатома» (Москва, 2021), Отраслевой научно-практический семинар «Радиационная безопасность и охрана окружающей среды в атомной отрасли» (Красноярск, 2021), Всероссийская конференция «Биосферная совместимость атомной энергетики» (Екатеринбург, Россия, 2022).

Публикации

Основные результаты диссертационной работы представлены в 9 научных работах, из них 5 статей, опубликованных в рецензируемых научных журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ, в том числе 5 статей проиндексированы в международных базах Scopus и Web of Science, 4 статьи в трудах международных конференций и других изданиях, получены патент на полезную модель и свидетельство о государственной регистрации программы ЭВМ.

Структура и объем работы

Диссертационная работа состоит из введения, четырех глав, заключения, терминов и определений, сокращений и обозначений, списка литературы, приложений. Работа изложена на 154 страницах текста, содержит 25 таблиц, 41 рисунок, 7 приложений. Список литературы включает 109 источников, в том числе 62 на английском языке.

ГЛАВА 1. МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО И УГЛОВОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

1.1. Нейтронное излучение. Энергетическое и угловое распределение

Прогресс современной физики вообще и ядерной энергетики в частности в значительной степени обязан нейтронам, открытие которых положило начало современной ядерной физике и ядерным технологиям. Десять лет, прошедшие с момента открытия нейтрона до запуска первого атомного реактора в Чикагском университете в 1942 г., продвинули ядерную физику вперед и создали реальную возможность использования ядерной энергии в промышленности.

Нейтроны имеют непрерывное распределение по энергиям, что затрудняет принятие универсальной классификации нейтронов по энергиям. Некоторые авторы [13] рассматривают отдельно медленные, холодные, тепловые, надтепловые, резонансные, промежуточные нейтроны, нейтроны высоких и сверхвысоких энергий. Большинство же авторов подразделяют нейтроны по энергии на следующие четыре группы: тепловые, промежуточные, быстрые и сверхбыстрые.

В отношении тепловых, быстрых и сверхбыстрых нейтронов почти не существует разных мнений. Как правило, в качестве тепловых рассматриваются нейтроны с энергией менее 0,5 эВ, быстрых – от верхней границы промежуточных нейтронов до 20 МэВ, сверхбыстрых – свыше 20 МэВ. Наибольшее различие наблюдается в определении верхней границы промежуточных нейтронов и, соответственно, нижней границы быстрых. Так, Фельд [14] отводит промежуточным нейтронам область энергий от 100 эВ до 500 кэВ, Кертис [13] – от 1 до 500 кэВ, в работах [15, 16] – от 0,5 эВ до 10 кэВ, Исаев и Брегадзе [17] – от 0,5 эВ до 20 кэВ.

Известно три основных типа нейтронных источников:

1) Радиоактивные источники нейтронов:

- источники на основе (α, n) -реакций;
- источники на основе (γ, n) -реакций;

- источники нейтронов спонтанного деления.
- 2) Нейтроны, получаемые с помощью ускорителей.
- 3) Нейтроны ядерных реакторов.

1.1.1. Радионуклидные источники нейтронов

Нейтроны от (α , n)-источника

Радиоактивные источники нейтронов применяются давно – практически со времен открытия нейтрона, связанного с реакцией:



С тех пор для получения нейтронов широко используются источники, основанные на взаимодействии альфа-частиц того или другого радиоактивного вещества с легкими элементами, в первую очередь с бериллием. Радионуклидные источники представляют собой однородную спрессованную смесь альфа-излучателя, обычно с порошком Be или В в герметичной упаковке. Кроме Be и В, иногда применяют легкие элементы: Li или F.

Нейтроны при бомбардировке ядер заряженными частицами получают преимущественно в результате экзотермических реакций. Эти реакции идут при любой энергии бомбардирующей частицы, поэтому поток экзотермической реакции отличен от нуля при любой, даже очень малой энергии этой частицы. Однако при малой энергии налетающей частице существенным является потенциальный барьер, препятствующий проникновению заряженной частицы в ядро. Поток из реакции определяется проницаемостью потенциального барьера, который экспоненциально возрастает с увеличением энергии налетающей частицы.

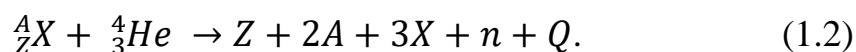
Энергия испускаемых нейтронов зависит прежде всего от энергии соответствующей ядерной реакции и кинетической энергии бомбардирующей частицы, а также от угла между направлением вылета нейтрона и направлением падающей частицы. Эта зависимость позволяет в одной и той же реакции при одной и той же энергии бомбардирующей частицы получить нейтроны различной энергии.

Для радиоактивных нейтронных источников энергия испускаемых ими нейтронов зависит от энергии альфа-частиц и от того, по какой реакции образуется нейтрон. В настоящее время спектр нейтронов наиболее распространенных радионуклидных источников известен, хотя имеется значительное расхождение данных относительно низкоэнергетичной части спектров большинства источников нейтронов.

Угловое распределение нейтронного излучения радионуклидных источников носит ассиметричный характер. Поскольку в радиоактивных источниках нейтронов заряженные частицы падают на ядро-мишень под произвольными углами, асимметрия распределения испускаемых источником нейтронов зависит только от конструкции источника и технологии изготовления активной смеси. У реальных источников асимметрия нейтронного потока достигает 25–30 %. Часто нейтронный источник применяется для проверки нейтронных дозиметров или радиометров. При проверке прибора на нейтронном источнике, имеющем большую асимметрию нейтронного потока только за счет этого фактора, получается весьма значительная погрешность проверки.

Практически в любом нейтронном источнике присутствует сопутствующее гамма-излучение. Кроме собственного гамма-излучения радиоактивного вещества, во многих случаях при получении нейтронов в процессе ядерной реакции также возникает гамма-излучение, обязанное захвату нейтронов.

Нейтроны от (α, n) -реакции не относятся к запаздывающим, но образуются в реакторе, где процесс образования нейтрона осуществляется по следующей схеме:



Значение Q может быть как больше нуля (экзотермическая реакция), так и меньше (эндотермическая реакция) [24]. Нейтроны (α, n) -источников, таких как $\text{Ra}(\alpha, n)\text{Be}$, $\text{Po}(\alpha, n)\text{Be}$ и $\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$, используются как источники на модельных экспериментах в критических, подкритических сборках или

реакторах и характеризуются непрерывным спектром нейтронов. В быстром реакторе нейтроны от (α, n) -реакций из-за обилия альфа-частиц имеют место, например, на ядрах ^{10}B , ^{11}B , ^{17}O , ^{26}Mg и других нуклидах из числа продуктов деления, но с невысоким удельным выходом нейтронов, особенно на фоне спонтанного деления. Типичный спектр (α, n) -реакции представлен на рис. 1.1.

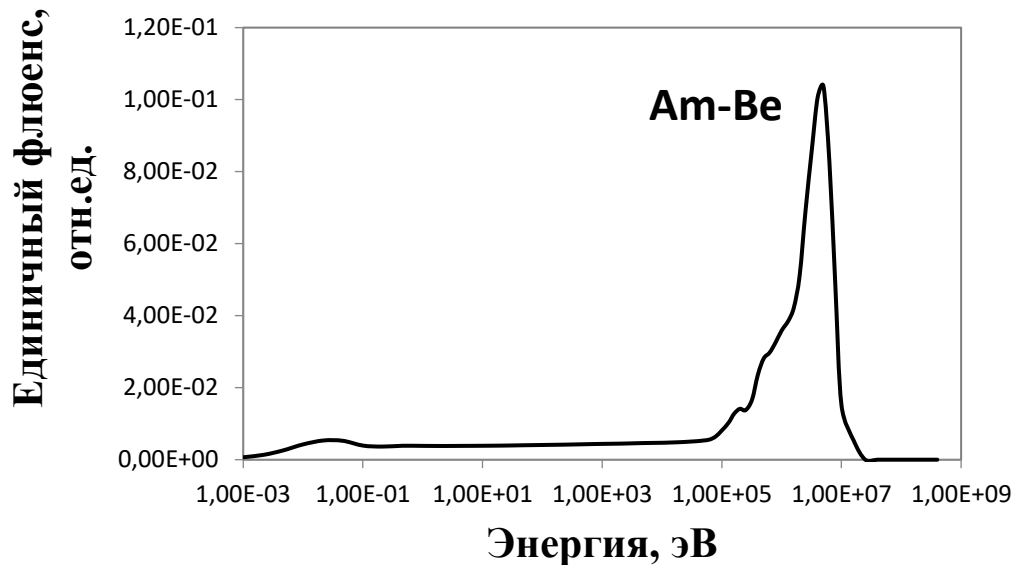
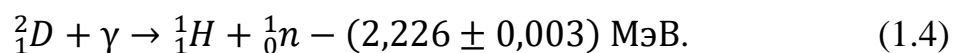
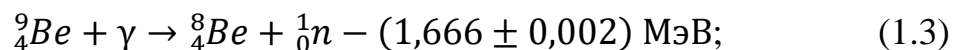


Рисунок 1.1 – Спектр (α, n) -источника нейтронного излучения [25]

Фотонейтроны

Получение нейтронов при помощи ядерного фотоэффекта возможно лишь в том случае, когда энергия гамма-лучей превышает энергию связи нейтрона в ядре. Существует только два ядра – бериллия и дейтерия, на которых возможно получение фотонейтронов при помощи естественных радиоактивных веществ, поэтому только бериллий и дейтерий используются в качестве мишеней в (γ, n) -нейтронных источниках. Для бериллия порог составляет 1,68, для дейтерия – 2,23 МэВ. Фотонейтроны на бериллии и дейтерии получаются в результате следующих ядерных реакций:



При использовании моноэнергетических гамма-лучей можно практически получить моноэнергетические нейтроны. Если для получения фотонейтронов используется тормозное излучение бетатрона или синхротрона со сплошным гамма-спектром, то и спектр получаемых нейтронов также оказывается сплошным. Энергия нейтронов фотонейтронного источника определяется энергией гамма-излучения, величиной порога реакции, ядром отдачи и углом вылета. Вследствие зависимости энергии от угла вылета, а также в связи с тем, что для получения заметного количества фотонейтронов применяются не тонкие мишени, а слои бериллия или дейтерия толщиной 1–2 см, происходит «размытие» энергетического пика. Толстые мишени влияют и на энергию гамма-излучения, которые нельзя считать моноэнергетичными к моменту взаимодействия их с ядром мишени.

Реакции (γ, n) эндотермичны, они возможны только при энергии налетающей частицы, превышающей некоторый порог. Поток нейтронов при эндотермических реакциях резко возрастает за порогом реакции, в силу чего определяется очень четко и с хорошей точностью.

Фотонейтронные источники обычно имеют очень интенсивное и достаточно жесткое (свыше 1,68 МэВ) гамма-излучение. Соотношение между числом нейтронов и гамма-квантов у фотонейтронных источников в значительной степени обусловлено геометрией источника, т. е. размерами и массой бериллия или дейтерия.

Делящиеся ядра – не единственный источник запаздывающих нейтронов. Другим источником служат фотонейтроны [24, 26], которые возникают при взаимодействии гамма-квантов продуктов деления с соответствующими материалами. К последним следует отнести дейтерий и бериллий. Порог (γ, n) -реакции для D равен 2,226 МэВ, для ^9Be – 1,666 МэВ [24].

Для контроля параметров нейтронных полей в реакторе после его останова используются специальные источники [27], например, $\text{Sb}(\gamma, n)\text{Be}$. В этом источнике в процессе работы реактора на мощности под воздействием поля нейтронов из содержащегося в естественной смеси сурьмы изотопа ^{123}Sb

образуется изотоп ^{124}Sb с периодом полураспада (бета-распад) 60,2 сут. Примерно 48 % бета-распадов приводит к возбужденному состоянию ^{124}Te , излучающему при распаде гамма-кванты с энергией 1,692 МэВ, что обеспечивает получение нейтронов с энергией около 25 кэВ. Примеры спектров фотонейтронных источников представлены на рис. 1.2.

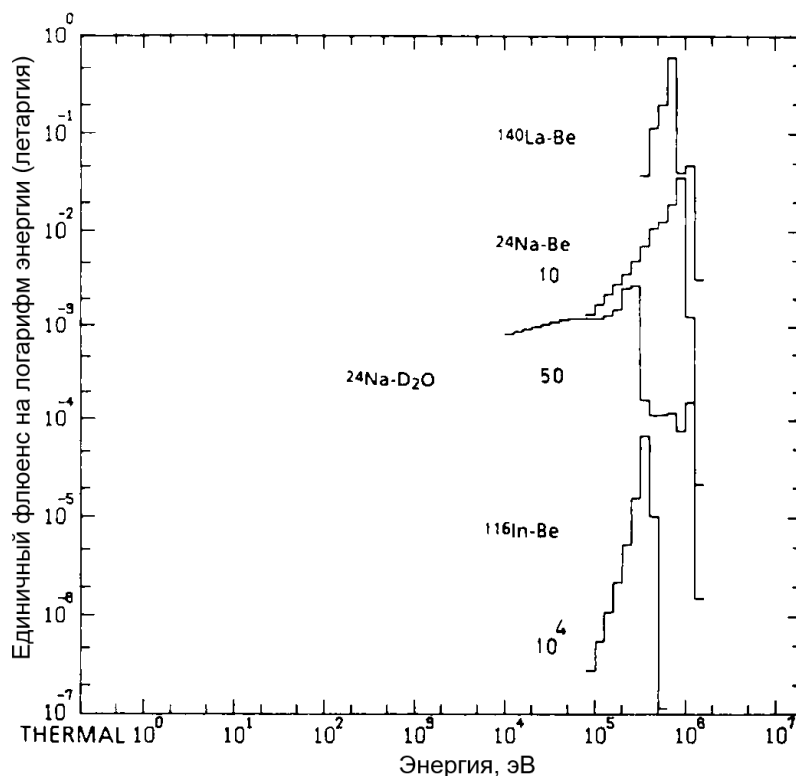


Рисунок 1.2 – Спектр фотонейтронных источников [25]

Нейтроны спонтанного деления

До недавнего времени в качестве источников спонтанного деления использовали только находящиеся в природе естественные источники. Самопроизвольное деление ядра на два или более осколков с испусканием нейтронов было открыто в 1940 г. учеными Г. Н. Флеровым и К. А. Петржаком [18]. Полный поток нейтронов таких источников очень мал – $4,2 \cdot 10^{-5}$ нейтр./((с·г) для ^{232}Th и $6,9 \cdot 10^{-3}$ нейтр./((с·г) для ^{238}U , поэтому практически приходилось иметь дело с источниками, испускающими около 10^3 нейтр./с. Основным преимуществом такого источника является то, что он вечный (период полураспада 10^{13} – 10^{15} лет), однако небольшое количество

нейтронов сильно затрудняет его практическое использование. Тем не менее развитие ядерной энергетики дало возможность получать достаточно количество трансурановых элементов. Опубликовано много работ, описывающих исследования, проведенные со спонтанными источниками деления ^{240}Pu и ^{252}Cf [19, 20].

Перспективными и удобными являются источники нейтронов на основе изотопа ^{252}Cf с периодом полураспада относительно альфа-распада 2,64 года и с периодом полураспада относительно спонтанного деления 82 года. Энергетический спектр нейтронного излучения у этого источника хорошо описывается зависимостью [21] (рис. 1.3):

$$N(E_0) = \text{const} \sqrt{E_0} \exp \left(-\frac{E_0}{T} \right), \quad (1.5)$$

где T – температура спектра, $T = (1,40 \pm 0,02)$ МэВ.

Кроме деления тяжелых ядер в результате их возбуждения, существует ненулевая вероятность их деления из основного состояния. Такой процесс называется спонтанным делением. С ростом массового числа ядра величина порога деления уменьшается, и, следовательно, увеличивается вероятность спонтанного деления. Период полураспада по каналу спонтанного деления различен для нуклидов, используемых в качестве топлива и нарабатываемых в процессе работы ядерного реактора. При этом он значительно выше периода полураспада тех же нуклидов по каналу альфа-распада. Процессы спонтанного деления не играют никакой роли в работающем ядерном реакторе, но имеют большое значение при пуске реактора, поскольку являются источниками нейтронов.

1.1.2. Нейтроны, получаемые с помощью ускорителей

Получение интенсивных пучков моноэнергетических нейтронов невозможно без ускорителей заряженных частиц. Нейтроны могут быть получены за счет их выбивания из мишени пучками заряженных частиц мишени с достаточной энергией.

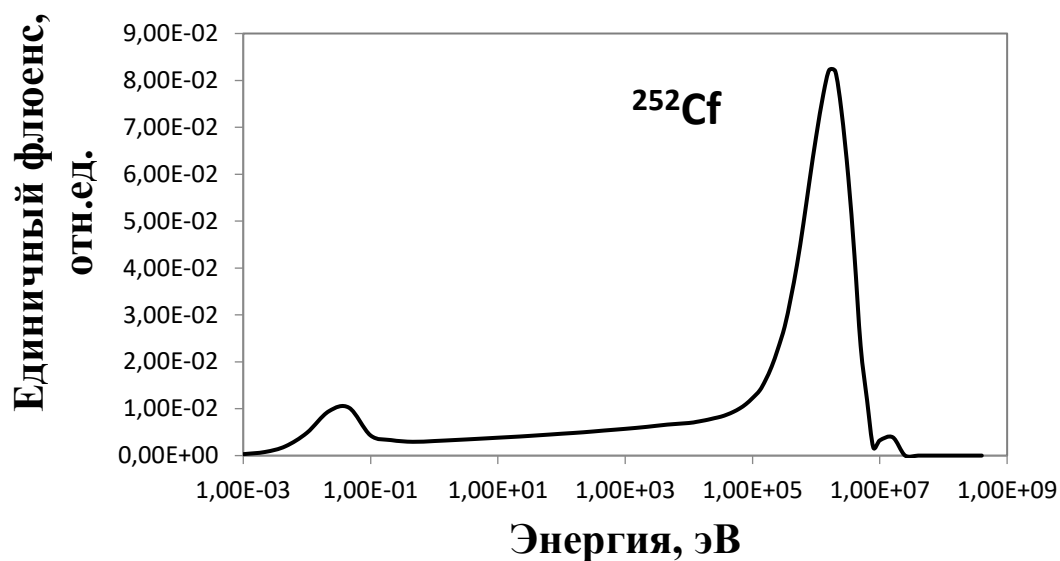


Рисунок 1.3 – Спектр спонтанного деления [25]

Используя различные ядерные реакции, можно получить пучки моноэнергетических нейтронов в интервале энергий от нескольких килоэлектронвольт до максимальных энергий первичного пучка.

Разброс нейтронов по энергии определяется флуктуациями энергии бомбардирующих частиц, а также изменением энергии частиц в материале мишени или окошка, если мишень газовая. Кроме того, разброс по энергиям может определяться зависимостью энергии угла вылета нейтрона из мишени.

Под угловым распределением нейтронов, получаемых на ускорителях, понимают зависимость числа нейтронов, испускаемых мишенью ускорительного устройства в единичном телесном угле, от угла между направлением бомбардирующей частицы и направлением вылета нейтронов. Угловое распределение нейтронов, как правило, различно для различных реакций в системе центра инерции и в лабораторной системе.

Нейтронные генераторы

Конструктивные характеристики нейтронных генераторов таковы, что сильноточные пучки протонов и/или дейтронов используются для получения

быстрых нейтронов посредством следующих наиболее распространенных реакций:



В реакции $T(D, n){}^4\text{He}$ выделяется энергии около 17,6 МэВ. Применяя основную теорию энергии и импульса, которая требует, чтобы более легкая частица приобретала большее количество энергии, можно определить, что нейтрон будет иметь энергию примерно 14,6 МэВ.

Применяя те же расчеты к реакции $D(D, n){}^3\text{He}$, можно определить, что энергия нейтрона составляет около 2,6 МэВ.

Поскольку энергии ядерных реакций больше энергии ускоряемых частиц, нейтроны вылетают из мишени почти с одинаковыми энергиями. Нейтроны, образовавшиеся в реакции $T(D, n){}^4\text{He}$, вылетают из мишени практически изотропно. Угловое распределение нейтронов из реакции $D(D, n){}^3\text{He}$ имеет небольшой максимум в направлении дейтронного пучка, что позволяет осуществить коллимацию нейтронного пучка. Для генерации нейтронов применяют и другие ядерные реакции, например, ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$, ${}^9\text{Be}(p, n){}^9\text{B}$, ${}^7\text{Li}(d, n){}^8\text{Be}$, ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$. В этом случае получение моноэнергетических нейтронов проблематично.

1.1.3. Нейтроны, получаемые в ядерных реакторах

Согласно [22], источниками нейтронов в ядерном реакторе независимо от его типа являются:

1. Мгновенные нейтроны, сопровождающие процесс деления ядер.
2. Запаздывающие нейтроны, которые испускаются сильно возбужденными ядрами при бета-распаде осколков деления. Таких нейтронов от 0,002 до 0,007 на деление. Период распада – от 0,18 до 54,3 сек.
3. Нейтроны активации, образующиеся при распаде продуктов ядерных реакций в активной зоне.
4. Фотонейтроны, возникающие при (γ, n) -реакциях $({}^2\text{H}(\gamma, n){}^1\text{H})$.

При остановке цепной реакции деления в реакторной установке мгновенные нейтроны исчезают практически сразу, а запаздывающие и активационные – через некоторое время. В результате основными источниками нейтронов в активной зоне становятся фотонейтронные реакции. Одновременно относительно активно проявляются и другие источники нейтронов [22]. Один из таких источников – спонтанное деление ^{238}U . Накопившиеся в топливе ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu и некоторые изотопы кюрия и калифорния (^{252}Cf и ^{254}Cf) также являются источниками нейтронов спонтанного деления. Кроме того, в топливе накапливается много актиноидов, являющихся альфа-излучателями, а поскольку эти излучатели окружены атомами кислорода (исходное топливо – двуокись урана UO_2), велика вероятность (α, n) -реакции на кислороде.

Спектры мгновенных и запаздывающих нейтронов

Запаздывающие нейтроны, появляющиеся от распада их предшественников, т. е. зависящие от нуклида и номера группы, характеризуются энергетическими спектрами. Спектр запаздывающих нейтронов $\chi_d^i(E)$ несколько мягче спектра мгновенных нейтронов того же нуклида, т. е. спектр имеет меньшую среднюю энергию ($\leq 0,5$ МэВ) по сравнению со средней энергией спектра мгновенных нейтронов (около 2 МэВ). Спектры нейтронов деления (рис. 1.4) до недавнего времени рассчитывались в программах подготовки нейтронных сечений в предположении, что эти спектры описываются формулой Уатта [23]:

$$\chi(E) = \frac{2 \cdot \exp(-\frac{a \cdot b}{4})}{a \sqrt{\pi \cdot a \cdot b}} \cdot \exp(-E/a) \cdot \text{sh}(\sqrt{b \cdot E}), \quad (1.8)$$

где a – параметр, равный 1,03;

b – параметр, равный $0,858 \cdot \nu - 0,436$;

ν – среднее количество нейтронов деления.

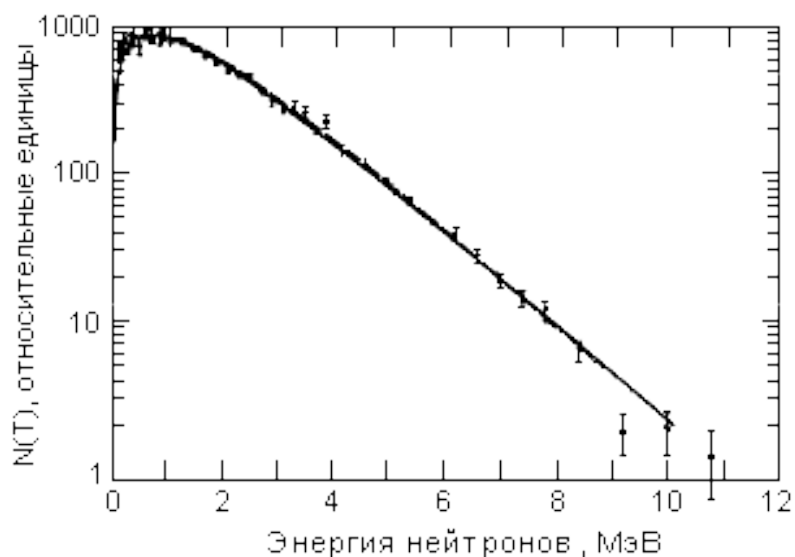


Рисунок 1.4 – Спектр нейтронов деления

1.2. Методы определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

Методы нейтронной спектрометрии можно разделить на 7 групп по принципу детектирования и измерения энергии нейтронов:

- метод, основанный на измерении энергии ядра отдачи после упругого столкновения с нейтроном; метод, основанный на измерении энергии заряженных частиц, вылетающих при ядерных реакциях под действием нейтронов;
- метод измерения скорости нейтронов; пороговый метод, в котором минимальная энергия нейтронов определяется в результате появления нейтрон-индуцированного эффекта, такого как радиоактивность, определенная энергия гамма-излучения или фазовый переход;
- метод, в котором энергетическое распределение нейтронов определяется с помощью решения обратной задачи по результатам измерения интегральных характеристик, определяющихся откликом детектора в зависимости от энергии нейтронов;
- методы, основанные на дифракции нейтронов;
- времяпролётный метод.

Большинство современных нейтронных спектрометров основаны на методах, которые были разработаны до 1960 г. Спектрометры на ядрах отдачи использовались еще до 1960 г. так же, как и ионизационные камеры и пропорциональные счетчики [28], пузырьковые камеры [29], ядерно-эмульсионные детекторы [30], органические сцинтилляторы [31], размножители [32, 33] и спектрометры [34]. Нейтронные спектрометры, основанные на измерении энергии заряженных продуктов ядерных реакций, включая ^3He -пропорциональный спектрометр [35] и $^6\text{LiI}(\text{Eu})$ -сцинтилляторы [34, 36] начали использоваться позднее. Времяпролётный метод [37] и активационный метод [38] также были известны в этот период.

С 1960 по 1979 г. были созданы методы на основе сфер Боннера [7], а также улучшены методики нейтронной спектрометрии, основанной на газовых ионизационных детекторах [39] и сцинтилляционных детекторах [40]. Одним из наиболее важных открытий было разработка методов компьютерного восстановления дифференциального спектра [40–43]. Другими значимыми разработками в течение этого периода были первые испытания полупроводникового детектора для нейтронной спектрометрии [44] и создание пузырькового детектора [45].

С 1980 по 1998 г. был сделан большой вклад вычислительной техники в спектрометрию нейтронов. Были улучшены методы комплексного вычисления, например, метод Монте-Карло. Данные методы применяются, во-первых, к моделированию функций откликов дозиметров для определения эффективности системы нейтронного детектирования. Во-вторых, для восстановления спектрального флюенса нейтронов из показаний детектора. Матрицы откликов преимущественно основаны на рассчитанных функциях откликов, которые должны быть подтверждены экспериментальными данными. Одним из наиболее важных показателей качества нейтронного спектрометра выделяют то, насколько известна и понятна его матрица отклика. Компьютерные коды, разработанные для этих операций, хотя и жизненно важные для нейтронной спектрометрии, слишком многочисленны [46–49], чтобы перечислять их все.

В настоящее время ведется активное развитие метода восстановления нейтронного спектра на основе нейронных сетей [50, 51]. В результате того, что получаемые данные с мультисферного спектрометра Боннера – интегрированы, необходимо производить восстановление спектра. Данная процедура, во-первых, – некорректно поставленная с математической точки зрения задача, требующая наличия углубленных знаний в области решения интегральных уравнений, а во-вторых, для решения такого круга задач, как правило, требуется заранее определенная априорная, информация о восстанавливаемом спектре. Настоящим открытием стали нейронные сети. За счет того, что обучающая выборка может быть подобрана в широком диапазоне энергий, метод, использующий нейронные сети, точен и быстр.

1.2.1. Постановка задачи

Задачей спектрометрии нейтронов является определение распределения плотности потока или флюенса по энергии. Методы спектрометрии – одни из наиболее сложных в экспериментальной ядерной физике. Зачастую экспериментатор сталкивается с необходимостью восстановления спектра из набора экспериментальных данных путем решения некорректной задачи. Пусть N_i – набор экспериментальных значений при использовании m детекторов, тогда:

$$N_i = \int \varphi(E)R_i(E)dE, \quad i = 1, \dots, m, \quad (1.9)$$

где $\varphi(E)$ – дифференциальная энергетическая плотность потока нейтронов;

$R_i(E)$ – зависимость эффективности регистрации детектора от энергии.

Задача состоит в определении $\varphi(E)$ спектра нейтронов.

1.2.2. Методы определения спектров нейтронов

Времяпролетный метод

Определение энергии нейтрона по времени пролета хорошо известного расстояния – базы – наиболее прямой метод нейтронной спектрометрии. Метод времени пролета был развит и нашел широкое применение в экспериментах с

тепловыми и медленным нейтронами. Развитие электроники привело к созданию быстрых схем с разрешающим временем в наносекундном диапазоне, разработаны временные фотоумножители с разбросом времени собирания около наносекунды и пластиковые сцинтилляторы с временем высвечивания того же порядка. Все это позволило применить метод по времени пролета и для спектрометрии быстрых нейтронов. Чтобы измерить время пролета нейтроном базы, необходимо достаточно точно зафиксировать моменты начала движения вдоль базы и регистрации в конце пролетного расстояния. Момент начала полета вдоль базы определяют по регистрации частицы, сопутствующей рождению нейтрона в той или иной ядерной реакции, счетчиком, установленным вблизи мишени.

Метод сопутствующих частиц применяется при спектрометрических исследованиях с нейтронами, рожденными в реакциях $D(D, n)^3\text{He}$ и $T(D, n)^4\text{He}$, когда регистрируются ионы гелия. Сопутствующей частицей может быть и фотон, например в $Pu(\alpha, n)Be$ -источниках выход 50–70 % нейтронов сопровождается вылетом фотона.

В качестве импульсных источников нейтронов применяют мишени из свинца или урана, облучаемые короткими импульсами высокоэнергетических электронов, или импульсные подкритические сборки, возбуждаемые короткими импульсами тормозного излучения. Частоту радиационных импульсов подбирают такой, чтобы не регистрировать медленные нейтроны предыдущих вспышек. Такие нейтроны называются рециклическими, и их стараются исключить, используя различные поглощающие фильтры. Для спектрометрии тепловых и медленных нейтронов применяют электромеханические одно- и многоцелевые селекторы, устанавливаемые в каналах реакторов [52].

Нейтроны вплоть до 14–20 МэВ можно считать нерелятивистскими частицами, поэтому время пролета t базового расстояния l связано с энергией формулой:

$$E = \frac{ml^2}{2t^2}. \quad (1.10)$$

Так как общее количество нейтронов за какое-либо время измерения не зависит от разбиения их по энергетическим или временным интервалам, то справедливо равенство:

$$\int_t \varphi(t)dt = \int_E \varphi(E)dE, \quad (1.11)$$

тогда

$$\varphi(t)dt = \varphi(E)dE, \quad (1.12)$$

откуда получаем:

$$\varphi(E) = 957 \cdot 10^{-7} \left(\frac{t^3}{l^2}\right) \varphi(t). \quad (1.13)$$

Важнейшей характеристикой любого спектрометра является его энергетическое разрешение, которое для времяпролетного спектрометра равно:

$$\frac{\Delta E}{E} = 0,0277 \sqrt{E} \left(\frac{\Delta t}{l}\right). \quad (1.14)$$

Неопределенность временного интервала приводит к ухудшению энергетического разрешения, которое будет проявляться тем сильнее, чем выше энергия нейтрона. Погрешность определения пролетного расстояния приводит к той же самой погрешности во всем диапазоне исследуемых энергий. Удобно характеризовать спектрометры по времени пролета величиной $\frac{\Delta t}{l}$, нс/м. При больших энергиях разрешение $\frac{\Delta E}{E}$ определяется точностью измерения времени пролета, а при малых энергиях – моноэнергетичностью первичного пучка нейтронов.

Метод протонов отдачи

При упругом рассеянии нейтронов в веществе возникают ядра отдачи, энергия которых E_A связана с начальной энергией нейтронов E соотношением:

$$E_A = \alpha E \cos^2 \vartheta, \quad (1.15)$$

где ϑ – угол рассеяния;

α – коэффициент, равный:

$$\alpha = \frac{4mM_A}{(m+M_A)^2} \approx \frac{4A}{(1+A)^2}, \quad (1.16)$$

где m – масса нейтрона;

M_A – масса ядра отдачи.

Если на водородсодержащее вещество падает нейтронное излучение с энергетическим спектром $\varphi(E)$, то спектр протонов отдачи описывается выражением:

$$u(E_p) = \text{const} \int_{E_p}^{E_{\max}} \frac{\varepsilon(E)}{E} \varphi(E) dE, \quad (1.17)$$

где $\varepsilon(E)$ – эффективность детектора.

Дифференцируя это выражение, получаем:

$$\varphi(E) = - \frac{E}{\varepsilon(E)} \cdot \frac{du(E_p)}{dE_p} \Big|_{E_p=E}. \quad (1.18)$$

Таким образом, измеряя энергетический спектр протонов отдачи, можно получить искомый энергетический спектр нейтронов. Задача решения уравнения является некорректной, что порождает известные трудности при восстановлении спектра по аппаратурным данным.

Метод шаровых замедлителей

Мультисферный метод спектрометрии нейтронов (метод шаровых замедлителей) приобретает в настоящее время все большую популярность. Растущая популярность мультисферного метода объясняется его относительной доступностью, простотой процесса измерения, широтой охватываемого диапазона энергий, высокой чувствительностью. Эти качества позволяют использовать мультисферный спектрометр для решения широкого круга задач прикладной ядерной физики. Энергетический диапазон спектрометра в обычном варианте составляет 0,025 эВ – 15 МэВ. Однако есть примеры использования спектрометра для измерений нейтронных спектров в области энергий до 150 МэВ [53].

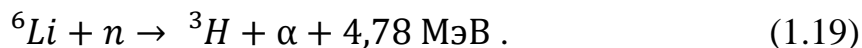
Суть мультисферного метода заключается в том, что в процессе измерения счетчик тепловых нейтронов последовательно размещают в центре сферических замедлителей (например, полиэтиленовых) различного диаметра. Зная функции чувствительности таких сферических детекторов, можно по измеренным скоростям счета восстановить спектр нейтронов.

Мультисферный метод относится к неклассическим методам спектрометрии. Его важной особенностью является возможность варьировать

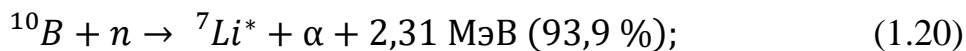
функции чувствительности в широких пределах, изменяя размеры, структуры и состав сферических замедлителей.

Различные модификации конструкции мультисферного спектрометра определяются в основном типом используемого детектора нейтронов и связанной с ним аппаратуры, а также размерами, структурой и составом замедлителей. Впервые мультисферный метод и конкретный вариант спектрометра были предложены Боннером [7].

Чаще всего детектором тепловых нейтронов в мультисферном спектрометре служит неорганический кристаллический сцинтиллятор ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$, регистрация нейтронов в котором осуществляется посредством реакции:



Достаточно высокая энергия продуктов реакции дает возможность выделить импульсы от нейтронов на фоне более слабых импульсов от гамма-излучения с помощью простой амплитудной дискриминации. Для улучшения дискриминации гамма-фона толщину кристалла делают небольшой – от 1 до 4 мм. Наряду с этим в мультисферном спектрометре применяют сцинтиллятор $\text{ZnS}(\text{Ag}) + {}^{10}\text{B}$, который представляет собой обогащенный бором пластмассовый цилиндр с диспергированными в нем кристаллами $\text{ZnS}(\text{Ag})$. Такой сцинтиллятор малочувствителен к гамма-излучению, так как размеры кристаллов $\text{ZnS}(\text{Ag})$ весьма малы (0,3–0,5 мм). Детектирование нейтронов осуществляется посредством реакции:



По сравнению с кристаллом ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$ сцинтиллятор $\text{ZnS}(\text{Ag}) + {}^{10}\text{B}$ имеет преимущества, так как не требует специальной упаковки и малочувствителен к гамма-фону.

Находят применение в мультисферном спектрометре и пропорциональные счетчики, наполненные BF_3 или ${}^3\text{He}$. Принципиального различия между сцинтилляционными и пропорциональными счетчиками нет, так как для детектирования нейтронов используются те же реакции. Хотя

эффективность пропорциональных счетчиков меньше, чем сцинтилляционных, они получают все более широкое распространение благодаря тому, что не требуют применения фотоумножителей и световодов, т. е. проще в эксплуатации.

Удобнее всего применять в мультисферном спектрометре полупроводниковый детектор. Он не требует высокого напряжения питания, позволяет упростить конструкцию и эксплуатацию спектрометра, повысить его надежность без потерь чувствительности к нейтронам. Такой детектор может быть практически нечувствителен к гамма-излучению.

При измерениях нейтронных полей высокой интенсивности или импульсных полей целесообразно применять в мультисферном спектрометре индиевую или золотую фольгу, термолюминесцентные детекторы ${}^6\text{LiF}$ и ${}^7\text{LiF}$. Эти детекторы позволяют проводить измерения при значениях флюенса нейтронов $10^6 - 10^7$ нейтр./см².

Существуют различные варианты мультисферного спектрометра по размерам, составу и структуре замедлителей. Наиболее распространенный вариант состоит из детектора нейтронов без замедлителя и замедлителей сферической формы диаметром 2, 3, 5, 8, 12 дюймов. В набор могут входить и другие по размерам замедлители, чаще всего диаметром 10, 11 и 18 дюймов. Как правило, в качестве замедлителя используют полиэтилен или парафин.

Гетерогенные замедлители со слоями кадмия или бора, а также с борной добавкой в материале замедлителя применяются, чтобы избежать линейной зависимости функции чувствительности в области малых энергий нейтронов [54]. В области сверхбыстрых нейтронов с той же целью применяют слои из меди [55].

1.2.3. Методы восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения для мультисферных спектрометров

При оценке экспериментальных данных часто сталкиваются с так называемой проблемой деконволюции, или развертывания, которую можно в общем сформулировать следующим образом:

$$g(x) = \int A(x, y)f(y)dy. \quad (1.22)$$

Это интегральное уравнение Фредгольма первого рода, где $g(x)$ – скорость счета нейтронов, полученная с помощью детектора, помещенного в сферы-замедлители различного диаметра; $A(x, y)$ – матрица откликов детектора внутри сфер-замедлителей различного диаметра; $f(y)$ – распределение плотности потока нейтронного излучения.

Применительно к спектрометрии нейтронного излучения возникают следующие трудности:

- как правило, у уравнения (1.20) нет аналитического решения;
- должна быть определена функция отклика измерительного прибора.

Это может быть сделано путем комбинации стохастических (или детерминированных) вычислений с экспериментом. Неопределенности, связанные с функцией A , обычно очень трудно найти.

Уравнение (1.20) может быть записано в дискретном виде:

$$g = Af, \quad (1.23)$$

где $g = (g_1, \dots, g_m)^T$;

A – матрица размерами $m \times n$, $f = (f_1, \dots, f_n)^T$.

Линейная система уравнений (1.21) не может быть решена обычными действиями, так как зачастую матрица A является некорректной. Задача восстановления спектра нейтронного излучения требует специальных методов математической обработки для получения достоверного результата.

Метод прямой инверсии

Наиболее простой способ получить энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения f – домножить левую и правую части уравнения (1.21) на обратную матрицу функций откликов детектора:

$$f = A^{-1}g. \quad (1.24)$$

Задача решения уравнения (1.21) является некорректной, так как не имеет единственного решения, а найденные решения не являются устойчивыми. Хотя стабильность решения может быть улучшена за счет, например, метода

разложения по сингулярным значениям, но неотрицательность решения не может быть гарантирована.

Метод наименьших квадратов: линейная модель

Если для восстановления спектра используется метод наименьших квадратов, необходимо различать приближенное решение и «истинное» решение.

Нахождение приближенного решения означает минимизацию выражения:

$$\chi^2 = (g - Af)^T C_g^{-1} (g - Af), \quad (1.25)$$

где C_g – ковариационная матрица измеренной скорости счета.

Уравнение (1.23) может быть дополнительно расширено еще двумя элементами: априорной информацией о спектре нейтронов и о матрице отклика.

В таком случае можно определить уникальное решение, но формула усложняется. Условие неотрицательности не может быть гарантировано линейной моделью, и априорная информация о нейтронном спектре должна быть хорошей, чтобы метод вообще можно было использовать [56].

Примеры процедур развертывания с использованием линейного метода наименьших квадратов включают STAY'SL [43], LEPRICON [57], MSITER и MINCHI [58].

Метод наименьших квадратов: нелинейная модель

Если требуется гарантировать неотрицательность решения, необходимо применять нелинейную модель. Выражение, которое нужно минимизировать, зависит от конкретной модели, но в целом оно аналогично правой части уравнения (1.23).

Этот метод приводит к итерационному процессу, который обеспечивает условие неотрицательности и может использовать априорную информацию. Вместо прямого вычисления компонентов f_i нейтронного спектра вычисляются их логарифмы или квадраты. Основным недостатком отмечается возможность возникновения колебаний (в основном при большом количестве итераций), что означает, что на результат может существенно повлиять количество итераций.

Используется нелинейная модель, например, SAND-II [42], GRAVEL [59] и LOUHI [60].

Метод наименьших квадратов: линейная регуляризация

Метод линейной регуляризации [61, 62] исходит из естественного требования, чтобы значения спектра в соседних энергетических группах не сильно колебались; их лучше связать вместе.

Поэтому мы расширяем минимизированное выражение χ^2 некоторым критерием S «гладкости» решения:

$$\chi^2 + \alpha S, \quad (1.26)$$

где α – параметр.

Если $\alpha \approx 0$, мы получаем осцилляции решения, удовлетворяющие χ^2 критерию.

Другая степень свободы – выражение S :

$$S \equiv \sum_{i=2}^{n-1} (2f_i - f_{i+1} - f_{i-1})^2. \quad (1.27)$$

Дискретная форма выражения (1.25):

$$\int_M [f''(x)]^2 dx, \quad (1.28)$$

также известная как регуляризация Тихонова.

Метод максимума энтропии

Метод максимума энтропии решает проблему восстановления следующим образом: мы рассматриваем нейтронный спектр как n -мерный случайный вектор. Пусть параметры функции распределения вероятностей зависят от результатов измерений скорости счета g и матрицы отклика A . Тогда мы принимаем ожидаемое значение этого распределения как результирующий спектр нейтронов.

Этот подход особенно эффективен в спектрометрии с малым количеством энергетических диапазонов. Матрица отклика имеет строго прямоугольную форму, т. е. размер спектра нейтронов намного превышает размер результатов измерений скорости счета: $\dim(f) \gg \dim(g)$. Пространство возможных решений

уравнения (1.21) огромно, и выбор одного конкретного нейтронного спектра затруднен.

Из статистики и теории информации [63] известно, что случайный вектор имеет такую плотность вероятности $P(x)$, которая максимизирует энтропию, определяемую как:

$$S = - \int_N P(x) \log (P(x)) dx. \quad (1.29)$$

Первое использованное распределение – многомерное нормальное распределение. Функция плотности принимает вид:

$$P(x) = C_1 \exp \left(-\frac{\alpha \chi^2}{2} \right), \quad (1.30)$$

где C_1 – нормализующая константа;

χ^2 – параметр, равный $(Ax - g)^T C_g^{-1} (Ax - g)$.

Параметр α может быть получен из условия $E(\chi^2) = n$ (при применении метода Монте-Карло).

Вычисление ожидаемого значения (вектора) для этого распределения довольно сложно, и необходимо использовать численные методы. Например, код МІЕКЕ [59] использует подход Монте-Карло с выборкой по важности. Результирующий нейтронный спектр оценивается как:

$$f = \frac{1}{N} \sum_{j=1}^N f^j, \quad (1.31)$$

где N – количество сгенерированных значений;

f^j – значение при j -й генерации.

Когда нормальное распределение заменяется на экспоненциальное, вычисления становятся более простыми [63]. Плотность вероятности при экспоненциальном распределении может быть выражена как:

$$P(x) = C_2 \exp(-b^T Ax), \quad (1.32)$$

где вектор b – решение простой нелинейной системы;

C_2 – параметр, равный $\prod_{k=1}^n (A^T b)_k$.

Результирующий нейтронный спектр оценивается как:

$$f_i = \frac{1}{(A^T b)_i}, \quad 1 \leq i \leq n. \quad (1.33)$$

Кроме того, Вайз [64] доказал, что при $n \rightarrow \infty$ ожидаемые значения идентичны для обоих распределений (1.28) и (1.30). Код UNFANA работает таким образом [65].

Метод максимального правдоподобия

Оценка максимального правдоподобия – это стандартный статистический инструмент для точечных оценок. Для максимизации функции правдоподобия мы используем общий итерационный алгоритм под названием Expectation Maximization, первоначально разработанный для реконструкции изображений в астрономии, медицине и т. д.

Теоретически нейтронный спектр является непрерывной функцией. С другой стороны, измерительный прибор позволяет проводить измерения только в конечном числе точек; таким образом, мы делим действительную ось на конечное число (обычно равноудаленных) энергетических интервалов (групп).

Эксперименты показывают, что если энергетические интервалы достаточно узкие, то количество частиц с энергией, попадающих в интервал, имеет распределение Пуассона, поэтому естественно моделировать спектр нейтронов случайным вектором с компонентами, распределенными по Пуассону. В целях упрощения мы можем далее предположить, что компоненты взаимно независимы.

Предположим, что нейтронный спектр является случайным вектором $\hat{f} = (\hat{f}_1, \dots, \hat{f}_n)^T$, который удовлетворяет:

1. $\hat{f}_i \sim Po(f_i)$, т. е. i -й компонент \hat{f} – случайная величина с Пуассоновским распределением с неизвестным параметром f_i ; функция вероятности компонента \hat{f}_i определяется как $\exp(-f_i) \cdot \frac{f_i^{x_i}}{x_i!}$ (x_i – независимая переменная).
2. Компоненты \hat{f} – взаимно независимые.

Как следствие: совместная функция вероятности вектора \hat{f} может быть выражена как:

$$F(x_1, \dots, x_n) = \prod_{i=1}^n \exp(-f_i) \cdot \frac{f_i^{x_i}}{x_i!}. \quad (1.34)$$

Предполагая, что результаты измерений скорости счета g – случайный вектор $\hat{g} = (\hat{g}_1, \dots, \hat{g}_n)^T$ и a_{ij} – компоненты матрицы откликов, можно записать:

$$\hat{g}_i = \sum_{j=1}^n a_{ij} \hat{f}_j, \quad 1 \leq i \leq n. \quad (1.35)$$

Вследствие свойств распределения Пуассона мы получаем:

1. \hat{g}_i – случайная величина с распределением Пуассона с параметром $\underline{g}_i = \sum_{j=1}^n a_{ij} f_j$.

2. Компоненты \hat{g} – взаимно независимые. Перемножение матриц является линейным преобразованием.

Реализацией случайного вектора \hat{g} являются результаты измерений скоростей счета g . Таким образом, функция правдоподобия параметров $f = (f_1, \dots, f_n)^T$ для g :

$$L(f) = \prod_{i=1}^n \exp(-\underline{g}_i) \cdot \frac{\underline{g}_i^{g_i}}{g_i!}. \quad (1.36)$$

Результирующий нейтронный спектр f является максимумом уравнения (1.36). Очевидно, что вместо непосредственной максимизации уравнения (1.36) можно максимизировать его логарифм:

$$l(f) = \ln(L(f)) = -\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^n a_{ij} f_j + \sum_{i=1}^n g_i \ln\left(\sum_{j=1}^n a_{ij} f_j\right) - \sum_{i=1}^n \ln(g_i!). \quad (1.37)$$

Для дальнейшего упрощения матрицу отклика можно нормализовать:

$$\sum_{j=1}^n a_{ij} = 1, \quad 1 \leq j \leq n. \quad (1.38)$$

В этом случае можно показать [65], что достаточные условия для максимизации $\mu = (\mu_1, \dots, \mu_n)^T$ будут иметь форму:

$$0 = f_i \frac{\partial l(f)}{\partial f_i} \Big|_{\mu} = -\mu_i + \mu_i \sum_{j=1}^n \frac{g_i a_{ij}}{\sum_{k=1}^n \mu_k a_{jk}}, \quad (1.39)$$

$$\frac{\partial l(f)}{\partial f_i} \Big|_{\mu} \leq 0, \text{ если } \mu_i = 0, \quad (1.40)$$

где для всех $1 \leq i \leq n$.

Из уравнения (1.37) легко получить итерационную формулу для Expectation Maximization алгоритм:

$$f_i^{(k+1)} = f_i^{(k)} \sum_{j=1}^n \frac{g_j a_{ij}}{\sum_{l=1}^n f_l^{(k)} a_{jl}}. \quad (1.41)$$

Можно доказать следующие свойства Expectation Maximization алгоритма [66]:

1. Алгоритм Expectation Maximization сходится. Более того, для каждого k получаем $l(f^{(k)}) < l(f^{(k+1)})$.

2. Если начальное приближение $f^{(0)}$ и вся матрица отклика A , и результаты измерений скоростей счета g неотрицательны, то же самое относится и ко всем приближениям $f^{(k)}$.

3. Для каждого приближения $f^{(k)}$:

$$\sum_{i=1}^n f_i^{(k)} = \sum_{j=1}^n g_j. \quad (1.42)$$

Это означает, что сумма импульсов остается постоянной на всех этапах, т. е. алгоритм только перераспределяет их между различными энергетическими группами.

Метод оценки параметра

В этом подходе мы концептуально дальше от прямой инверсии, чем в предыдущих подходах. Здесь вводится модель спектра $f = f(E; \lambda_a)$, которая зависит от набора параметров $\{\lambda_a\}$, и для решения выбирается набор параметров, который обеспечивает наилучшее соответствие. Простейшим примером оценки параметров является расширение набора базисных функций:

$$f = \sum_a \lambda_a f_a(E). \quad (1.43)$$

С этим типом выражения легко работать, поскольку он линеен по параметрам, но такая функциональная форма часто имеет ограниченное применение. Обычно необходимо вводить более сложные параметризации, чтобы получить реалистичное представление спектра, т. е. параметризации, в которых спектр является нелинейной функцией параметров. Таким образом, задача получения параметров, обеспечивающих оптимальное соответствие, в частности, в общем нелинейном случае, представляется трудной, но выполнимой при должном уровне автоматизации вычислений.

Выводы

1. Для описания основных характеристик полей нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии необходимо применение простых, надежных, мобильных средств измерений, позволяющих оперативно и достоверно получать необходимую информацию о характеристиках нейтронных полей. Наиболее подходящим средством определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения является мультисферный спектрометр.

2. Основными недостатками описанных в главе методов восстановления энергетического распределения являются: низкое количество энергетических групп, отсутствие неотрицательности решения, сложность математической модели, необходимость использования априорной информации. Отдельно можно выделить метод подбора параметров, который не обладает вышеописанными недостатками и в своей основе имеет физическое описание энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения.

ГЛАВА 2. РАЗРАБОТКА СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЯ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

В России достаточно давно были разработаны средства измерения для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, такие как дозиметр-спектрометр нейтронов ДСН производства НПП «Доза» [67], спектрометр-дозиметр нейтронов и гамма-квантов UNSD-15 (SDMF-1608SN) производства ООО «Центр АЦП» [68]. Также подобные приборы представлены на зарубежном рынке, подробнее о них можно узнать из работ [69–71]. Однако на момент проведения работ, описанных в настоящей диссертации, в ФИФ ОЕИ информация о СИ, способных проводить определение энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, отсутствует. При работе в сфере государственного регулирования по обеспечению единства измерений необходимо соблюдать требования ФЗ-102 [72]: использовать СИ, СО, эталоны, методики измерений, прошедшие метрологическую аттестацию в установленном порядке аккредитованными органами на проведение соответствующих видов работ. Ввиду отсутствия спектрометров нейтронного излучения, внесенных в ФИФ ОЕИ, было принято решение о создании прибора на основе сфер Боннера.

2.1. Описание технического решения

Детектор тепловых нейтронов

Несколько типов детекторов тепловых нейтронов могут быть использованы в мультисферном спектрометре, в зависимости от решаемых задач. Мультисферный спектрометр изначально созданный для работы с цилиндрическим сцинтиллятором $\text{LiI}(\text{Eu})$ размерами 4 x 4 мм, был применен для активных и пассивных детекторов тепловых нейтронов. Активные детекторы в силу своей высокой чувствительности часто используются в полях низкой интенсивности. Применение таких детекторов в импульсных полях или в присутствии сильного электромагнитного поля может привести к неверным результатам. Еще одним недостатком является чувствительность к гамма-

излучению, что сужает область применения активных детекторов в полях с высокой интенсивностью гамма-излучения.

Счетчики на основе ^3He находят широкое применение в экспериментах по регистрации тепловых нейтронов [73–75]. Так как сечение ядерной реакции $^3\text{He}(n, p)\text{T}$ достигает большого значения для тепловых и медленных нейтронов ($\approx 5,4 \cdot 10^{-21} \text{ см}^2$ для нейтронов с энергией 0,025 эВ), а газ ^3He – наполнитель гелиевых счетчиков, то эффективность регистрации нейтронов достигает максимальных значений в области указанных энергий. По этой причине, а также в связи с низкой вероятностью присоединения электронов к ^3He и простотой конструкции гелиевые счетчики зарекомендовали себя с положительной стороны как детекторы нейтронов.

Кроме реакций $^3\text{He}(n, p)\text{T}$, в объеме счетчика с ^3He под действием нейтронов могут происходить следующие конкурирующие взаимодействия (рис. 2.1):

- 1) $^3\text{He}(n, n')^3\text{He}$ – реакция упругого рассеяния; происходит во всем энергетическом диапазоне нейтронов;
- 2) $^3\text{He}(n, \gamma)^4\text{He}$ – реакция радиационного захвата нейтрона с испусканием гамма-кванта с энергией 20,5 МэВ;
- 3) $^3\text{He}(n, d)\text{D}$ – пороговая реакция образования дейтронов; происходит при энергии нейтронов выше 4,36 МэВ;
- 4) $^3\text{He}(n, np)\text{D}$ – пороговая реакция; происходит при энергии нейтронов выше 7,32 МэВ;
- 5) $^3\text{He}(n, 2np)\text{H}$ – пороговая реакция; происходит при энергии нейтронов выше 10,3 МэВ.

В результате на выходе пропорционального счетчика создаются амплитудные распределения, соответствующие энергетическим потерям от всех заряженных частиц, которые образуются в указанных реакциях.

В настоящей работе в качестве детектора тепловых нейтронов выбран цилиндрический ^3He пропорциональный счетчик Гелий-25/90-10,0/ОЦ

(рис. 2.2, 2.3) с давлением 10 бар внутри цилиндрического активного объема $3,9 \text{ см}^3$ ($\varnothing 2,5 \times 2,5 \text{ см}$) [76].

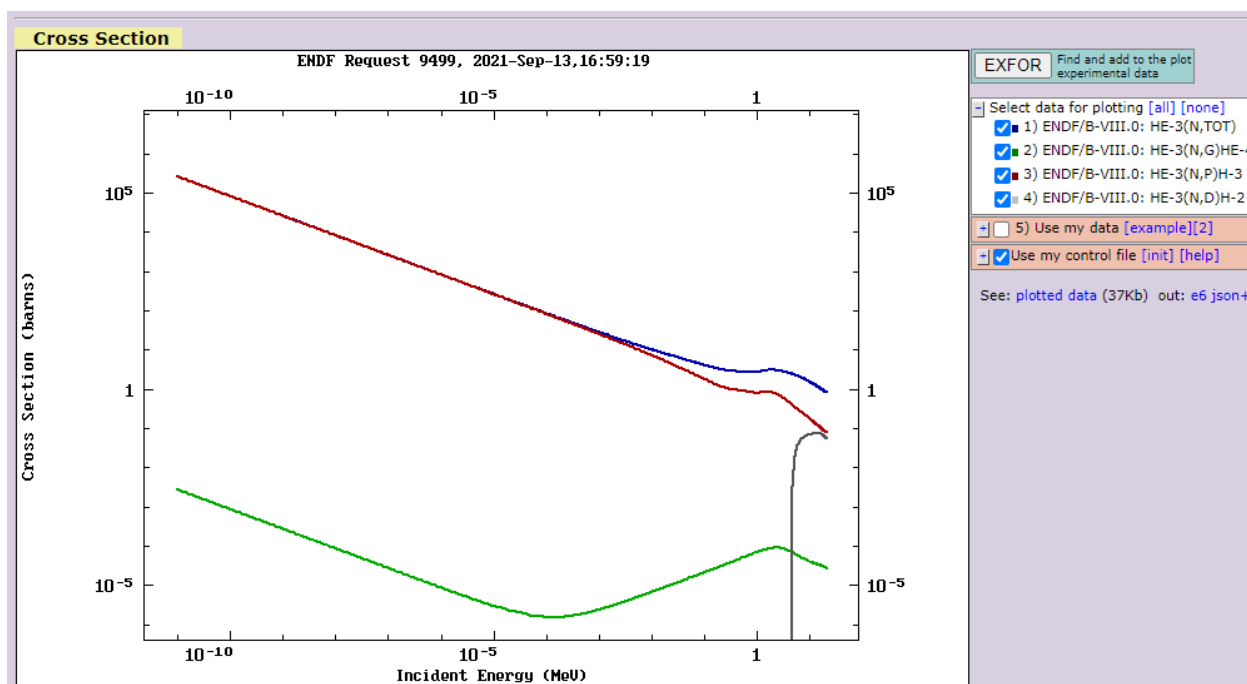


Рисунок 2.1 – Сечения взаимодействия ^3He с нейтронами

Конструктивно счетчик выполнен в виде цилиндрического конденсатора, центральным электродом которого является анод из вольфрамовой нити. Корпус изготовлен из нержавеющей стали. Счетчик заполнен смесью газов ^3He (90 %) и ^{40}Ar (10 %). Типичный счетчик представляет собой заполненную газом трубку с высоким напряжением, приложенным к аноду и катоду. Нейтрон, проходящий через трубку, будет взаимодействовать с атомом ^3He с образованием трития (^3H) и протона. Протон ионизирует окружающие атомы газа, создавая заряды, которые, в свою очередь, ионизируют другие атомы газа в процессе лавинообразного размножения. Как следствие, на аноде счетчика появляется электрический импульс.

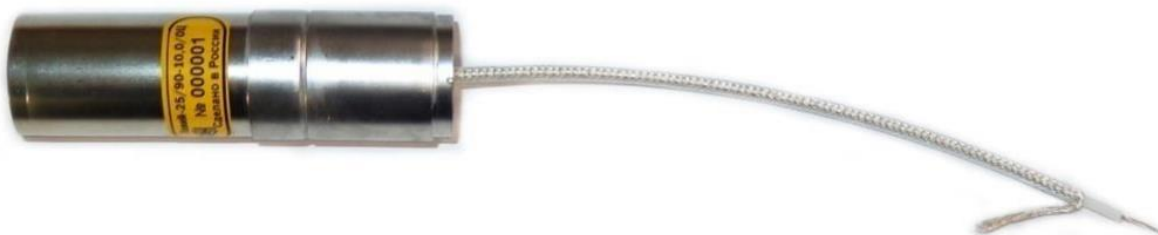


Рисунок 2.2 – Счетчик нейтронов Гелий-25/90-10,0/ОЦ

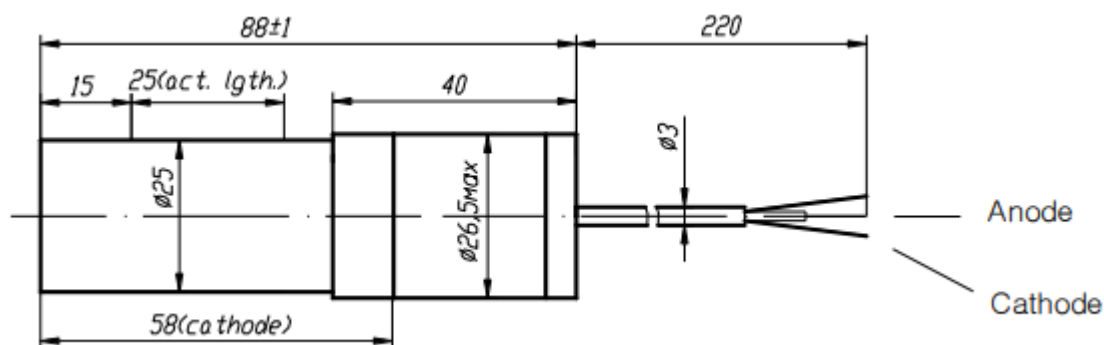


Рисунок 2.3 – Схема счетчика нейтронов Гелий-25/90-10,0/ОЦ

Для счетчика Гелий-25/90-10,0/ОЦ область пропорциональности заключена в пределах от 2 000 до 2 250 В с рекомендуемым рабочим напряжением 2 100 В. Ширина пика на полувысоте при рекомендуемом рабочем напряжении не превышает 15 %. Амплитудный спектр импульсов приведен на рис. 2.4.

Счетчик имеет достаточно малый стеночный эффект. Как показали расчеты и эксперимент, число импульсов с амплитудой меньше $0,75 \cdot A_0$ (A_0 – амплитуда, соответствующая максимуму в распределении) составляет порядка 48 % от общего числа импульсов. Пробег продуктов ядерной реакции в газовом объеме счетчика составляет порядка 3,5 мм. При регистрации нейтронов импульсы с амплитудой $0,75 \cdot A_0$ составляют не более 15 %.

Счетчик размещается внутри блока детектирования (рис. 2.5) совместно с электронной обвязкой. Блок детектирования по стандартному интерфейсу подсоединяется к блоку обработки информации для вывода информации об измеряемых характеристиках на экран.



Рисунок 2.4 – Амплитудный спектр импульсов счетчика Гелий-25/90-10,0/ОЦ

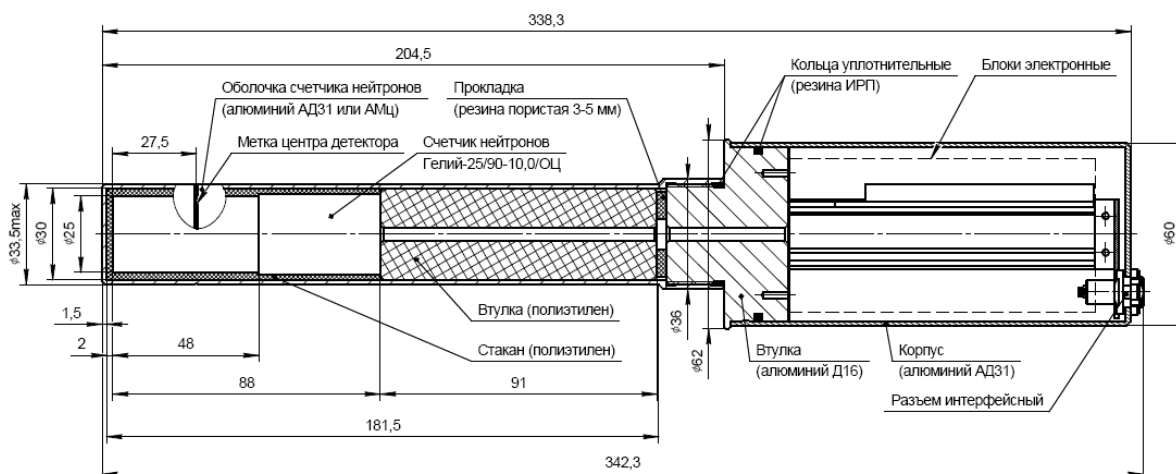


Рисунок 2.5 – Схема размещения счетчика Гелий-25/90-10,0/ОЦ внутри блока детектирования

Набор сфер-замедлителей

Оригинальный сферический спектрометр Боннера содержал 5 полиэтиленовых сфер-замедлителей диаметром 2, 3, 5, 8, 12 дюймов. Важный вопрос, который необходимо решить при проведении измерений мультисферным спектрометром: сколько сфер и каких диаметров следует

использовать для оптимальной производительности и адекватности воспроизведения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения? Идеальный ответ таков: как можно больше сфер при условии, что формы их функций отклика существенно различаются. Математическое обоснование ответа на вопрос [77] заключается в исследовании ранга (т. е. числа ненулевых собственных значений) структурной матрицы:

$$S = R \cdot R^T, \quad (2.1)$$

где R – матрица отклика, а R^T – транспонированная матрица отклика.

Чем больше количество сфер и чем больше похожи формы их откликов, тем больше будет собственных значений с низкой величиной. Если выбран разумный порог отсечения, равный 1 % наибольшего собственного значения, и эффективный ранг, r_{eff} , определяется как количество собственных значений, превышающих этот порог (определяющий количество важных частей информации, которые могут быть извлечены из измерений), значение $r_{eff} = 3$ наблюдается для набора из четырех «удачно» подобранных сфер-замедлителей, а для восьми «удачно» подобранных сфер-замедлителей $r_{eff} = 4$. Дальнейшее увеличение количества сфер-замедлителей приносит некоторое улучшение, но каждое добавление постепенно становится менее важным.

Прагматический способ ответа на поставленный выше вопрос проиллюстрирован на рис. 2.6. На нем показаны результаты измерений в трех очень разных нейтронных полях в помещениях Белоярской атомной электростанции (разница в средних энергиях 120 эВ, 285 кэВ, 2,6 МэВ) в нормализованном масштабе. Кривые представляют собой сплайн-интерполяцию точечных данных, и вся спектрометрическая информация содержится в этих гладких кривых. Набор сфер-замедлителей, используемый при любых измерениях, должен содержать как минимум три сферы-замедлителя, необходимые для правильного построения кривой считывания относительно диаметра сферы-замедлителя. При измерении «а» использовалось только шесть сфер-замедлителей, и очевидно, что все они необходимы для

определения кривой. Для измерения «б» необходимы были сферы-замедлители 4,5; 5 и 6 дюймов, хотя они и являются очень близкими по диаметру, они все необходимы, чтобы определить кривую вокруг довольно острого пика. Сферы-замедлители 3,5 и 8 дюймов, напротив, были несущественными. В поле «в» все четыре сферы-замедлителя диаметром от 5 до 8 дюймов важны для определения вершины кривой.

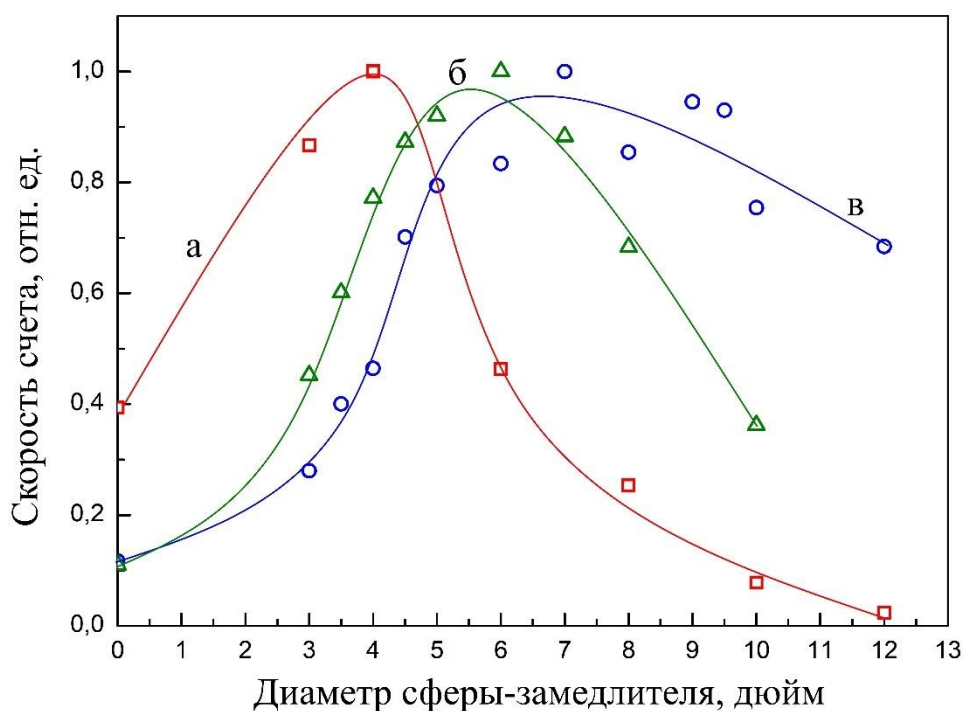


Рисунок 2.6 – Результаты измерения скоростей счета в нейтронных полях, сильно различающихся по форме: а) средняя энергия 120 эВ; б) средняя энергия 285 кэВ; в) средняя энергия 2,6 МэВ.

Проведено восстановление спектров нейтронного излучения с различной средней энергией на основе информации о скорости счета, полученной для разного количества сфер-замедлителей. Измерения скоростей счета были проведены в помещениях Белоярской АЭС. Минимальный набор состоял из 3 сфер-замедлителей 4, 6 и 8 дюймов и измерения с детектором без использования сферы-замедлителя. Максимальный набор состоял из 12 сфер-замедлителей 3, 3,5; 4, 4,5; 5, 6, 7, 8, 9, 9,5; 10, 12 дюймов и измерения с

детектором без использования сферы-замедлителя. Результаты восстановления спектров с различными средними энергиями – 5 кэВ и 2,6 МэВ – представлены в табл. 2.1. Погрешность определения принятого значения плотности потока (ПП) нейтронного излучения для спектра со средней энергией 5 кэВ – 3 %, для спектра со средней энергией 2,6 МэВ – 5 %.

Таблица 2.1 – Относительная разность характеристик восстановленных спектров в зависимости от количества использованных результатов измерений скорости счета

| Кол-во измерений | Спектр со средней энергией 5 кэВ | | Спектр со средней энергией 2,6 МэВ | |
|------------------|----------------------------------|-----------|------------------------------------|-----------|
| | ПП, % | H*(10), % | ПП, % | H*(10), % |
| 4 | -2 | 22 | 32 | 10 |
| 5 | -3 | 23 | 13 | 15 |
| 6 | -5 | 13 | 21 | 21 |
| 7 | -1 | 24 | 12 | 14 |
| 8 | -3 | 22 | 11 | 14 |
| 9 | -2 | 21 | 5 | 15 |
| 10 | -2 | 21 | 6 | 12 |
| 11 | -3 | 16 | 8 | 9 |
| 12 | -3 | 22 | 5 | 1 |
| 13 | — | — | — | — |

Несмотря на то, что для спектра, смещенного в область низких энергий, разность в интегральной плотности потока нейтронного излучения при различных количествах измерений лежит в пределах неопределенности принятого значения интегральной плотности потока, для спектра, смещенного в область высоких энергий, использованное количество измерений скоростей счета для восстановления спектра играет значительную роль. Видно, что только наборы из 12, 13 результатов измерений позволяют адекватно восстановить энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения. В общем случае допустимо использовать набор из 7 результатов измерений для оценок энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, в условиях низкой средней энергии нейтронного излучения.

При проведении измерений на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ), не содержащих ускорителей (энергии нейтронного излучения $< 20 \text{ МэВ}$), целесообразно использовать набор из 6 сфер-замедлителей 3, 4, 6, 8, 10, 12 дюймов, охватывающий в полной мере весь энергетически диапазон. Для более точных оценок энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения может быть применен дополнительный набор сфер-замедлителей.

Большинство существующих нейтронных спектрометров на основе ^3He содержат не более 14 сферических замедлителей различного диаметра [25]. В состав разработанного и изготовленного спектрометра включено 12 полиэтиленовых сфер-замедлителей с номинальными диаметрами 3, 3,5; 4, 4,5; 5, 6, 7, 8, 9, 9,5; 10, 12 дюймов. Все сферические замедлители изготовлены из полиэтилена высокой плотности с добавлением технического углерода для уменьшения старения полиэтилена. Плотность этого материала – $0,96 \text{ г/см}^3$.

Конструкция спектрометра

Был разработан и создан спектрометр нейтронного излучения, состоящий из детектора тепловых нейтронов на основе ^3He пропорционального счетчика и набора полиэтиленовых сфер-замедлителей различного диаметра. Внешний вид спектрометра представлен на рис. 2.7. Техническое решение в составе детектора тепловых нейтронов и сферы-замедлителя диаметром 10 дюймов было включено в качестве блока детектирования БДКН-06 в состав дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М (рис. 2.8). Прибор и техническая документация, а также необходимые испытания для внесения прибора как СИ в ФИФ ОЕИ были выполнены унитарным предприятием «АТОМТЕХ», г. Минск, Беларусь. Для применения дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер-замедлителей в качестве спектрометра нейтронов была разработана, аттестована и внесена в ФИФ ОЕИ методика (метод) измерений «МТ АААА.7031.004-2020 «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней

плотности потока нейтронного излучения» (ФР.1.38.2020.37361) [78]
(Приложение А).

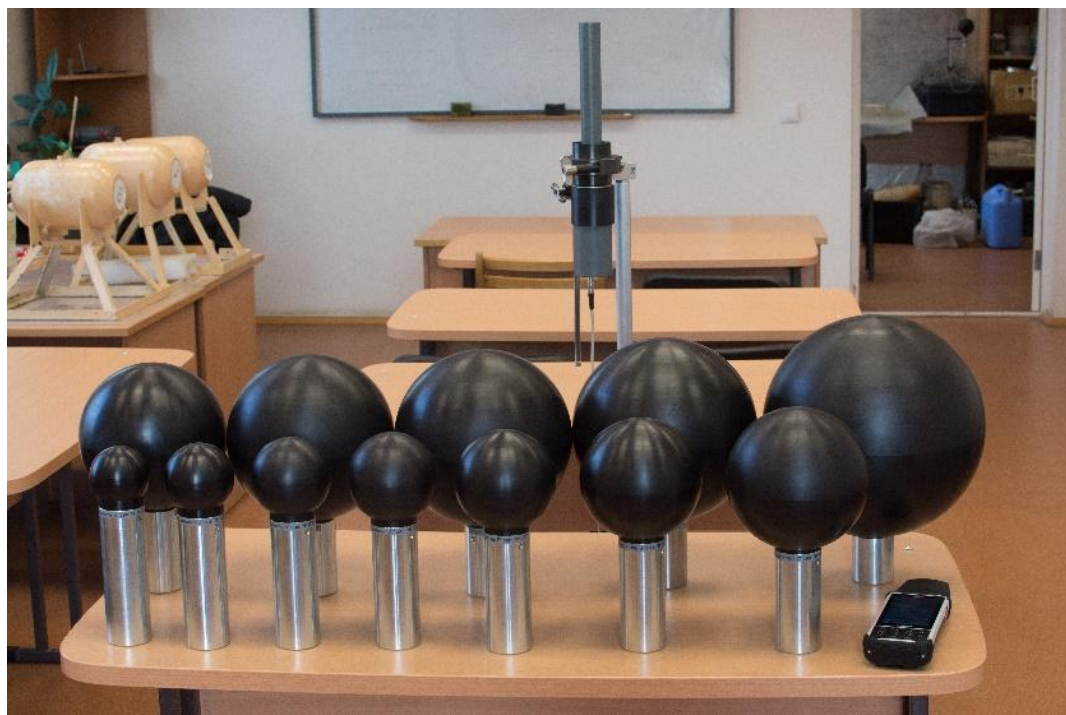


Рисунок 2.7 – Спектрометр



Рисунок 2.8 – Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования
БДКН-06 и сферой диаметром 10 дюймов

2.2. Моделирование отклика спектрометра

Для получения информации об энергетической зависимости чувствительности детектора внутри каждого сферического замедлителя спектрометр был смоделирован с помощью ПО FLUKA [79, 80] на основе метода Монте-Карло. FLUKA – универсальный инструмент для расчета переноса частиц и взаимодействия с веществом, охватывающий широкий спектр областей – от моделирования защиты для протонных и электронных ускорителей до конструкции мишеней, калориметрии, активации, дозиметрии, конструкции детекторов, систем с ускорителем, космических лучей, нейтринной физики, лучевой терапии и др.

Модель детектора состоит из объема детектора, заполненного ^3He , электроники, представленной в виде цилиндра из нержавеющей стали со стальным тросом и помещенными в полиэтиленовый цилиндр, покрытый нержавеющей сталью (рис. 2.5). Модель счетчика со сферическим замедлителем помещалась в сферический объем, заполненный воздухом, но исключаящий рассеяние нейтронов. Имитационная модель представлена на рис. 2.9.

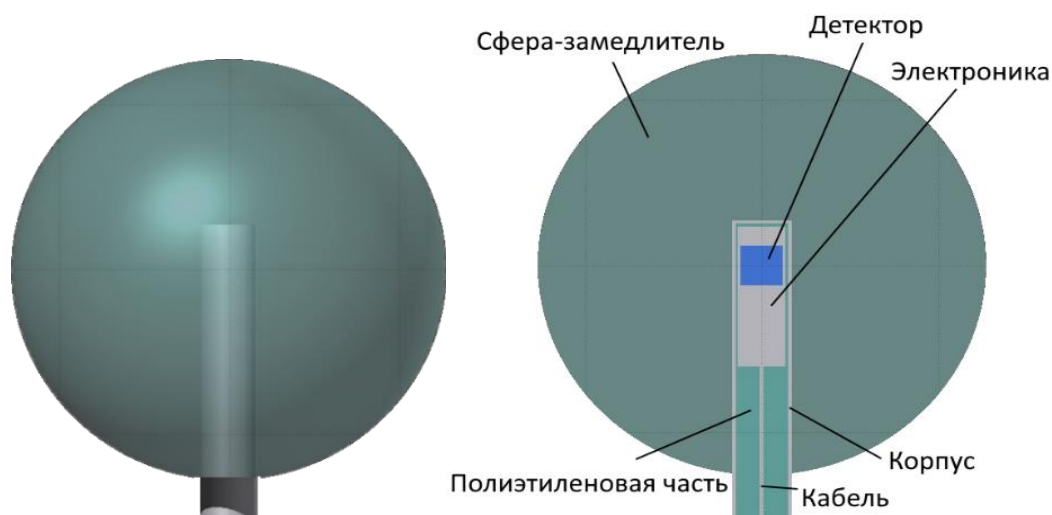


Рисунок 2.9 – Имитационная модель спектрометра

Моделировалось облучение спектрометра моноэнергетическим нейтронным пучком квадратного сечения, покрывающим всю площадь

прибора. Энергия нейтронного пучка менялась от 10^{-3} до 10^7 эВ. Стандартная библиотека нейтронных сечений FLUKA [81] содержит более 250 различных материалов (природных элементов или отдельных нуклидов) и имеет большее количество энергетических групп и лучшее разрешение в диапазоне тепловой энергии.

Функция отклика детектора спектрометра представлена на рис. 2.10. Предполагается, что функция отклика «голого» детектора имеет энергетическую зависимость $1/v$. Но, как видно, она имеет пик в области энергий от $1 \cdot 10^{-2}$ до $5 \cdot 10^{-2}$ эВ. Этот пик появляется, вероятно, потому, что нейтроны, перед тем как провзаимодействовать с ^3He , проходят через конструкционные материалы, такие как сталь (Fe, Ni и т. д.) и полиэтилен.

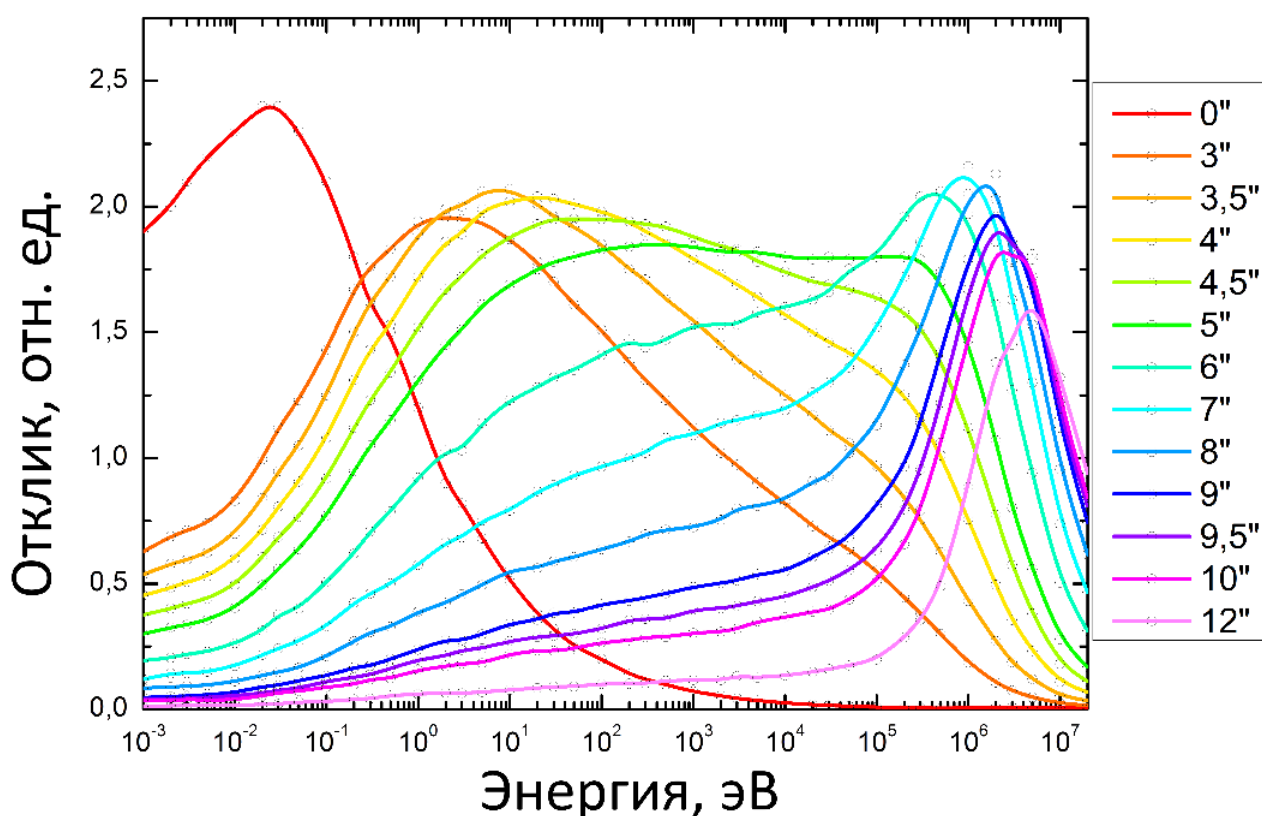


Рисунок 2.10 – Отклик детектора внутри сфер-замедлителей различного диаметра

2.3. Методика восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

Методика определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения основана на методе подбора параметров. Определение энергетического распределения плотности потока нейтронов в определенном энергетическом диапазоне возможно после восстановления всего спектра во всем энергетическом диапазоне. Метод восстановления спектра измеряемого нейтронного потока основан на вычислении минимума невязки при сравнении измеренных скоростей счета и скоростей счета, полученных путем перемножения матриц чувствительности детектора в сферах-замедлителях и спектра нейтронного излучения, представляемого в виде суперпозиции спектра тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов, описываемых следующими формулами:

– тепловые, $\varphi_{th,j}$, $E < 10^{-7}$ МэВ:

$$\left(\frac{E_j}{T_0}\right) \cdot e^{\left(-\frac{E_j}{T_0}\right)}, \quad (2.2)$$

– промежуточные, $\varphi_{epi,j}$, 10^{-7} МэВ $< E < 0,1$ МэВ:

$$\left[1 - e^{-\left(\frac{E_j}{E_d}\right)^2}\right] \cdot E_j^{(b-1)} \cdot e^{\left(-\frac{E_j}{\beta'}\right)}, \quad (2.3)$$

– быстрые, $\varphi_{f,j}$, $E > 0,1$ МэВ:

$$E_j^\alpha \cdot e^{\left(-\frac{E_j}{\beta}\right)}, \quad (2.4)$$

где E_j – энергия j -го энергетического интервала, МэВ;

T_0 – энергия пика тепловых нейтронов, $2,53 \cdot 10^{-8}$ МэВ;

E_d – энергия, характеризующая нижнюю границу функции, $7,07 \cdot 10^{-8}$ МэВ;

b – наклон возрастающей стороны спектра, отн. ед.;

β' – наклон ниспадающей части спектра, МэВ;

α – переменная, описывающая форму пика быстрых нейтронов, отн. ед.;

β – переменная, описывающая энергию пика быстрых нейтронов, МэВ.

Чувствительность детектора в сферах-замедлителях в определенных энергетических диапазонах была получена методом Монте-Карло при моделировании средства измерения (рис. 2.10).

Аналитически спектр нейтронов в j -м энергетическом диапазоне может быть представлен с помощью следующего математического выражения:

$$\varphi_j = P_{th} \cdot \varphi_{th,j} + P_{epi} \cdot \varphi_{epi,j} + P_f \cdot \varphi_{f,j}, \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}, \quad (2.5)$$

где P_{th}, P_{epi}, P_f – весовые коэффициенты, отн. ед.

Расчетная скорость счета внутри i -й сферы-замедлителя определяется по формуле:

$$C_i^{\text{расч}} = (R_0/R_{\text{ном}}) \cdot \sum_{j=1}^n R_{ij} \cdot \varphi_j, \text{ с}^{-1}, \quad (2.6)$$

где j – номер энергетического интервала;

i – порядковый номер сферы-замедлителя;

R_0 – чувствительность конкретного прибора со сферой диаметром 254 мм к прямому излучению $\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ – источника нейтронов в установке типа УКПН на расстоянии 1 м, см^2 . Значение R_0 указывается в руководстве по эксплуатации на дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М в разделе «Особые отметки»;

$R_{\text{ном}} = 1 \text{ см}^2$ – номинальная чувствительность со сферой диаметром 254 мм;

R_{ij} – чувствительность i -й сферы-замедлителя в j -м энергетическом интервале при номинальной чувствительности прибора $R_{\text{ном}} = 1 \text{ см}^2$, см^2 ;

φ_j – плотность потока в j -м энергетическом интервале, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

Невязку рассчитывают по формуле:

$$\delta = \sum_{i=1}^n |C_i^{\text{расч}} - C_i^{\text{эксп}}|, \text{ с}^{-1}. \quad (2.7)$$

Путем варьирования свободных переменных, описывающих спектры быстрых и промежуточных нейтронов: α , β , β' , b , а также весовых коэффициентов спектров, находят минимум невязки.

Была проведена оценка неопределенности энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения в определенном

энергетическом диапазоне. Оценка неопределенности проводилась в соответствии с требованиями ГОСТ Р 8.563-2009 ГСИ [82], ГОСТ 8.638-2013 ГСИ [83], СанПиН 2.6.1.2523-09 [84], СП 2.6.1.2612-10 [85], МИ 2453-2015 [86], МУ 2.6.5.008-2016 [87] и МУ 2.6.5.052-2017 [12].

Оценка неопределенностей

Статистическая составляющая неопределенности по типу А измерения скорости счета i -й сферы-замедлителя ($u_{A(C_i)}$, %) оценивается как среднеквадратичное отклонение (СКО):

$$u_{A(C_i)} = S_{C_i}, \%, \quad (2.8)$$

где S_{C_i} – статистическая погрешность измерения скорости счета нейтронов, %.

Стандартная неопределенность по типу В (u_C , %) измерения скорости счета, рассчитывается по формуле:

$$u_C = \frac{\delta_C}{\sqrt{3}}, \%, \quad (2.9)$$

где δ_C – относительная основная погрешность прибора при измерении скорости счета прибором, %.

Стандартная неопределенность по типу В ($u_{уг}$, %), обусловленная угловой зависимостью чувствительности, рассчитывается по формуле:

$$u_{уг} = \frac{\delta_{уг}}{\sqrt{3}}, \%, \quad (2.10)$$

где $\delta_{уг}$ – относительная чувствительность от угла падения, %. Паспортная величина относительной угловой чувствительности дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 составляет 25 %. Стандартная неопределенность была определена $u_{уг} = 14,4$ %.

Стандартная неопределенность по типу В (u_T , %) при изменении температуры окружающего воздуха в рабочем диапазоне температур относительно нормальных условий рассчитывается по формуле:

$$u_T = \frac{\delta_T}{\sqrt{3}}, \% , \quad (2.11)$$

где δ_T – предел допускаемой дополнительной относительной погрешности при изменении температуры окружающего воздуха в рабочем

диапазоне температур относительно нормальных условий, %. Паспортная величина относительной неопределенности при изменении температуры окружающего воздуха в рабочем диапазоне температур относительно нормальных условий дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 составляет 10 %. Стандартная неопределенность была определена $u_T = 5,8 \%$.

Стандартная неопределенность по типу В (u_τ , %), обусловленная нестабильностью показаний за все время работы, рассчитывается по формуле:

$$u_\tau = \frac{\delta_\tau}{\sqrt{3}}, \%, \quad (2.12)$$

где δ_τ – нестабильность показаний за время непрерывной работы, %. Паспортная величина относительной неопределенности, обусловленная нестабильностью показаний за все время работы дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06, составляет 5 %. Стандартная неопределенность была определена $u_\tau = 2,9 \%$.

Суммарная стандартная неопределенность скорости счета рассчитывается по формуле:

$$u_c(C) = \sqrt{u_{A(C)}^2 + u_C^2 + u_{UT}^2 + u_T^2 + u_\tau^2}, \%, \quad (2.13)$$

Среднее значение плотности потока нейтронов в j -м энергетическом интервале определяется по формуле:

$$\bar{\varphi}_j = \frac{\sum_{i=1}^n \varphi_{ji}}{n}, \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}, \quad (2.14)$$

где φ_{ji} – плотность потока нейтронов в j -м энергетическом интервале i -го повторения измерения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

Определить стандартную неопределенность по типу А плотности потока нейтронов в j -м энергетическом диапазоне как СКО результатов измерений по формуле:

$$u_A(\varphi_j) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\varphi_{ji} - \bar{\varphi}_j)^2}{n(n-1)}}, \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}, \quad (2.15)$$

где n – количество повторений измерений.

Стандартная неопределенность по типу В плотности потока нейтронов в определенном энергетическом диапазоне не определяется, так как является расчетной величиной.

Суммарная стандартная неопределенность плотности потока нейтронов в j -м энергетическом диапазоне равна стандартной неопределенности по типу А.

$$u_c(\varphi_j) = u_A(\varphi_j), \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}. \quad (2.16)$$

Расширенная неопределенность плотности потока нейтронного излучения в j -м энергетическом интервале (с коэффициентом охвата $k=2$) определяется по формуле:

$$U(\varphi_j) = k \cdot u_c(\varphi_j), \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{МэВ}^{-1}. \quad (2.17)$$

Расширенная относительная неопределенность плотности потока нейтронов в j -м энергетическом диапазоне рассчитывается по формуле:

$$U'(\varphi_j) = \frac{U(\varphi_j)}{\bar{\varphi}_j} \cdot 100, \% . \quad (2.18)$$

2.4. Валидация методики восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

Проведена валидация метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения с использованием известных спектров нейтронного излучения, полученных на реакторных установках различного типа. Данные об исходных энергетических распределениях плотности потока нейтронного излучения взяты из работ [25, 88]. Известные спектры были свернуты с полученной матрицей энергетической зависимости чувствительности прибора для получения скоростей счета. Полученные значения скоростей счета были изменены случайным образом в диапазоне значений $\pm 20\%$ с целью моделирования ситуации, описывающей неопределенность, вносимой прибором. Результаты восстановления и справочные спектры представлены на рис. 2.11, сравнение дозиметрических характеристик приведено в табл. 2.2.

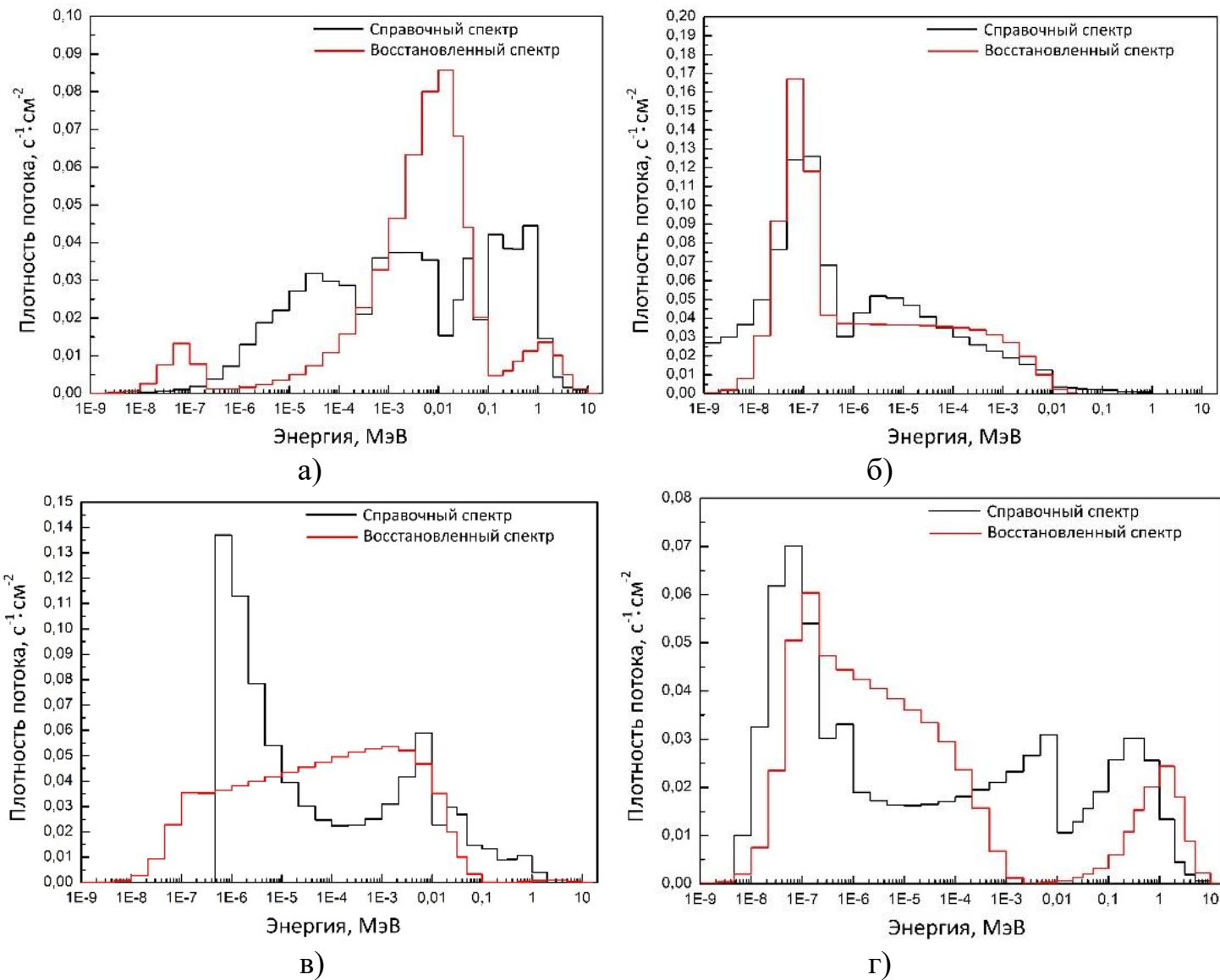


Рисунок 2.11 – Результаты восстановления и справочные спектры: а) кипящий реактор; б) газоохлаждаемый реактор; в) реактор с водой под давлением; г) водоводяной энергетический реактор

Таблица 2.2 – Дозиметрические характеристики восстановленных и справочных спектров

| Характеристика | Кипящий реактор | | Газоохлаждаемый реактор | |
|---|-------------------------------|-----------------|------------------------------------|-----------------|
| | Справочный | Восстановленный | Справочный | Восстановленный |
| $h^*(10), \text{пЗв}\cdot\text{см}^2$ | 81 | 46 | 12 | 11 |
| $E, \text{МэВ}$ | 0,13 | 0,12 | 0,002 | 0,0002 |
| $\varphi, \text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ | 0,63 | 0,61 | 0,98 | 0,87 |
| Характеристика | Реактор с водой под давлением | | Водоводяной энергетический реактор | |
| | Справочный | Восстановленный | Справочный | Восстановленный |
| $h^*(10), \text{пЗв}\cdot\text{см}^2$ | 25 | 13 | 57 | 68 |
| $E, \text{МэВ}$ | 0,02 | 0,012 | 0,09 | 0,19 |
| $\varphi, \text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ | 0,82 | 0,78 | 0,72 | 0,62 |

2.5. Верификация методики восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

Для верификации работы разработанного спектрометра были проведены измерения скорости счета от двух наиболее популярных радионуклидных источников: $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf с известным энергетическим распределением плотности потока нейтронов [25]. Чувствительный объем детектора и нейтронный источник были размещены на расстоянии 1 м и подняты на 1,5 м от пола. Расстояние между спектрометром и стенами помещения составляло ~ 3 и ~ 2 м в эксперименте с источниками $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf соответственно. В ходе эксперимента скорость счета определялась детектором, помещенным поочередно в сферы-замедлители различного диаметра. Результаты измерения скорости счета для обоих источников представлены в табл. 2.3.

Пример восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения от $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ источника

Для представления спектра нейтронов в аналитическом виде, производится выбор начальных значений варьируемых переменных, которые подставляются в выражения (2.2) – (2.5). Для примера, установим следующие начальные значения варьируемых переменных:

$$\begin{aligned} \alpha &= 0,1 \quad (0 < \alpha < 1); & \beta &= 1,0 \quad (1 < \beta < 2); \\ \beta' &= 0,1 \quad (0 < \beta' < 1); & b &= -0,5 \quad (-0,5 < b < 0,5); \\ P_{\text{th}} &= 1; & P_{\text{epi}} &= 1; & P_{\text{f}} &= 1. \end{aligned}$$

Таблица 2.3 – Результаты измерений скорости счета

| Диаметр сферы-замедлителя, дюйм | $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ | ^{252}Cf |
|---------------------------------|---------------------------------------|-------------------|
| | Скорость счета, с ⁻¹ | |
| 0 | $3,3 \pm 0,3$ | $0,60 \pm 0,03$ |
| 3 | $5,9 \pm 0,6$ | $2,1 \pm 0,1$ |
| 3,5 | $8,1 \pm 0,8$ | $2,4 \pm 0,1$ |
| 4 | $10,1 \pm 1,0$ | $3,3 \pm 0,2$ |
| 4,5 | $14,0 \pm 1,4$ | $4,3 \pm 0,2$ |
| 5 | $16,0 \pm 1,6$ | $5,4 \pm 0,3$ |
| 6 | $20,5 \pm 2,0$ | $6,8 \pm 0,3$ |
| 7 | $24,2 \pm 2,4$ | $7,7 \pm 0,4$ |
| 8 | $26,1 \pm 2,6$ | $7,5 \pm 0,4$ |
| 9 | $24,3 \pm 2,4$ | $7,0 \pm 0,4$ |
| 9,5 | $25,1 \pm 2,5$ | $6,5 \pm 0,3$ |
| 10 | $24,8 \pm 2,5$ | $6,4 \pm 0,3$ |
| 12 | $21,1 \pm 2,1$ | $4,5 \pm 0,2$ |

Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения при установленных начальных значениях варьируемых переменных представлено в табл. 2.4.

В соответствии с формулой (2.6) для каждого интервала энергий получаем расчетную скорость счета. Например, для энергии $E = 2,53 \cdot 10^{-8}$ эВ, для детектора без сферы-замедлителя:

$$\varphi_j \cdot R_{ij} = 1,64 \cdot 10^{-1} \cdot 2,39 = 1,28 \text{ (имп./с)}. \quad (2.19)$$

Произведя суммирование значений $\varphi_j \cdot R_{ij}$ для всех диапазонов энергий для каждой сферы-замедлителя, рассчитывается теоретическая скорость счета ($C_i^{\text{расч}}$). Например, для детектора без сферы-замедлителя:

$$C_0^{\text{расч}} = (1/1) \cdot \sum_{E_{\min}}^{E_{\max}} \varphi(E) \cdot R(E) = 2,43 \cdot 10^{10} \text{ (имп./с)}. \quad (2.20)$$

В соответствии с (2.7) вычисляется разность между теоретически рассчитанной и экспериментально измеренной скоростью счета:

$$\varepsilon = |C_0^{\text{расч}} - C_0^{\text{эксп}}| = 2,43 \cdot 10^{10}. \quad (2.21)$$

В этом случае невязка составляет:

$$\xi = \sum_{i=1}^{13} \varepsilon_i = 1,55 \cdot 10^{11}. \quad (2.22)$$

Таблица 2.4 – Пример определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

| E, МэВ | $\varphi_{th},$ $c^{-1} \cdot cm^{-2}$ | $\varphi_{epi},$ $c^{-1} \cdot cm^{-2}$ | $\varphi_f,$ $c^{-1} \cdot cm^{-2}$ | $\varphi(E),$ $c^{-1} \cdot cm^{-2}$ |
|----------|---|--|--|---|
| 1,00E-09 | 3,80E-02 | | 1,26E-01 | 1,64E-01 |
| 2,15E-09 | 7,81E-02 | | 1,36E-01 | 2,14E-01 |
| 4,64E-09 | 1,53E-01 | | 1,47E-01 | 2,99E-01 |
| 1,00E-08 | 2,66E-01 | | 1,58E-01 | 4,25E-01 |
| 2,15E-08 | 3,63E-01 | | 1,71E-01 | 5,34E-01 |
| 4,64E-08 | 2,93E-01 | | 1,85E-01 | 4,78E-01 |
| 1,00E-07 | 7,59E-02 | | 2,00E-01 | 2,75E-01 |
| 2,15E-07 | | 1,00E+10 | 2,15E-01 | 1,00E+10 |
| 4,64E-07 | | 3,16E+09 | 2,33E-01 | 3,16E+09 |
| 1,00E-06 | | 1,00E+09 | 2,51E-01 | 1,00E+09 |
| 2,15E-06 | | 3,17E+08 | 2,71E-01 | 3,17E+08 |
| 4,64E-06 | | 1,00E+08 | 2,93E-01 | 1,00E+08 |
| 1,00E-05 | | 3,16E+07 | 3,16E-01 | 3,16E+07 |
| 2,15E-05 | | 1,00E+07 | 3,41E-01 | 1,00E+07 |
| 4,64E-05 | | 3,16E+06 | 3,69E-01 | 3,16E+06 |
| 1,00E-04 | | 9,99E+05 | 3,98E-01 | 9,99E+05 |
| 2,15E-04 | | 3,17E+05 | 4,30E-01 | 3,17E+05 |
| 4,64E-04 | | 9,96E+04 | 4,64E-01 | 9,96E+04 |
| 1,00E-03 | | 3,13E+04 | 5,01E-01 | 3,13E+04 |
| 2,15E-03 | | 9,82E+03 | 5,40E-01 | 9,82E+03 |
| 4,64E-03 | | 3,02E+03 | 5,82E-01 | 3,02E+03 |
| 1,00E-02 | | 9,05E+02 | 6,25E-01 | 9,05E+02 |
| 1,99E-02 | | 2,92E+02 | 6,63E-01 | 2,93E+02 |
| 3,16E-02 | | 1,30E+02 | 6,86E-01 | 1,30E+02 |
| 5,01E-02 | | 5,40E+01 | 7,05E-01 | 5,47E+01 |
| 1,00E-01 | | | 7,19E-01 | 7,19E-01 |
| 1,99E-01 | | | 6,97E-01 | 6,97E-01 |
| 3,16E-01 | | | 6,50E-01 | 6,50E-01 |
| 5,01E-01 | | | 5,65E-01 | 5,65E-01 |
| 1,00E+00 | | | 3,68E-01 | 3,68E-01 |
| 1,99E+00 | | | 1,46E-01 | 1,46E-01 |
| 3,16E+00 | | | 4,76E-02 | 4,76E-02 |
| 5,01E+00 | | | 7,84E-03 | 7,84E-03 |
| 1,00E+01 | | | 5,72E-05 | 5,72E-05 |
| 1,58E+01 | | | 1,81E-07 | 1,81E-07 |
| 2,00E+01 | | | | |

Путем варьирования свободных переменных (α , β , β' , b) получают минимум невязки ($\xi \rightarrow \min$).

Минимум невязки $\xi = 25,62$ был получен при следующих значениях варьируемых переменных:

$$\alpha = 1,00; \beta = 2,0; \beta' = 1,00; b = 1,5;$$

$$P_{th} = 1,15; P_{epi} = 0,0, P_f = 4,04.$$

В соответствии с формулой (2.13) суммарная стандартная неопределенность скорости счета:

$$u_C(C) = \sqrt{u_{A(C)}^2 + u_{\gamma}^2 + u_{B(C)}^2 + u_{(\tau)}^2} = \sqrt{10^2 + \frac{25^2}{3} + \frac{10^2}{3} + \frac{5^2}{3}} = 19 \%. \quad (2.23)$$

Варьируя случайным образом скорость счета в диапазоне неопределенности ($u_C(C)$), возможно получить набор возможных значений плотности потока нейтронного излучения с учетом неопределенности измеренной скорости счета. Данный метод позволяет получить статистические оценки дифференциальной плотности потока. Проводят данную процедуру не менее 10 раз, получая 10 разных спектров. Результаты восстановления спектров, среднее значение плотности потока в энергетическом диапазоне и неопределенность среднего значения представлены в табл. 2.5.

Рассчитываются среднее значение плотности потока нейтронов в каждом энергетическом диапазоне и его неопределенность. Например, для первого энергетического диапазона средняя плотность потока нейтронов и его неопределенность:

$$\bar{\varphi}_1 = 4,16 \cdot 10^{-2} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}; \quad (2.24)$$

$$u_C(\varphi_1) = u_A(\varphi_1) = 4,07 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1} \text{ см}^{-2}. \quad (2.25)$$

Расширенная неопределенность плотности потока нейтронов (с коэффициентом охвата $k=2$):

$$U(\varphi_1) = k \cdot u_C(\varphi_1) = 2 \cdot 4,07 \cdot 10^{-4} = 8,14 \cdot 10^{-4}. \quad (2.26)$$

Таблица 2.5 – Среднее значение плотности потока в энергетическом диапазоне и его неопределенность

| E, МэВ | Номер повторности для определения плотности потока нейтронов в определенном энергетическом интервале | | | | | | | | | | $\bar{\Phi}_j$, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ | u_c , % |
|----------|--|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|--|-----------|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | | |
| 1,00E-09 | 4,25E-02 | 4,22E-02 | 4,19E-02 | 4,05E-02 | 4,16E-02 | 4,01E-02 | 4,05E-02 | 4,01E-02 | 4,33E-02 | 4,35E-02 | 4,16E-02 | 1,0 |
| 2,15E-09 | 8,74E-02 | 8,66E-02 | 8,61E-02 | 8,33E-02 | 8,54E-02 | 8,24E-02 | 8,31E-02 | 8,24E-02 | 8,90E-02 | 8,95E-02 | 8,55E-02 | 1,0 |
| 4,64E-09 | 1,71E-01 | 1,69E-01 | 1,68E-01 | 1,63E-01 | 1,67E-01 | 1,61E-01 | 1,63E-01 | 1,61E-01 | 1,74E-01 | 1,75E-01 | 1,67E-01 | 1,0 |
| 1,00E-08 | 2,98E-01 | 2,95E-01 | 2,94E-01 | 2,84E-01 | 2,91E-01 | 2,81E-01 | 2,83E-01 | 2,81E-01 | 3,04E-01 | 3,05E-01 | 2,92E-01 | 1,0 |
| 2,15E-08 | 4,07E-01 | 4,03E-01 | 4,01E-01 | 3,88E-01 | 3,97E-01 | 3,83E-01 | 3,87E-01 | 3,84E-01 | 4,14E-01 | 4,16E-01 | 3,98E-01 | 1,0 |
| 4,64E-08 | 3,28E-01 | 3,25E-01 | 3,23E-01 | 3,13E-01 | 3,20E-01 | 3,09E-01 | 3,12E-01 | 3,09E-01 | 3,34E-01 | 3,36E-01 | 3,21E-01 | 1,0 |
| 1,00E-07 | 8,50E-02 | 8,42E-02 | 8,37E-02 | 8,10E-02 | 8,30E-02 | 8,01E-02 | 8,08E-02 | 8,02E-02 | 8,66E-02 | 8,70E-02 | 8,32E-02 | 1,0 |
| 2,15E-07 | 8,70E-07 | 9,26E-07 | 8,88E-07 | 9,01E-07 | 8,91E-07 | 9,29E-07 | 9,22E-07 | 8,95E-07 | 8,73E-07 | 8,70E-07 | 8,97E-07 | 0,8 |
| 4,64E-07 | 1,88E-06 | 2,00E-06 | 1,92E-06 | 1,94E-06 | 1,92E-06 | 2,01E-06 | 1,99E-06 | 1,93E-06 | 1,89E-06 | 1,88E-06 | 1,93E-06 | 0,8 |
| 1,00E-06 | 4,05E-06 | 4,31E-06 | 4,13E-06 | 4,19E-06 | 4,14E-06 | 4,32E-06 | 4,29E-06 | 4,16E-06 | 4,06E-06 | 4,04E-06 | 4,17E-06 | 0,8 |
| 2,15E-06 | 8,70E-06 | 9,26E-06 | 8,88E-06 | 9,01E-06 | 8,91E-06 | 9,29E-06 | 9,22E-06 | 8,95E-06 | 8,73E-06 | 8,70E-06 | 8,97E-06 | 0,8 |
| 4,64E-06 | 1,88E-05 | 2,00E-05 | 1,92E-05 | 1,94E-05 | 1,92E-05 | 2,01E-05 | 1,99E-05 | 1,93E-05 | 1,89E-05 | 1,88E-05 | 1,93E-05 | 0,8 |
| 1,00E-05 | 4,05E-05 | 4,31E-05 | 4,13E-05 | 4,19E-05 | 4,14E-05 | 4,32E-05 | 4,29E-05 | 4,16E-05 | 4,06E-05 | 4,04E-05 | 4,17E-05 | 0,8 |
| 2,15E-05 | 8,70E-05 | 9,26E-05 | 8,88E-05 | 9,01E-05 | 8,91E-05 | 9,29E-05 | 9,22E-05 | 8,95E-05 | 8,73E-05 | 8,70E-05 | 8,97E-05 | 0,8 |
| 4,64E-05 | 1,88E-04 | 2,00E-04 | 1,92E-04 | 1,94E-04 | 1,92E-04 | 2,01E-04 | 1,99E-04 | 1,93E-04 | 1,89E-04 | 1,88E-04 | 1,93E-04 | 0,8 |
| 1,00E-04 | 4,05E-04 | 4,31E-04 | 4,13E-04 | 4,19E-04 | 4,14E-04 | 4,32E-04 | 4,29E-04 | 4,16E-04 | 4,06E-04 | 4,04E-04 | 4,17E-04 | 0,8 |
| 2,15E-04 | 8,70E-04 | 9,26E-04 | 8,88E-04 | 9,01E-04 | 8,91E-04 | 9,29E-04 | 9,22E-04 | 8,95E-04 | 8,73E-04 | 8,69E-04 | 8,96E-04 | 0,8 |
| 4,64E-04 | 1,88E-03 | 2,00E-03 | 1,92E-03 | 1,94E-03 | 1,92E-03 | 2,01E-03 | 1,99E-03 | 1,93E-03 | 1,88E-03 | 1,88E-03 | 1,93E-03 | 0,8 |
| 1,00E-03 | 4,05E-03 | 4,30E-03 | 4,13E-03 | 4,19E-03 | 4,14E-03 | 4,32E-03 | 4,29E-03 | 4,16E-03 | 4,06E-03 | 4,04E-03 | 4,17E-03 | 0,8 |
| 2,15E-03 | 8,69E-03 | 9,25E-03 | 8,87E-03 | 9,00E-03 | 8,90E-03 | 9,28E-03 | 9,21E-03 | 8,94E-03 | 8,73E-03 | 8,69E-03 | 8,96E-03 | 0,8 |
| 4,64E-03 | 1,87E-02 | 1,99E-02 | 1,91E-02 | 1,94E-02 | 1,92E-02 | 2,00E-02 | 1,99E-02 | 1,93E-02 | 1,88E-02 | 1,87E-02 | 1,93E-02 | 0,8 |
| 1,00E-02 | 4,03E-02 | 4,29E-02 | 4,11E-02 | 4,17E-02 | 4,12E-02 | 4,30E-02 | 4,27E-02 | 4,14E-02 | 4,04E-02 | 4,02E-02 | 4,15E-02 | 0,8 |
| 1,99E-02 | 7,97E-02 | 8,49E-02 | 8,14E-02 | 8,26E-02 | 8,17E-02 | 8,52E-02 | 8,45E-02 | 8,20E-02 | 8,00E-02 | 7,97E-02 | 8,22E-02 | 0,8 |
| 3,16E-02 | 1,26E-01 | 1,34E-01 | 1,28E-01 | 1,30E-01 | 1,29E-01 | 1,34E-01 | 1,33E-01 | 1,29E-01 | 1,26E-01 | 1,26E-01 | 1,30E-01 | 0,8 |
| 5,01E-02 | 1,98E-01 | 2,10E-01 | 2,02E-01 | 2,05E-01 | 2,02E-01 | 2,11E-01 | 2,10E-01 | 2,03E-01 | 1,99E-01 | 1,98E-01 | 2,04E-01 | 0,8 |
| 1,00E-01 | 3,85E-01 | 4,10E-01 | 3,93E-01 | 3,99E-01 | 3,94E-01 | 4,11E-01 | 4,08E-01 | 3,96E-01 | 3,86E-01 | 3,85E-01 | 3,97E-01 | 0,8 |
| 1,99E-01 | 7,29E-01 | 7,76E-01 | 7,44E-01 | 7,55E-01 | 7,47E-01 | 7,79E-01 | 7,73E-01 | 7,50E-01 | 7,32E-01 | 7,29E-01 | 7,51E-01 | 0,8 |
| 3,16E-01 | 1,09E+00 | 1,16E+00 | 1,11E+00 | 1,13E+00 | 1,12E+00 | 1,17E+00 | 1,16E+00 | 1,12E+00 | 1,10E+00 | 1,09E+00 | 1,13E+00 | 0,8 |
| 5,01E-01 | 1,58E+00 | 1,68E+00 | 1,61E+00 | 1,63E+00 | 1,62E+00 | 1,69E+00 | 1,67E+00 | 1,62E+00 | 1,58E+00 | 1,58E+00 | 1,63E+00 | 0,8 |
| 1,00E+00 | 2,45E+00 | 2,61E+00 | 2,51E+00 | 2,54E+00 | 2,51E+00 | 2,62E+00 | 2,60E+00 | 2,52E+00 | 2,46E+00 | 2,45E+00 | 2,53E+00 | 0,8 |
| 1,99E+00 | 2,98E+00 | 3,17E+00 | 3,04E+00 | 3,08E+00 | 3,05E+00 | 3,18E+00 | 3,16E+00 | 3,06E+00 | 2,99E+00 | 2,98E+00 | 3,07E+00 | 0,8 |
| 3,16E+00 | 2,63E+00 | 2,80E+00 | 2,69E+00 | 2,73E+00 | 2,70E+00 | 2,81E+00 | 2,79E+00 | 2,71E+00 | 2,64E+00 | 2,63E+00 | 2,71E+00 | 0,8 |
| 5,01E+00 | 1,66E+00 | 1,76E+00 | 1,69E+00 | 1,71E+00 | 1,70E+00 | 1,77E+00 | 1,76E+00 | 1,70E+00 | 1,66E+00 | 1,66E+00 | 1,71E+00 | 0,8 |
| 1,00E+01 | 2,73E-01 | 2,90E-01 | 2,78E-01 | 2,82E-01 | 2,79E-01 | 2,91E-01 | 2,89E-01 | 2,80E-01 | 2,74E-01 | 2,73E-01 | 2,81E-01 | 0,8 |
| 1,58E+01 | 2,37E-02 | 2,52E-02 | 2,42E-02 | 2,45E-02 | 2,43E-02 | 2,53E-02 | 2,51E-02 | 2,44E-02 | 2,38E-02 | 2,37E-02 | 2,44E-02 | 0,8 |
| 2,00E+01 | | | | | | | | | | | | |

Спектры радионуклидных источников $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf восстановлены и сопоставлены с литературными данными [88, 89]. Спектры восстановлены в диапазоне энергий от 10^{-9} до 20 МэВ. Восстановленные и справочные спектры приведены на рис. 2.12.

Положение пиков восстановленных и справочных спектров совпадает по энергии. Наличие пика тепловых нейтронов в восстановленных спектрах обоих источников свидетельствует о наличии рассеянных нейтронов.

По справочным и восстановленным спектрам были рассчитаны следующие характеристики: $h^*(10)$ и средняя энергия спектра. Результаты расчета представлены в табл. 2.6.

Таблица 2.6 – Дозиметрические характеристики справочных и восстановленных спектров $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf радионуклидных источников

| Величина | $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ | | ^{252}Cf | |
|---|---------------------------------------|-----------------|-------------------|-----------------|
| | Справочный | Восстановленный | Справочный | Восстановленный |
| $h^*(10)$, пЗв·см ² | 381 | 343 | 275 | 328 |
| E , МэВ | 3,1 | 3,0 | 1,4 | 2,0 |
| φ , с ⁻¹ ·см ⁻² | 10,6 | 16,6 | 4,9 | 4,6 |

Дозиметрические характеристики как для восстановленных, так и для справочных спектров $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf радионуклидных источников хорошо согласуются. Разница между значениями, полученными из экспериментальных и справочных спектров, заключается в том, что наличие пика тепловых нейтронов снижает значения дозиметрических характеристик.

По результатам валидации и верификации предложенной методики определения дифференциальной плотности потока нейтронного излучения проведена ее метрологическая экспертиза в ФБУ «Уралтест». На методику (метод) измерения «МТ АААА.7031.004-2020 «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения.

Определение средней плотности потока нейтронного излучения» [78] получены свидетельство об аттестации и номер в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений (ФР.1.38.2020.37361).

Выводы

1. Разработано техническое исполнение мультисферного спектрометра с использованием ^3He – пропорционального счетчика повышенной чувствительности и набора сфер-замедлителей различного диаметра для определения дифференциальной плотности потока нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 20 МэВ с относительной расширенной неопределенностью не более 60 %.

2. Проведено математическое моделирование представленного технического исполнения мультисферного спектрометра с целью определения энергетической зависимости чувствительности детектора при размещении его в сферах-замедлителях различного диаметра. Прибор был произведен и внесен как средство измерения утвержденного типа в Федеральный информационный фонд по единству измерений под названием «Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М».

3. Проведена валидация и верификация работы разработанного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения с использованием двух наиболее широко распространенных радионуклидных нейтронных источников: $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf . Результаты восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения сопоставлялись со справочными значениями.

4. По результатам валидации и верификации работы мультисферного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения разработана методика, прошедшая процедуру метрологической аттестации.

5. По результатам диссертационной работы было получено свидетельство о регистрации программы ЭВМ В3S (Bonner Sphere Spectrometer Software) для математической обработки результатов измерений [90] (Приложение Б).

Представленные в данной главе результаты являются обоснованием первого защищаемого положения:

Метод математической обработки результатов измерений скоростей счета нейтронного излучения нового разработанного прибора для исследования энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, основанного на мультисферном методе, позволяет определять дифференциальную плотность потока нейтронного излучения в диапазоне от 0,025 эВ до 20 МэВ с относительной расширенной неопределенностью не более 60 %.

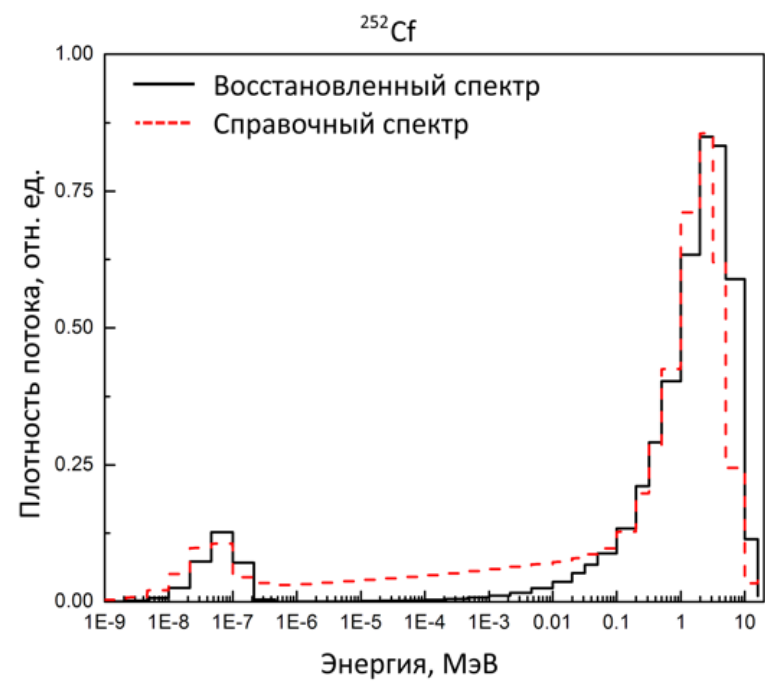
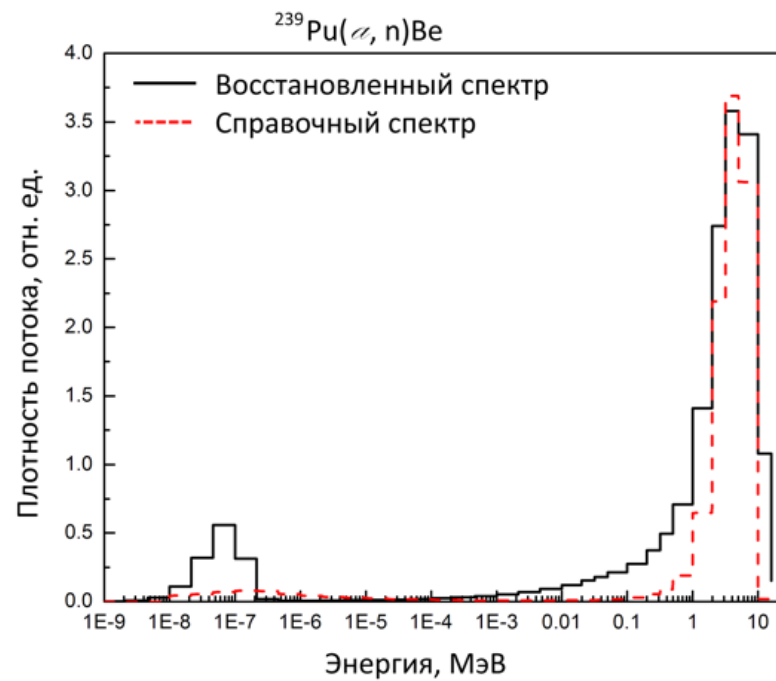


Рисунок 2.12 – Восстановленные и справочные спектры $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf радионуклидных источников

ГЛАВА 3. ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЕЙ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОБЪЕКТАХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

3.1. Объекты исследования

Исследование полей нейтронного излучения проводилось на объектах использования атомной энергии, а именно на рабочих местах атомных электростанций и исследовательских реакторов. Оценка характеристик нейтронных полей была впервые проведена для рабочих мест персонала атомных станций с инновационными и передовыми реакторными установками БН-600, БН-800 (Белоярская атомная электростанция, г. Заречный), ВВЭР-1200 (Нововоронежская атомная электростанция, г. Нововоронеж) и для исследовательских реакторов типа ИВВ-2М (АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный) и ИРТ-Т (Учебно-научный центр «Исследовательский ядерный реактор», Томский политехнический университет, г. Томск).

Источники нейтронов на Белоярской АЭС

На Белоярской атомной станции блок № 1 с реактором АМБ-100 и блок № 2 с реактором АМБ-200 находились в эксплуатации с 1964 по 1981 г., и с 1967 по 1989 г. соответственно. Реакторы АМБ – уранграфитовые, каналные, одноконтурные, кипящие, с перегревом пара непосредственно в активной зоне. Топливо из реакторов выгружено и находится на длительном хранении в специальных бассейнах выдержки, расположенных в одном здании с реакторами. В рамках вывода блоков № 1 и № 2 из эксплуатации с 2017 года начался вывоз ядерного топлива. Нейтронное излучение может вносить значительную составляющую в формирование доз облучения персонала на блоках № 1 и 2 Белоярской АЭС при обращении с ТУК и размещенными в нем кассетами с ОЯТ и радионуклидными источниками нейтронов. Кассеты с ОЯТ загружаются в ТУК дистанционно, поэтому при загрузке кассет с ОЯТ в ТУК воздействие на персонал нейтронного излучения исключается.

Блок № 3 с реактором БН-600 находится в эксплуатации с 1980 г., блок № 4 с реактором БН-800 выведен на проектную мощность в августе 2016 г. На блоках № 3 и 4 облучение персонала нейтронным излучением происходит при работах с радионуклидными нейтронными источниками, при обращении со свежим МОКС-топливом, с ТУК внутри железнодорожного коридора, в шахте реактора при ППР, а также при работах в помещении с узкими «локальными» участками нейтронных пучков – «прострелами». В последнюю категорию входят такие помещения, как коридоры, центральный зал, помещения с барабаном свежих сборок и с баком отработанного топлива. Некоторые помещения Белоярской АЭС, выбранные для проведения исследований характеристик нейтронного излучения приведены на рис.3.1.

Источники нейтронов на Нововоронежской АЭС

Всего на Нововоронежской площадке построено и введено в эксплуатацию 7 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР. Каждый из ныне действующих энергоблоков является головным – прототипом серийных энергетических реакторов водоводяного типа: ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Энергоблоки Нововоронежской АЭС-1 сооружались в три очереди: первая – блоки № 1 (ВВЭР-210 – в 1964 г.), № 2 (ВВЭР-365 – в 1969 г.), вторая – блоки № 3 и № 4 (ВВЭР-440 – в 1971 и 1972 гг.), третья – блок № 5 (ВВЭР-1000 – в 1980 г.). В 1984 г. из эксплуатации после 20-летней работы был выведен блок № 1, а в 1990 г. – блок № 2, в 2016 г. – блок № 3.

Блок № 1 Нововоронежской АЭС-2 с реакторной установкой ВВЭР-1200 (блок № 6 НовАЭС) был введен в эксплуатацию 27 февраля 2017 г., а 31 октября 2019 г. – блок № 2 Нововоронежской АЭС-2 с реакторной установкой ВВЭР-1200 (блок № 7 НовАЭС).



а)



б)



в)



г)

Рисунок 3.1 – Точки, выбранные для проведения исследований характеристик полей нейтронного излучения на территории Белоярской АЭС: а) помещение барабана свежих сборок; б) помещение защитного колпака реактора у малой поворотной шестерни; в) помещение барабана свежих сборок у арматуры; г) помещение склада свежего топлива у кассеты с МОКС-топливом

Основными видами текущих работ, выполняемых на Нововоронежской АЭС, при которых возможно облучение нейтронами, являются: работы

внутри герметичного объема реактора как во время его работы, так и во время останова, работы с оборудованием, содержащим в своем составе радионуклидные источники (боромеры с использованием $\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ радионуклидного источника), работы с отработанным ядерным топливом. Некоторые помещения Нововоронежской АЭС, выбранные для проведения исследований характеристик нейтронного излучения приведены на рис.3.2.



а)



б)

Рисунок 3.2 – Точки, выбранные для проведения исследований характеристик полей нейтронного излучения, на территории Нововоронежской АЭС: а) блок № 4, ТУК А-301; б) блок № 5, баромер

Источники нейтронов в АО «Институт реакторных материалов»

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М был запущен 18 октября 1966 г. Исследовательский реактор является водоводяным бассейнового типа. Номинальная мощность реактора составляет 15 МВт. Бассейн реактора

расположен в бетонном массиве, в баке из нержавеющей стали. Бассейн в горизонтальном сечении представляет собой эллипс.

Теплообменник со встроенным циркуляционным насосом расположен в бассейне реактора, т. е. первый контур находится внутри бака. Реактор оснащен десятью горизонтальными экспериментальными каналами, в том числе шестью радиальными и двумя касательными двумя вертикальными экспериментальными каналами.

Основными видами работ, при которых возможно облучение персонала нейтронным излучением, являются работы в физическом зале ядерной реакторной установки и работы с отработанным ядерным топливом. Точки, выбранные для проведения исследований характеристик нейтронного излучения в физзале АО «ИРМ» приведены на рис.3.3.

Источники нейтронов в УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию в июле 1967 г. Среднепоточный исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т имеет мощность 6 МВт, несмотря на небольшие размеры активной зоны, 14 вертикальных экспериментальных каналов (ВЭК) и 10 горизонтальных каналов (ГЭК), что существенно больше, чем на более мощных исследовательских реакторах. Уникальной особенностью реактора ИРТ-Т является то, что в его нейтронном спектре содержится много резонансных нейтронов за счет использования бериллиевого замедлителя и удачной компоновки бериллиевых ловушек в зоне центральных каналов. Точки, выбранные для проведения исследований характеристик нейтронного излучения в физзале УНЦ «Исследовательский ядерный реактор» приведены на рис.3.4.

Несмотря на некоторые различия в характеристиках реакторов ИРТ-Т от ИВВ-2М, конструкционно они были разработаны на основе одного и того же проекта исследовательского ядерного реактора. Нейтронное облучение персонала при работе реактора ИРТ-Т так же, как и при работе реактора

ИБВ-2М, возможно за счет работы в физическом зале ядерной реакторной установки и работы с отработанным ядерным топливом.

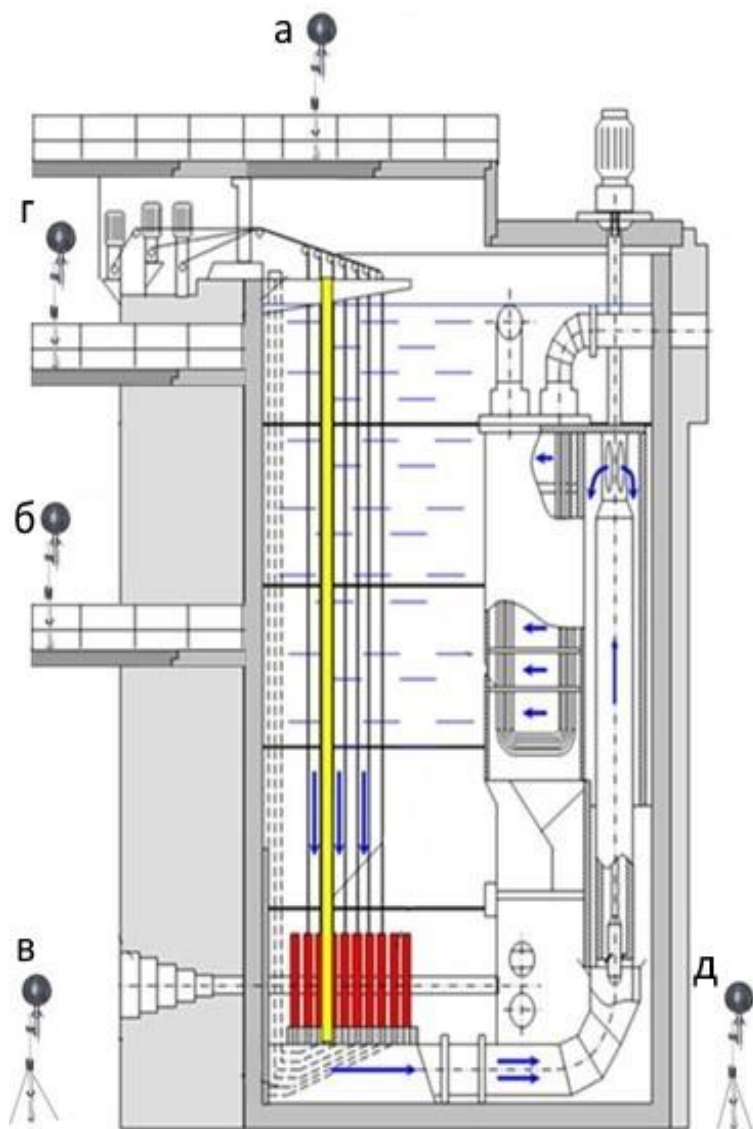


Рисунок 3.3 – Точки, выбранные для проведения исследований характеристик полей нейтронного излучения на территории АО «Институт реакторных материалов»: а) отм. 8,05, крышка бака аппарата; б) отм. 3,9, балкон за биологической защитой реактора, напротив АЗ; в) отм. 0,0, напротив ГЭК; г) отм. 6,3, балкон за биологической защитой реактора; д) отм. 0,0, ремкоридор



Рисунок 3.4 – Точки, выбранные для проведения исследований характеристик полей нейтронного излучения на территории УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

3.2. Измерение характеристик полей на рабочих местах ОИАЭ

Одной из основных характеристик смешанных гамма-нейтронных полей является вклад нейтронного излучения в суммарную мощность дозы на рабочем месте. Наиболее быстрые и относительно точные оценки уровней воздействия нейтронного излучения возможно сделать с помощью приборов, позволяющих измерять амбиентный эквивалент дозы, в связи с формированием неизвестных по энергетическому и угловому распределению нейтронных полей на рабочих местах персонала определение уровней облучения нейтронным излучением является затруднительным. Такие дозиметры зачастую состоят из детектора тепловых нейтронов на основе газонаполненного счетчика или сцинтиллятора, помещенного в полиэтиленовый модератор (замедлитель) с толщиной стенки порядка 7–9 см. При использовании такого типа дозиметров изменчивость углового и энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения в точке детектирования не будет вносить вклад в определение амбиентного

эквивалента дозы, так как прибор регистрирует нейтроны, прилетающие со всех сторон, и энергетическая чувствительность дозиметра близка к удельному амбиентному эквиваленту дозы.

Высокое значение сопутствующего фотонного излучения приводит к занижению эффективности использования некоторых типов индивидуальных дозиметров. При отношении $H_p(10)_\gamma / H_p(10)_n > 1,3$ невозможно статистически достоверно определить уровень воздействия нейтронного излучения по результатам измерений индивидуальными дозиметрами, в которых доза нейтронов определяется как разность суммарной гамма-нейтронной дозы и дозы фотонного излучения.

3.2.1. Измерение МАЭД фотонного и нейтронного излучения

Белоярская АЭС

Измерения МАЭД фотонного и нейтронного излучения проведены в 49 точках. Измерение мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения проводилось с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 (рис. 3.5 а), дозиметра-радиометра ДКС-96, измерение МАЭД нейтронного излучения проводились как ДКС-96 с блоком детектирования БДКН-96 (рис. 3.5 б), дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-03 (рис. 3.5 в). Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 – средство измерения, разработанное в данной работе.

На блоках № 1 и 2 индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК) должен проводиться для любых работ внутри спецвагона с транспортным упаковочным контейнером, содержащим отработавшее ядерное топливо. В случае реакторов на быстрых нейтронах БН-600 (блок № 3) и БН-800 (блок № 4) ИДК должен проводиться:

- при работе на складах свежих тепловыделяющих сборок;
- при обращении с пусковыми нейтронными источниками;
- в помещениях за биологической защитой реактора при «прострелах»;
- при работе с отработавшим ядерным топливом.

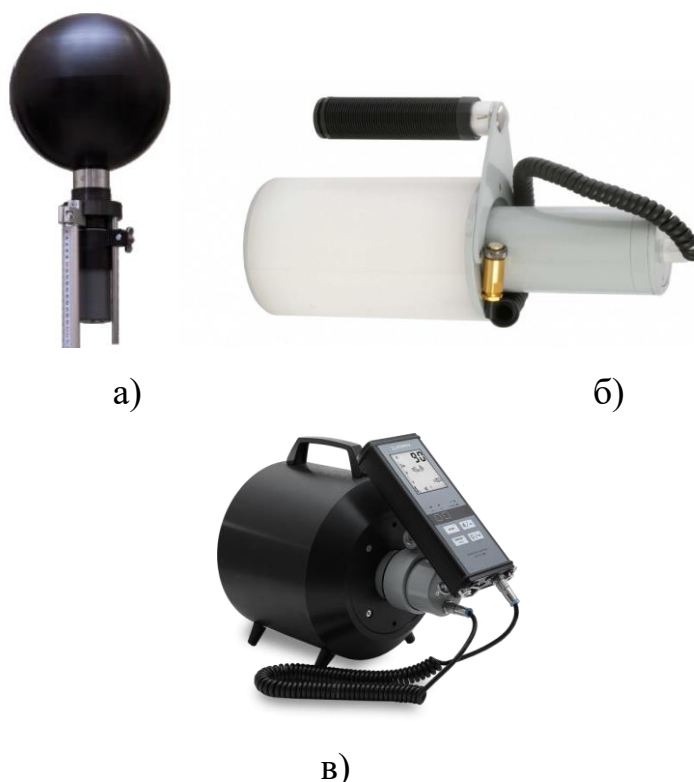


Рисунок 3.5 – Приборы для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы: а) МКС-АТ1117М с БДКН-06; б) ДКС-96 с БДКН-96; в) МКС-АТ1117М с БДКН-03

Результаты измерений, а также принятое значение МАЭД нейтронного излучения представлены в табл. 3.1. (Сводная таблица данных для рабочих мест на Белоярской АЭС приведена в Приложении В).

Нововоронежская АЭС

Измерения МАЭД фотонного и нейтронного излучения проведены в 82 точках. Измерение мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения проводилось с помощью БОИ4 дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М, измерение МАЭД нейтронного излучения проводилось как ДКС-96 с блоками детектирования БДКН-96, так и дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06. Результаты измерений, а также принятое значение МАЭД нейтронного излучения представлены в табл. 3.2. (Сводная таблица данных для рабочих мест на Нововоронежской АЭС приведена в Приложении В).

Таблица 3.1 – МАЭД гамма- и нейтронного излучения на рабочих местах Белоярской АЭС

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | |
|----------------------|---|------------------------|--------------------------|--------------------------|---------------------|
| | | | МКС-АТ1117М с БДКН-06 | МКС-АТ1117М с БДКН-03 | ДКС-96 с БДКН-96 |
| Блок № 1, 2 (РУ АМБ) | | | | | |
| 1. | Железнодорожный коридор (17 местный чехол в вагоне) | 45 | 1,9 | 4,5 | 4,5 |
| 2. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол в вагоне) | 44 | 10,9 | 2,9 | 43,5 |
| 3. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол вне вагона) | 8,1 | 2,3 | 0,7 | 1 |
| Блок № 3 (РУ БН-600) | | | | | |
| 4. | Помещение БСС между баком и выходом | 44 | 7,6 | 2 | 45 |
| 5. | Перед входом в помещение БСС | 17 | 0,8 | 13 | 23 |
| 6. | Помещение БСС у бака | 1 200 | 35 | 7,5 | 641 |
| 7. | Хранилище источников | 0,1 | 31,4 | 32 | 25,1 |
| 8. | Шахта реактора (без источника) Pu-Be | 1 560 | 1,3 | 0,2 | 0,15 |
| 9. | Шахта реактора (с источником) Pu-Be | 1 560 | 6,8 | 3,4 | 3,4 |
| 10. | Ж/д коридор, вагон | 16 | 14,5 | 3,7 | 3,7 |
| 11. | Ж/д коридор | 11 | 6,3 | 2,3 | 2,3 |
| Блок № 4 (РУ БН-800) | | | | | |
| 12. | Склад свежего топлива | 37 | 10 | 2,6 | 8,6 |
| 13. | Коридор, над защитой между помещениями | 0,5 | 0,4 | 0,2 | 5,06 |
| 14. | Помещение БСС, у бака | 289 | 890 | 260 | 5 600 |
| 15. | Помещение БСС, в центре | 55 | 353 | 120 | 1 400 |
| 16. | Помещение БСС, у арматуры | 36 | 204 | 60 | 700 |
| 17. | Защитный колпак реактора | 8,5 | 5,6 | 2 | 41,5 |
| 18. | Помещение трубопроводов аргона | 0,4 | 1,4 | 0,9 | 11,7 |
| 19. | ЦЗ (источник Cf) | 200 | 1 291 | 1 770 | 2 500 |
| 20. | Склад свежего топлива, МОКС у стены | 23 | 35,9 | 32 | 32 |
| 21. | Склад свежего топлива, МОКС между стеллажами | 28 | 37,3 | 20 | 14,4 |

На некоторых рабочих местах наблюдается значительное различие в результатах измерений приборами оперативного контроля, дозиметрами-радиометрами, а именно в помещениях склада свежего топлива и в центральном зале (обращение с ОЯТ). Это связано с тем, что приборы оперативного контроля имеют различную конструкцию как непосредственно детектора, так и применяемого замедлителя.

Таблица 3.2 – МАЭД гамма- и нейтронного излучения на рабочих местах Нововоронежской АЭС

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | |
|---------------------------|--|------------------------|--------------------------|---------------------|
| | | | МКС-АТ1117М с БДКН-06 | ДКС-96 с БДКН-96 |
| Блок № 3, 4 (РУ ВВЭР-440) | | | | |
| 1. | Помещение размещения боромера | 0,2 | 1,7 | 1,7 |
| 2. | Помещение работ с образцовым боромером | 33 | 268 | 700 |
| 3. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 17 | 30 | 23 |
| 4. | Помещение размещения боромера | 2 500 | <0,1 | <0,1 |
| 5. | Транспортный коридор | 0,1 | <0,1 | <0,1 |
| 6. | Склад свежего топлива | 0,4 | <0,1 | <0,1 |
| 7. | Гермообъем | 450 | <0,1 | <0,1 |
| Блок № 5 (РУ ВВЭР-1000) | | | | |
| 8. | ЦЗ ГО на мощности | 9,0 | 17 | 124 |
| 9. | ЦЗ ГО на ППР | 23 | <0,1 | 0,06 |
| 10. | Помещение ББ на мощности | 5,0 | 2,4 | 5 |
| 11. | Помещение ГЦН-1 на мощности | 3 000 | 293 | 1 000 |
| 12. | Помещение ГЦН-3 на мощности | 10 000 | 374 | 1 100 |
| 13. | Помещение размещения боромера | 10 | 12 | 11,5 |
| 14. | Транспортный коридор | 15 | 17 | 77 |
| 15. | Помещение размещения боромера | 11 | 0,6 | 0,4 |
| 16. | Помещение размещения боромера | 11 | 0,3 | 1,1 |
| 17. | Помещение размещения боромера | 3,5 | 1,5 | 1,4 |
| 18. | Помещение размещения боромера | 49 | 7,5 | 11 |
| 19. | Хранилище источников | 7,8 | 9,2 | 51 |
| 20. | Хранилище источников | 11 | 21 | 40 |
| 21. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 43 | 13 | 135 |
| 22. | Помещение размещения боромера | 211 | <0,1 | <0,1 |
| 23. | Склад свежего топлива | 2,1 | <0,1 | <0,1 |
| Блок № 6 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 24. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 4 000 | 14 | 417 |
| 25. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 100 | 4,0 | 100 |
| 26. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 100 | 4,0 | 8,8 |
| 27. | ЦЗ ГО на мощности | 1,4 | 0,9 | 1,5 |
| 28. | Помещение размещения боромера | 33 | 165 | 49 |
| 29. | Помещение размещения боромера | 9,5 | 46 | 25 |
| 30. | Помещение размещения боромера | 90 | 1,9 | 28 |
| 31. | Помещение размещения боромера | 1,5 | 7,3 | 6,5 |
| 32. | Помещение размещения боромера | 0,4 | 6,2 | 2,2 |
| 33. | Помещение размещения боромера | 115 | 13 | 17 |
| 34. | Помещение размещения боромера | 42 | 14 | 25 |
| 35. | Помещение размещения боромера | 8 | 200 | 270 |
| 36. | Помещение размещения боромера | 9,5 | 9,6 | 95 |
| 37. | Склад свежего топлива | 8 | 0,2 | 0,15 |

Окончание табл. 3.2.

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | |
|-------------------------|--|------------------------|--------------------------|---------------------|
| | | | МКС-АТ1117М с БДКН-06 | ДКС-96 с БДКН-96 |
| Блок № 7 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 38. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 330 | 23 | 150 |
| 39. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 11 | 1,7 | 11 |
| 40. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 12 | 1,7 | 14 |
| 41. | ЦЗ ГО на мощности | 1,4 | 0,5 | 1,5 |
| 42. | Помещение размещения боромера | 15 | 177 | 56 |
| 43. | Помещение размещения боромера | 8,2 | 100 | 143 |
| 44. | Помещение размещения боромера | 52 | 12 | 17 |
| 45. | Помещение размещения боромера | 3,1 | 11 | 2,6 |
| 46. | Помещение размещения боромера | 1,6 | 10 | 7,7 |
| 47. | Помещение размещения боромера | 42 | 18 | 24 |
| 48. | Помещение размещения боромера | 14 | 14 | 14 |
| 49. | Помещение размещения боромера | 8 | 73 | 110 |
| 50. | Помещение размещения боромера | 10 | 127 | 370 |

Различное конструкционное решение дозиметров приводит к различию их функций чувствительности (ЭЗЧ), из-за чего в полях нейтронного излучения, отличного от поверочного, результаты измерений различаются. Принятое значение величины (верное) МАЭД может быть получено только с помощью энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения.

АО «Институт реакторных материалов»

Измерения МАЭД фотонного и нейтронного излучения проведены в 5 точках. Измерение мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения проводилось с помощью БОИ4 дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М, измерение МАЭД нейтронного излучения проводилось дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с блоками детектирования БДКН-02 и БДКН-06. Результаты измерений представлены в табл. 3.3. (Сводная таблица данных для рабочих мест на АО «ИРМ» приведена в Приложении В).

Таблица 3.3 – МАЭД гамма- и нейтронного излучения на рабочих местах АО «ИРМ»

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | |
|----|------------------------------|---------------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | | | МКС-АТ1117М с БДКН-06 | МКС-АТ1117М с БДКН-02 |
| 1. | Отм. 8,05, крышка реактора | 332 | 10,7 | 24 |
| 2. | Отм. 6,3, балкон | 25 | 18,1 | 60 |
| 3. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 37 | 50,6 | 135 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК | 70 | 3,89 | 31 |
| 5. | Отм. 0,0, ремкоридор | 42 | 1,36 | 3,5 |

УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

Измерения МАЭД фотонного и нейтронного излучения проведены в 6 точках. Измерение мощности амбиентного эквивалента дозы фотонного излучения проводилось с помощью БОИ4 дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М, измерение МАЭД нейтронного излучения проводилось дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с блоками детектирования БДКН-06 и БДКН-03. Результаты измерений представлены в табл. 3.4. (Сводная таблица данных для рабочих мест на УНЦ «Исследовательский ядерный реактор» приведена в Приложении В).

Таблица 3.4 – МАЭД гамма- и нейтронного излучения на рабочих местах УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | |
|----|------------------------------|---------------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | | | МКС-АТ1117М с БДКН-06 | МКС-АТ1117М с БДКН-03 |
| 1. | Отм. 0,0, ГЭК-8 | 90 | 300 | 153 |
| 2. | Отм. 0,0, ГЭК-3 | 2 | 1 | 0,65 |
| 3. | Отм. 0,0, ГЭК-4 | 5 | 2 | 0,7 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК-6 | 4,6 | 4,4 | 2,8 |
| 5. | Отм. 8,05, крышка реактора | 40 | 2,7 | 1,2 |
| 6. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 15,8 | 13 | 11 |

Вклад нейтронного излучения в МАЭД варьируется до 100 %, средний вклад нейтронного излучения в МАЭД в точках измерений на Белоярской АЭС составляет 42 %, на Нововоронежской АЭС – 45 %, на АО «ИРМ» – 22 %, на УНЦ «Ядерный реактор» – 40 %.

3.2.2. Определение энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения

Определение энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения проводилось измерением скорости счета нейтронного излучения детектором тепловых нейтронов дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с БДКН-06, помещенным в сферы-замедлители различного диаметра, с последующей их математической обработкой. Описание устройства прибора рассмотрено в главе 2. Математическая обработка результатов измерений и представление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения описаны в главе 2.

Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения использовалось для получения основных характеристик, описывающих поле нейтронного излучения: средняя энергия по спектру, интегральная плотность потока, удельный амбиентный эквивалент дозы, МАЭД.

Интегральная плотность потока нейтронного излучения определяется как:

$$\Phi = \int_0^{\infty} \Phi_E(E) dE, \quad (3.1)$$

где $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Средняя энергия, согласно [90], определяется как:

$$\bar{E} = \frac{1}{\Phi} \int_0^{\infty} E \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (3.2)$$

где Φ – интегральная плотность потока, $\Phi_E(E)$ – дифференциальная плотность потока в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Мощность амбиентного эквивалента дозы определяется как:

$$\dot{H}^*(10) = \int_0^{\infty} h^*(10, E) \cdot \Phi_E(E) dE, \quad (3.3)$$

где $h^*(10, E)$ – удельный амбиентный эквивалент дозы в зависимости от энергии нейтронного излучения.

Удельный амбиентный эквивалент дозы определяется по формуле:

$$h^*(10) = \frac{1}{\dot{H}^*(10)} \int_0^\infty h^*(10, E) \cdot \Phi_E(E) dE . \quad (3.4)$$

На рис. 3.6 представлены некоторые спектры, полученные на рабочих местах Белоярской АЭС, в табл. 3.5 приведены основные характеристики полей нейтронного излучения на рабочих местах Белоярской АЭС.

Из рис. 3.6 видно, что нейтронные спектры имеют разные формы, положения и интенсивности пиков, что оказывает сильное влияние на профессиональное облучение нейтронами и вносит значительный вклад в неопределенность оценки эффективной дозы нейтронов. Такой вывод можно сделать на основе значений удельного амбиентного эквивалента дозы для рабочих мест с разным энергетическим распределением плотности потока нейтронного излучения. Так, удельный амбиентный эквивалент дозы для рабочего места в помещении перед входом в помещение БСС составляет $11 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2$, а в помещении хранилища источников – $292 \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2$. Перед входом в помещение БСС спектр нейтронного излучения представлен в основном нейтронами тепловых и промежуточных энергий (99 %), что также подтверждается низкой средней энергией спектра, а в помещении хранилища источников – быстрыми нейтронами (66,5 %).

Полученные результаты также подтверждают данные, полученные на других объектах. На рис. 3.7–3.9 представлены результаты определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах Нововоронежской АЭС, АО «ИРМ» и УНЦ «Исследовательский ядерный реактор».

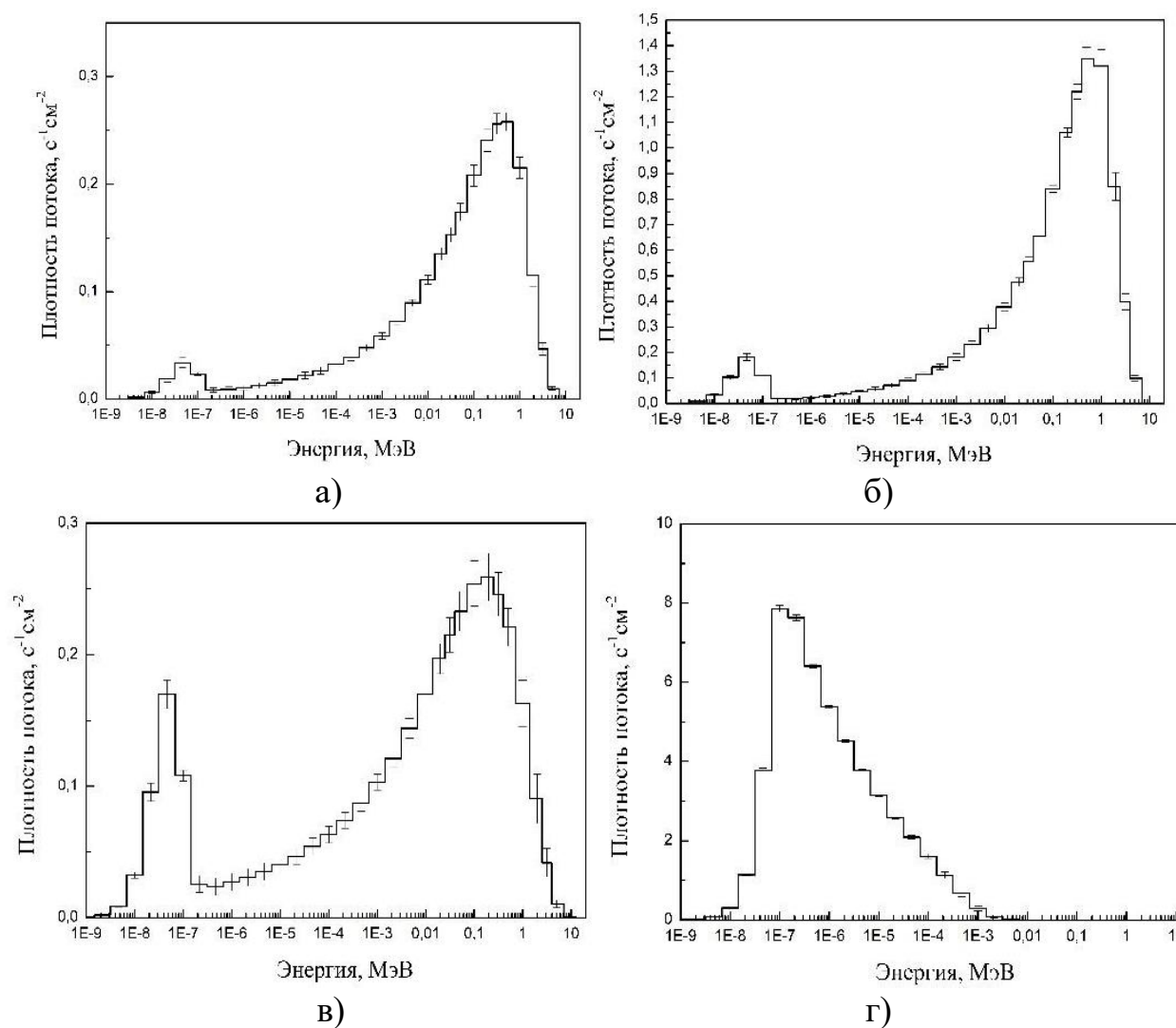


Рисунок 3.6 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах Белоярской АЭС: а) железнодорожный коридор 17 местный чехол в вагоне; б) железнодорожный коридор 25 местный чехол в вагоне; в) железнодорожный коридор 25 местный чехол вне вагона; г) помещение БСС между баком и выходом

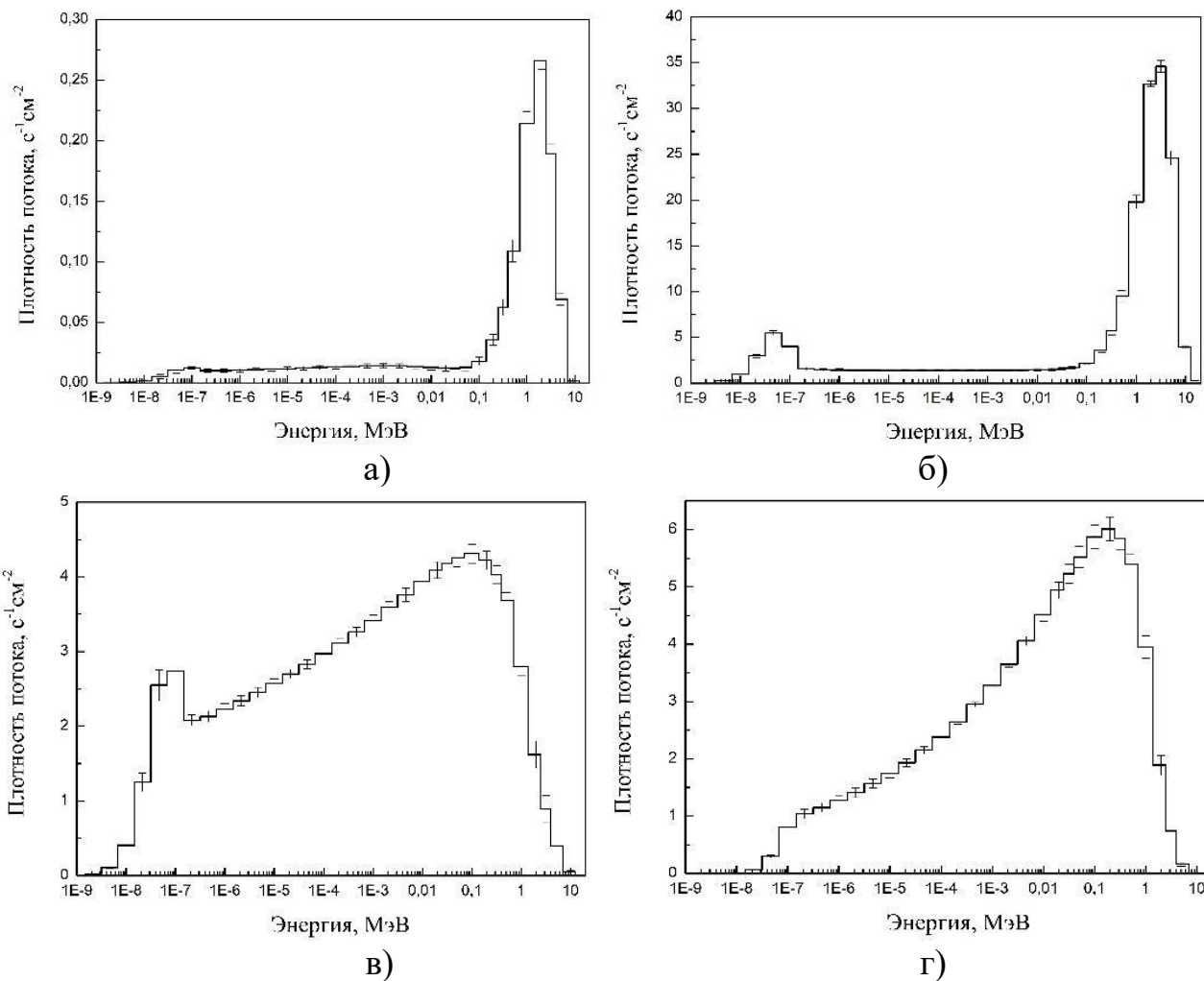


Рисунок 3.7 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в помещениях Нововоронежской АЭС: а) боромер; б) работы с образцовым боромером; в) работ с ОЯТ; г) ЦЗ (работа с ОЯТ)

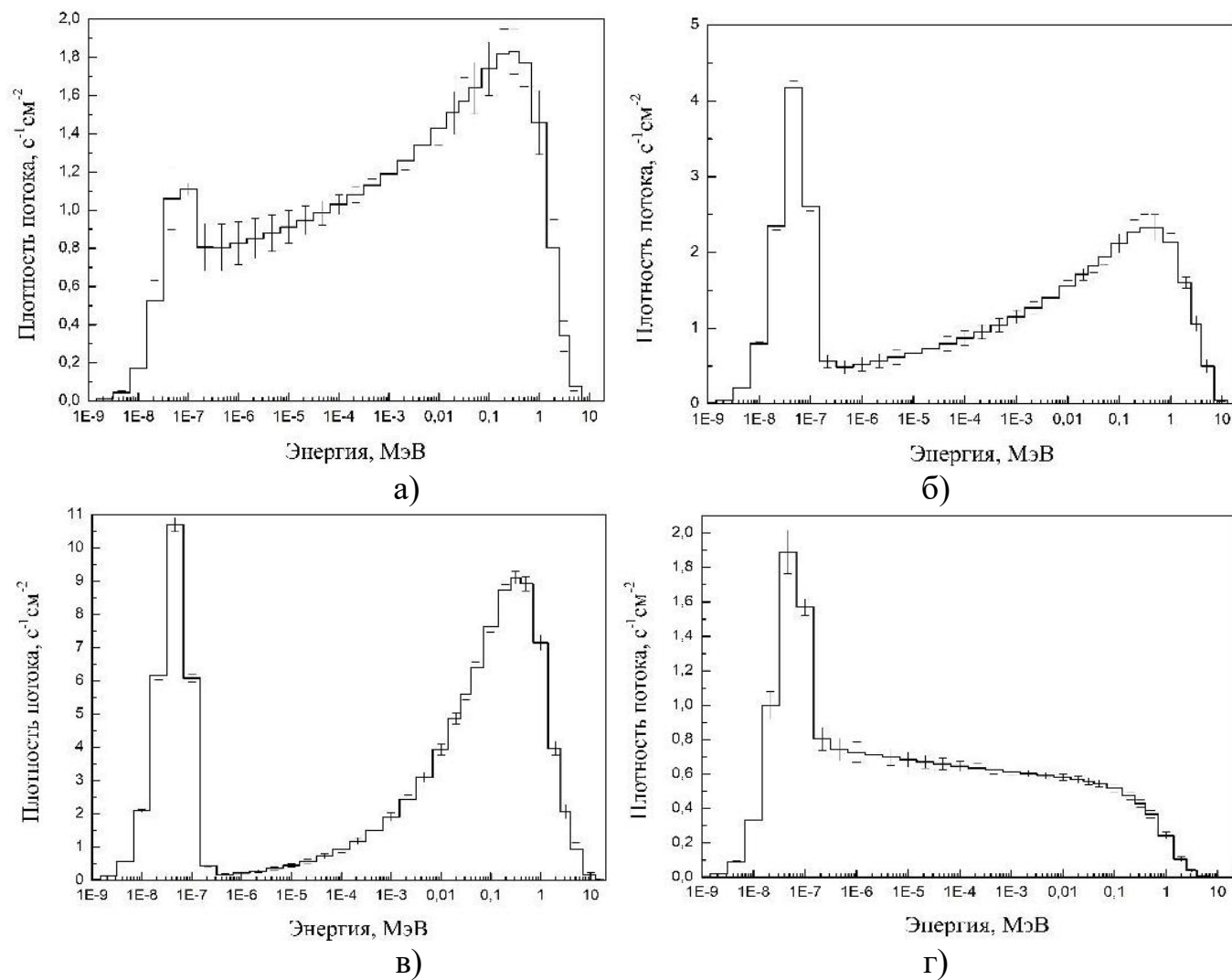


Рисунок 3.8 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в помещениях АО «ИРМ»:

а) отм. 8,05, крышка бака аппарата; б) отм. 6,3, балкон за биологической защитой реактора; в) отм. 3,9, балкон за биологической защитой реактора, напротив АЗ; г) отм. 0,0, напротив ГЭК

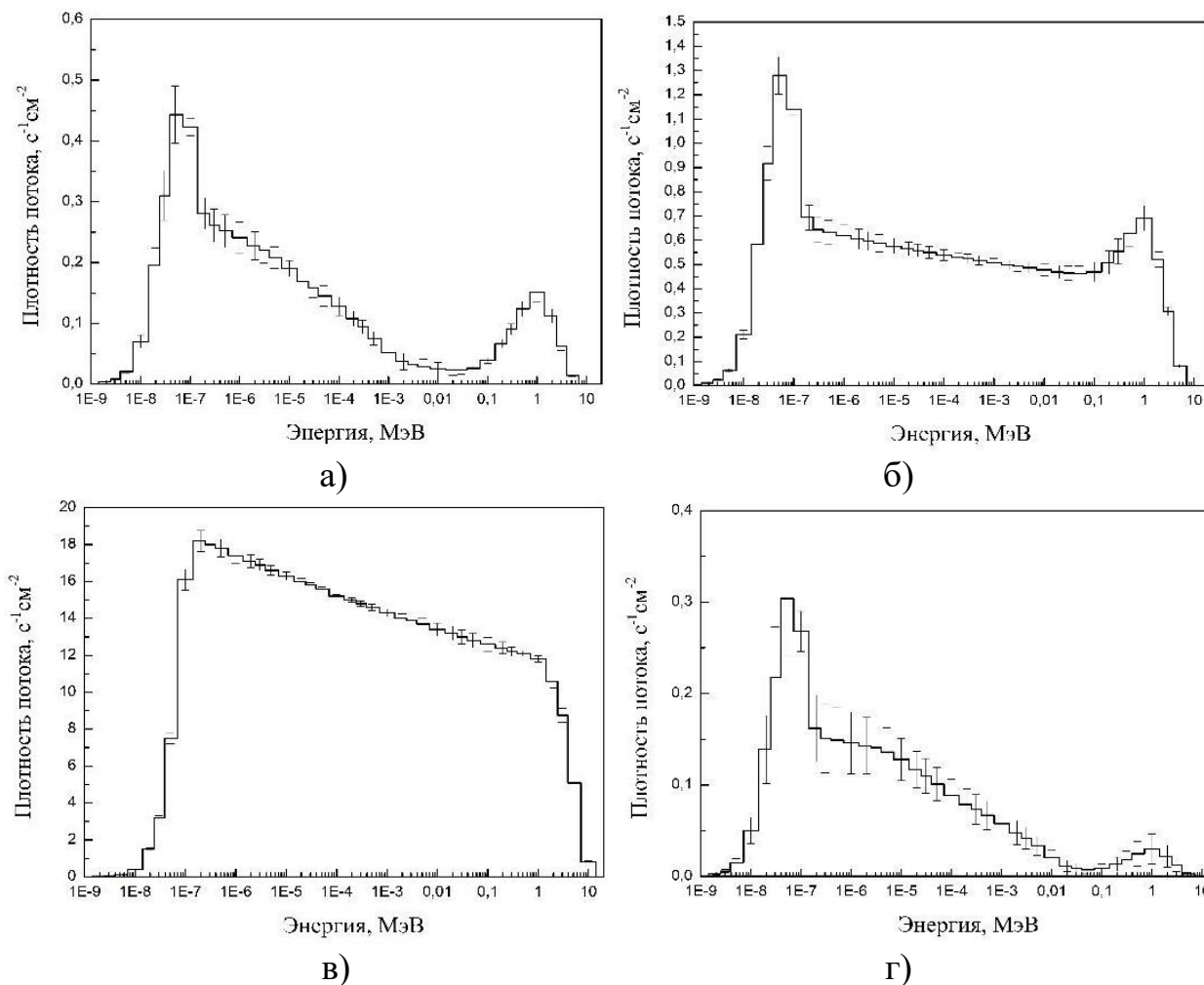


Рисунок 3.9 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в помещениях УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»: а) отм. 8,05, крышка бака аппарата; б) отм. 3,9, балкон за биологической защитой реактора, напротив АЗ; в) отм. 0,0, напротив ГЭК-8; г) отм. 0,0, напротив ГЭК-3

Основные характеристики, рассчитанные на основе спектров нейтронного излучения, для иных объектов представлены в таблицах 3.5 – 3.8. (Сводные таблицы данных для ОИАЭ приведены в Приложении В).

Таблица 3.5 – Основные характеристики нейтронного излучения на рабочих местах Белоярской АЭС

| № | Тип и место работы | Еср, МэВ | $h^*(10)$, пЗв·см ² | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|-----------------------------|---|----------|---------------------------------|--------------------------------|
| Блок № 1, 2 (РУ АМБ) | | | | |
| 1. | Железнодорожный коридор (17 местный чехол в вагоне) | 0,38 | 164 | 0,6 |
| 2. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол в вагоне) | 0,56 | 205 | 3,8 |
| 3. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол вне вагона) | 0,24 | 111 | 1,7 |
| Блок № 3 (РУ БН-600) | | | | |
| 4. | Помещение БСС между баком и выходом | 0,00003 | 12 | 0,7 |
| 5. | Перед входом в помещение БСС | 0,00012 | 11 | 0,1 |
| 6. | Помещение БСС у бака | 0,005 | 14 | 5,4 |
| 7. | Хранилище источников | 2,60 | 292 | 13,0 |
| 8. | Шахта реактора (без источника) Pu-Be | 0,15 | 83 | 1,0 |
| 9. | Шахта реактора (с источником) Pu-Be | 0,49 | 143 | 5,5 |
| 10. | Ж/д коридор, вагон | 0,29 | 139 | 5,3 |
| 11. | Ж/д коридор | 0,12 | 67 | 4,01 |
| Блок № 4 (РУ БН-800) | | | | |
| 12. | Склад свежего топлива | 1,63 | 220 | 8,0 |
| 13. | Коридор, над защитой между помещениями | 0,003 | 13 | 0,0 |
| 14. | Помещение БСС, у бака | 0,021 | 23 | 332,2 |
| 15. | Помещение БСС, в центре | 0,069 | 27 | 46,7 |
| 16. | Помещение БСС, у арматуры | 0,019 | 19 | 57,6 |
| 17. | Защитный колпак реактора | 0,010 | 17 | 0,3 |
| 18. | Помещение трубопроводов аргона | 0,003 | 13 | 0,3 |
| 19. | ЦЗ (источник Cf) | 1,48 | 247 | 1 438 |
| 20. | Склад свежего топлива, МОКС у стены | 0,86 | 198 | 26,8 |
| 21. | Склад свежего топлива, МОКС между стеллажами | 1,28 | 193 | 26,8 |

Таблица 3.6 – Основные характеристики нейтронного излучения на рабочих местах Нововоронежской АЭС

| № | Тип и место работы | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см ² | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----------------------------------|--|----------|-----------------------------|-----------------------------------|
| Блок № 3, 4 (РУ ВВЭР-440) | | | | |
| 1. | Помещение размещения боромера | 1,47 | 306 | 1,5 |
| 2. | Помещение работ с образцовым боромером | 2,08 | 306 | 146 |
| 3. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 0,09 | 66 | 2,8 |
| 4. | Помещение размещения боромера | – | – | – |
| 5. | Транспортный коридор | 0,19 | 81 | – |
| 6. | Склад свежего топлива | – | – | – |
| 7. | Гермообъем | – | – | – |
| Блок № 5 (РУ ВВЭР-1000) | | | | |
| 8. | ЦЗ ГО на мощности | 0,20 | 58 | 6,7 |
| 9. | ЦЗ ГО на ППР | 0,16 | 61 | – |
| 10. | Помещение ББ на мощности | 0,16 | 59 | 0,9 |
| 11. | Помещение ГЦН-1 на мощности | 0,26 | 56 | 31,6 |
| 12. | Помещение ГЦН-3 на мощности | 0,20 | 47 | 137,4 |
| 13. | Помещение размещения боромера | – | – | 3,0 |
| 14. | Транспортный коридор | 0,10 | 55 | 18,2 |
| 15. | Помещение размещения боромера | 0,35 | 122 | 0,2 |
| 16. | Помещение размещения боромера | 0,05 | 33 | 0,1 |
| 17. | Помещение размещения боромера | 1,50 | 267 | 0,8 |
| 18. | Помещение размещения боромера | 1,37 | 237 | 2,9 |
| 19. | Хранилище источников | 1,15 | 211 | 3,8 |
| 20. | Хранилище источников | 0,88 | 164 | 11,3 |
| 21. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 0,15 | 60 | 3,2 |
| 22. | Помещение размещения боромера | – | – | – |
| 23. | Склад свежего топлива | – | – | – |
| Блок № 6 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 24. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | - | - | 4,9 |
| 25. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 0,30 | 105 | 1,9 |
| 26. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | - | - | 1,9 |
| 27. | ЦЗ ГО на мощности | 0,47 | 161 | 0,4 |
| 28. | Помещение размещения боромера | 2,27 | 321 | 67,7 |
| 29. | Помещение размещения боромера | 1,67 | 293 | 19,2 |
| 30. | Помещение размещения боромера | 0,30 | 120 | 2,3 |
| 31. | Помещение размещения боромера | - | - | 2,8 |
| 32. | Помещение размещения боромера | 1,65 | 286 | 4,3 |
| 33. | Помещение размещения боромера | - | - | 7,2 |
| 34. | Помещение размещения боромера | 1,03 | 216 | 6,5 |
| 35. | Помещение размещения боромера | - | - | 4,4 |
| 36. | Помещение размещения боромера | 1,57 | 290 | 5,0 |
| 37. | Склад свежего топлива | – | – | 0,2 |

| № | Тип и место работы | Еср, МэВ | $h^*(10)$, пЗв·см ² | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|--------------------------------|--|----------|---------------------------------|-----------------------------------|
| Блок № 7 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 38. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 0,07 | 31 | 8,3 |
| 39. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 0,23 | 89 | 1,4 |
| 40. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | – | – | 1,4 |
| 41. | ЦЗ ГО на мощности | – | – | 0,4 |
| 42. | Помещение размещения боромера | 2,23 | 337 | 72,3 |
| 43. | Помещение размещения боромера | 1,72 | 334 | 42,2 |
| 44. | Помещение размещения боромера | 0,84 | 235 | 5,4 |
| 45. | Помещение размещения боромера | – | – | 2,8 |
| 46. | Помещение размещения боромера | 2,00 | 296 | 4,8 |
| 47. | Помещение размещения боромера | 0,96 | 206 | 7,5 |
| 48. | Помещение размещения боромера | 1,19 | 222 | 5,7 |
| 49. | Помещение размещения боромера | – | – | 4,8 |
| 50. | Помещение размещения боромера | – | – | 4,9 |

Таблица 3.7 – Основные характеристики нейтронного излучения на рабочих местах АО «ИРМ»

| № | Тип и место работы | Еср, МэВ | $h^*(10)$, пЗв·см ² | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----|------------------------------|----------|---------------------------------|-----------------------------------|
| 1. | Отм. 8,05, крышка реактора | 0,20 | 93 | – |
| 2. | Отм. 6,3, балкон | 0,34 | 109 | 5,9 |
| 3. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 0,35 | 135 | 20,7 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК | 0,06 | 41 | 0,5 |
| 5. | Отм. 0,0, ремкоридор | 0,46 | 144 | 0,4 |

Таблица 3.8 – Основные характеристики нейтронного излучения на рабочих местах УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

| № | Тип и место работы | Еср, МэВ | $h^*(10)$, пЗв·см ² | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----|------------------------------|----------|---------------------------------|-----------------------------------|
| 1. | Отм. 0,0, ГЭК-8 | 0,23 | 67 | 80 |
| 2. | Отм. 0,0, ГЭК-3 | 0,05 | 25 | – |
| 3. | Отм. 0,0, ГЭК-4 | 0,22 | 76 | – |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК-6 | 0,13 | 48 | – |
| 5. | Отм. 8,05, крышка реактора | 0,14 | 54 | – |
| 6. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 0,18 | 67 | 1,3 |

Несмотря на то, что на рабочих местах Нововоронежской АЭС нейтронное излучение формируется преимущественно за счет наличия радионуклидных источников нейтронов в технических аппаратах (боромеры), спектры таких полей имеют существенные отличия за счет

разных условий рассеяния нейтронов, обусловленных как геометрией расположения этих источников (внутри или снаружи баков с раствором бора), так и геометрией помещения и наличием дополнительного оборудования и технических конструкций.

Спектры нейтронного излучения, полученные на рабочих местах исследовательских ядерных реакторов, имеют некоторые различия в форме спектров, что связано в основном с компоновкой активной зоны.

3.2.3. Определение анизотропии

Использование комбинаций приборов для получения энергетического распределения нейтронного излучения в зависимости от направления излучения предоставляет наиболее полную характеристику поля на рабочем месте. Проведение измерений на рабочих местах связано с техническими сложностями, такими как громоздкость, ограниченность транспортировки и сложность изготовления специальной конструкции, обеспечивающей коллимированный пучок излучения, а также с отсутствием средств измерений в стране и мире. В связи со сложностями прямого определения анизотропии нейтронного излучения предлагается использовать косвенный метод в соответствии с [91].

Метод заключается в использовании нескольких индивидуальных дозиметров, размещенных на всех сторонах фантома взрослого человека [92]: спереди на груди, сзади на спине и на двух боковых сторонах, слева и справа, сверху и снизу. В точке измерения фантом помещается в поле нейтронного излучения таким образом, что одна из его вертикальных сторон обращена к ожидаемому преимущественному направлению падения излучения. Падение излучения на такую сторону соответствует углу падения 0° . Падение излучения на две боковые поверхности соответствует углу падения $\pm 90^\circ$ в горизонтальном направлении, падение сверху и снизу – $\pm 90^\circ$ в вертикальном направлении, а падение излучения на заднюю поверхность фантома соответствует углу падения 180° (рис. 3.10). Т.е. в эксперименте предполагается, что человек находится на рабочем месте в одном положении,

не вращается и не перемещается. Консервативно принимается, что сумма показаний дозиметров одного типа на всех сторонах фантома представляет 100 % от плотности потока нейтронного излучения в данной точке. Предполагается, что индивидуальный дозиметр, располагающийся на передней стороне фантома, детектирует только те нейтроны, которые падают на него непосредственно. При этом энергетическое распределение нейтронов со всех сторон фантома одинаковое, так как нет возможности определить его зависимость от направления падения.

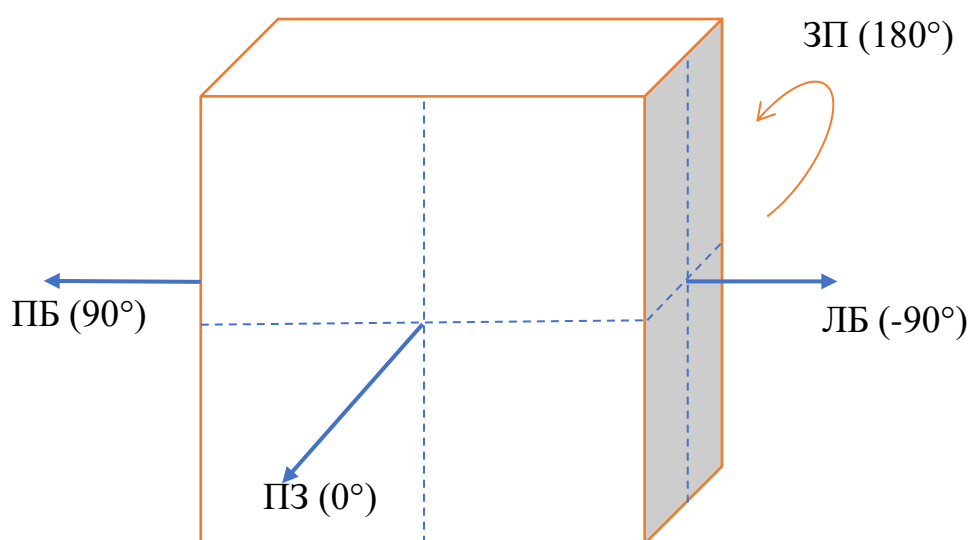


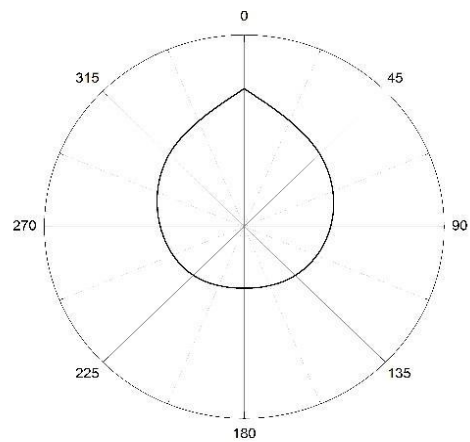
Рисунок 3.10 – Обозначение сторон фантома

С помощью индивидуальных дозиметров типов EPD-N2 (Нововоронежская АЭС), DMC 2000GN (Белоярская АЭС), Harshaw (Белоярская и Нововоронежская АЭС) и ДВГН-01 (АО «ИРМ» и УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»), размещенных на гетерогенном фантоме человека ФТ-02, была определена анизотропия нейтронного излучения. Пример размещения индивидуальных дозиметров на фантоме приведен на рис. 3.11. Результаты определения анизотропии нейтронного излучения для всех объектов исследования приведены на рис. 3.12–3.15.

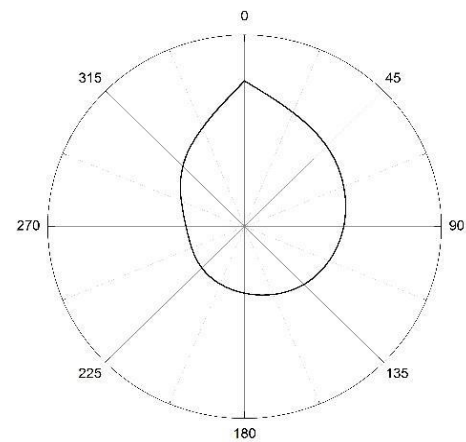


Рисунок 3.11 – Размещение индивидуальных дозиметров на фантоме

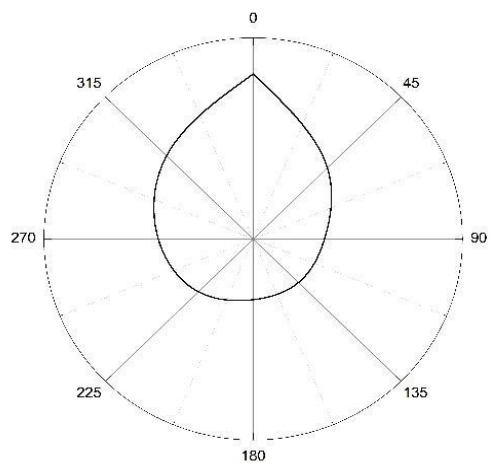
Согласно [12]: «Если отклонение значений от среднего значения не превышает 10 %, то поле излучения считают изотропным (или ротационным, как верхней границей изотропного облучения). Если показания дозиметра по нейтронному излучению в каком-либо направлении отличаются более чем в 5 раз, то поле нейтронного излучения считается мононаправленным. Если вышеуказанные условия не выполняются, определяют преимущественное направление излучения (излучение преимущественно падает со стороны, для которого имеет место наибольшее значение). В этих случаях следует рассматривать вопрос о целесообразности использования нескольких индивидуальных дозиметров». Таким образом, можно сделать вывод, что за биологической защитой реактора нейтронное излучение имеет ненаправленный характер.



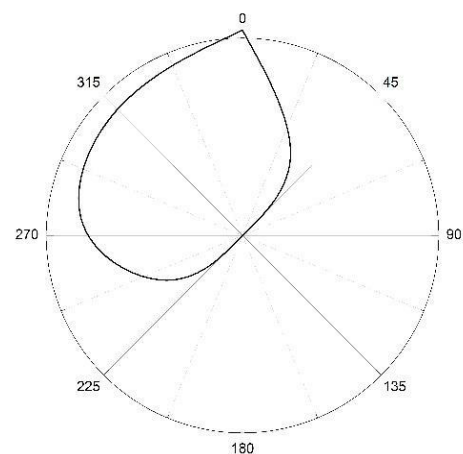
а)



б)

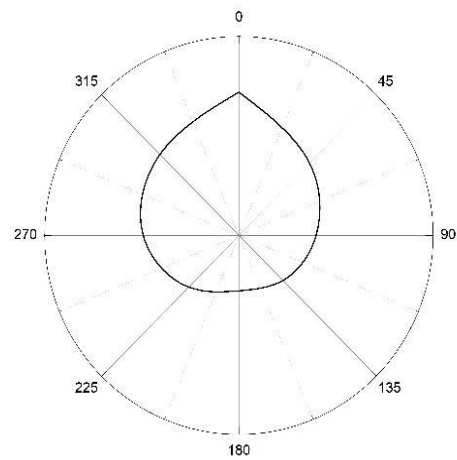


в)

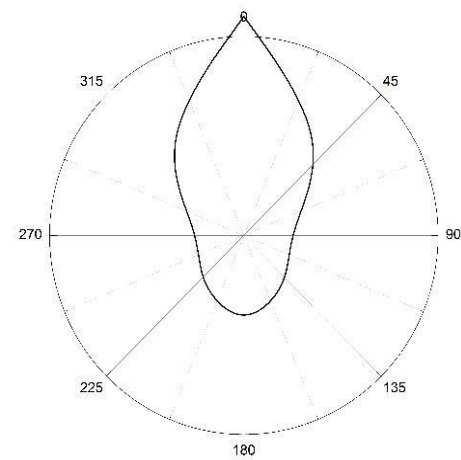


г)

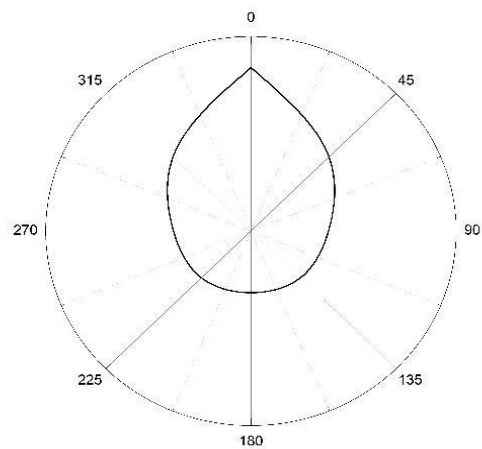
Рисунок 3.12 – Анизотропия в выбранных помещениях Белоярской АЭС: а) ж/д коридор 25 местный чехол в вагоне; б) 113 (ж/д коридор, вагон); в) 413 (помещение БСС между баком и выходом); г) 413 (помещение БСС у бака)



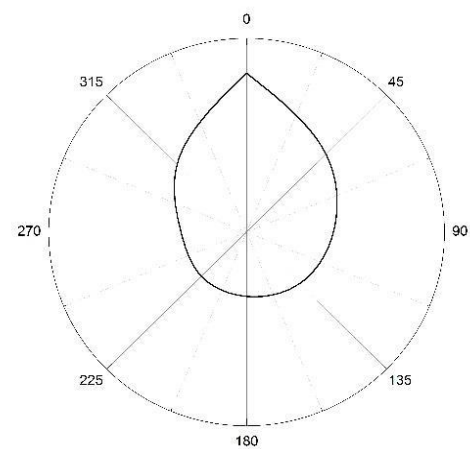
а)



б)

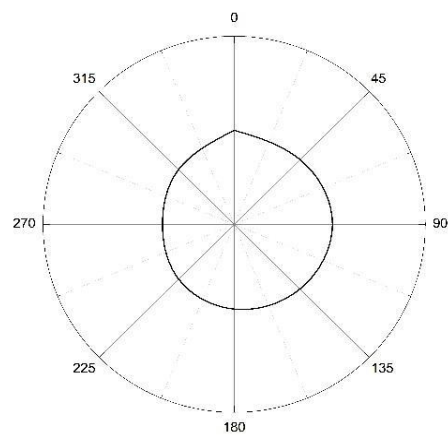


в)

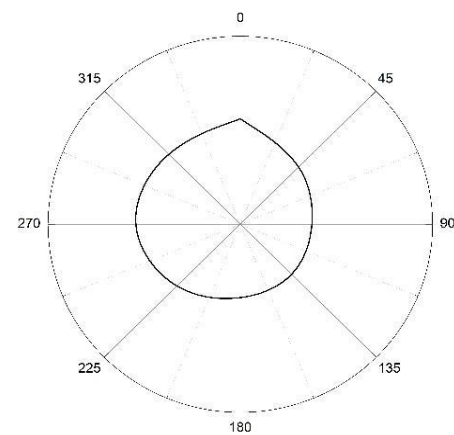


г)

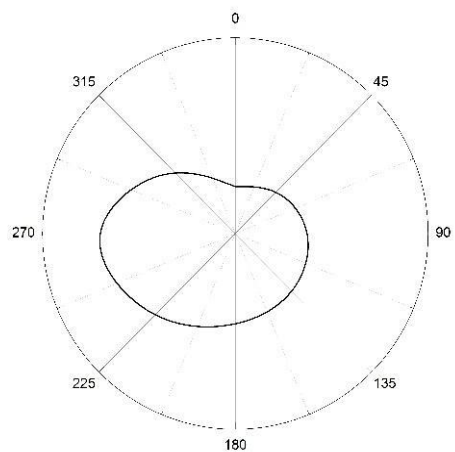
Рисунок 3.13 – Анизотропия в выбранных помещениях Нововоронежской АЭС: а) А-301; б) ОС-014;
в) Т-207; г) ВС-435



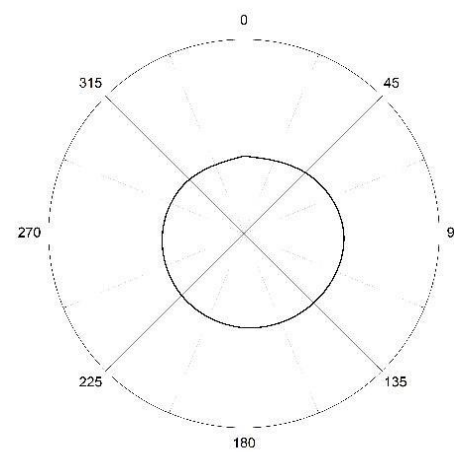
а)



б)

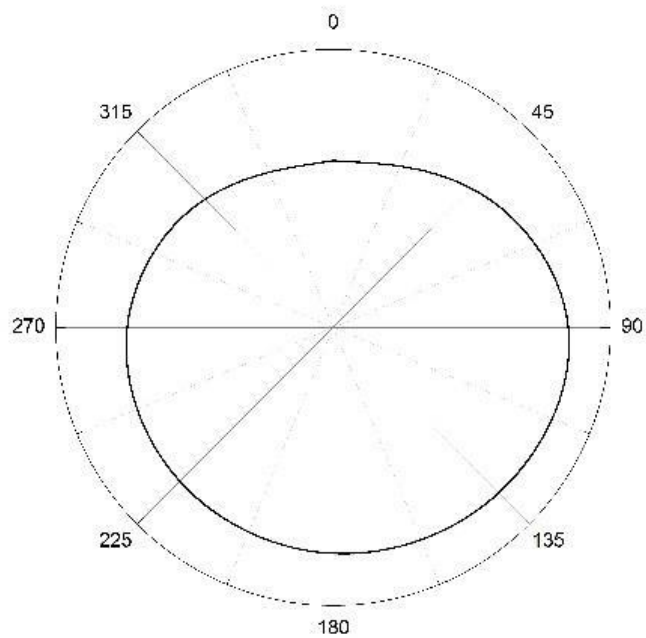


в)

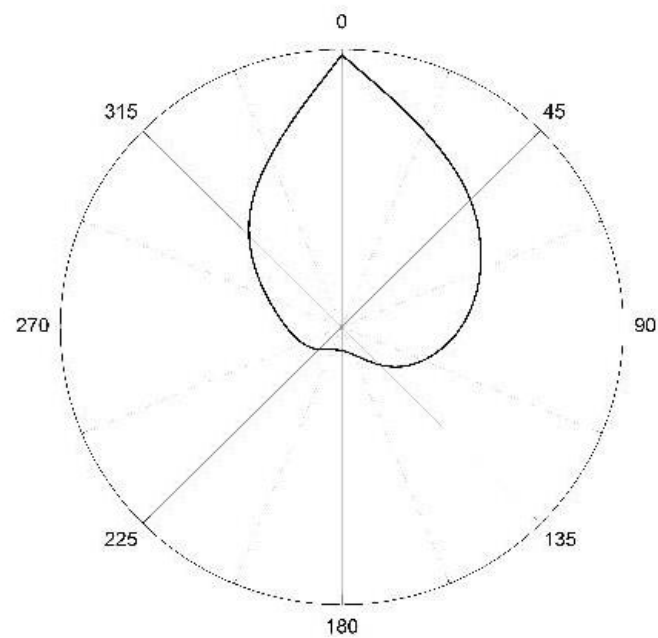


г)

Рисунок 3.14 – Анизотропия нейтронного излучения в выбранных помещениях АО «ИРМ»: а) отм. 6,3, балкон за биологической защитой реактора; б) отм. 3,9, балкон за биологической защитой реактора, напротив АЗ; в) отм. 0,0, напротив ГЭК; г) отм. 0,0, ремкоридор



а)



б)

Рисунок 3.15 – Анизотропия нейтронного излучения в выбранных помещениях УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»: а) отм. 3,9, балкон за биологической защитой реактора, напротив АЗ; б) отм. 0,0, напротив ГЭК-8

3.3. Определение принятого значения индивидуального и амбиентного эквивалентов дозы

Определение принятого значения амбиентного эквивалента дозы производится с учетом энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения по формуле (3.3).

Определение принятого значения индивидуального эквивалента дозы производится с учетом анизотропии и энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения.

$$\dot{H}_p(10) = \varphi \cdot \left(h_p(10, 0^\circ) \cdot \eta(0^\circ) + h_p(10, 45^\circ) \cdot (\eta(45^\circ) + \eta(-45^\circ)) + h_p(10, 180^\circ) \cdot \eta(180^\circ) \right), \quad (3.5)$$

где φ – интегральная плотность потока нейтронов, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$;

$h_p(10, \omega)$ – коэффициент перехода от плотности потока к индивидуальному эквиваленту дозы в определенном направлении, $\text{пЗв} \cdot \text{см}^2$;

$\eta(\omega)$ – доля плотности потока, приходящая с направления ω , отн. ед.

Сравнение мощности дозы индивидуальных нейтронных дозиметров в ПЗ геометрии и принятого значения МИЭД показаны в табл. 3.9 – 3.12. (Сводные таблицы данных для ОИАЭ приведены в Приложении В).

Видна существенная разница между измеренными значениями и принятым значением МИЭД для некоторых случаев. Это обусловлено различием отклика прибора в зависимости от энергии для индивидуального эквивалента дозы. Для устранения этих различий в соответствии с [12] рекомендуется применять поправочные коэффициенты, учитывающие различие между спектром поверочной установки и спектром на рабочем месте персонала.

Таблица 3.9 – Мощности дозы индивидуальных нейтронных дозиметров в ПЗ геометрии и принятого значения МИЭД на рабочих местах Белоярской АЭС

| № | Тип и место работы | МИЭД, мкЗв/ч | | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----------------------|---|--------------|------------|-----------------------------------|
| | | Harshaw | DMC 2000GN | |
| Блок № 1-2 (РУ АМБ) | | | | |
| 1. | Железнодорожный коридор (17 местный чехол в вагоне) | – | – | 0,6 |
| 2. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол в вагоне) | 28 | 2 | 3,8 |
| 3. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол вне вагона) | – | – | 1,7 |
| Блок № 3 (РУ БН-600) | | | | |
| 4. | Помещение БСС между баком и выходом | 309 | – | 0,7 |
| 5. | Перед входом в помещение БСС | – | – | 0,1 |
| 6. | Помещение БСС у бака | 3 594 | – | 5,4 |
| 7. | Хранилище источников | 34 | 26 | 13,0 |
| 8. | Шахта реактора (без источника) Pu-Be | – | – | 1,0 |
| 9. | Шахта реактора (с источником) Pu-Be | – | – | 5,5 |
| 10. | Ж/д коридор, вагон | 46 | 2 | 5,3 |
| 11. | Ж/д коридор | – | – | 4,01 |
| Блок № 4 (РУ БН-800) | | | | |
| 12. | Склад свежего топлива | – | – | 8,0 |
| 13. | Коридор, над защитой между помещениями | 23 | – | 0,0 |
| 14. | Помещение БСС, у бака | – | – | 332,2 |
| 15. | Помещение БСС, в центре | 2 267 | 177 | 46,7 |
| 16. | Помещение БСС, у арматуры | – | – | 57,6 |
| 17. | Защитный колпак реактора | 66 | – | 0,3 |
| 18. | Помещение трубопроводов аргона | – | – | 0,3 |
| 19. | ЦЗ (источник Cf) | 2 517 | – | 1 438 |
| 20. | Склад свежего топлива, МОКС у стены | – | – | 26,8 |
| 21. | Склад свежего топлива, МОКС между стеллажами | – | – | 26,8 |

Таблица 3.10 – Мощности дозы индивидуальных нейтронных дозиметров в ПЗ геометрии и принятого значения МИЭД на рабочих местах Нововоронежской АЭС

| № | Тип и место работы | МИЭД, мкЗв/ч | | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|---------------------------|--|--------------|--------|-----------------------------------|
| | | Harshaw | EPD-N2 | |
| Блок № 3, 4 (РУ ВВЭР-440) | | | | |
| 1. | Помещение размещения боромера | – | – | 1,5 |
| 2. | Помещение работ с образцовым боромером | 204 | 41 | 146 |
| 3. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 209 | 24 | 2,8 |
| 4. | Помещение размещения боромера | – | – | – |
| 5. | Транспортный коридор | – | – | – |
| 6. | Склад свежего топлива | – | – | – |
| 7. | Гермообъем | – | – | – |
| Блок № 5 (РУ ВВЭР-1000) | | | | |
| 8. | ЦЗ ГО на мощности | 195 | 20 | 6,7 |
| 9. | ЦЗ ГО на ППР | – | – | – |
| 10. | Помещение ББ на мощности | – | – | 0,9 |
| 11. | Помещение ГЦН-1 на мощности | | 168 | 31,6 |
| 12. | Помещение ГЦН-3 на мощности | 707 | – | 137,4 |
| 13. | Помещение размещения боромера | – | – | 3,0 |
| 14. | Транспортный коридор | – | – | 18,2 |
| 15. | Помещение размещения боромера | 63 | 1 | 0,2 |
| 16. | Помещение размещения боромера | 2 | – | 0,1 |
| 17. | Помещение размещения боромера | 2 | 2 | 0,8 |
| 18. | Помещение размещения боромера | 17 | 3 | 2,9 |
| 19. | Хранилище источников | 120 | 42 | 3,8 |
| 20. | Хранилище источников | 104 | 42 | 11,3 |
| 21. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 348 | 26 | 3,2 |
| 22. | Помещение размещения боромера | – | – | – |
| 23. | Склад свежего топлива | – | – | – |
| Блок № 6 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 24. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 737 | 411 | 4,9 |
| 25. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 11 | 10 | 1,9 |
| 26. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 4 | 10 | 1,9 |
| 27. | ЦЗ ГО на мощности | 64 | 0,4 | 0,4 |
| 28. | Помещение размещения боромера | 33 | 29 | 67,7 |
| 29. | Помещение размещения боромера | 45 | 9 | 19,2 |
| 30. | Помещение размещения боромера | 9 | 13 | 2,3 |
| 31. | Помещение размещения боромера | 5 | 4 | 2,8 |
| 32. | Помещение размещения боромера | 37 | 1 | 4,3 |
| 33. | Помещение размещения боромера | 40 | 9 | 7,2 |
| 34. | Помещение размещения боромера | 99 | 14 | 6,5 |
| 35. | Помещение размещения боромера | 99 | 31 | 4,4 |
| 36. | Помещение размещения боромера | 4 | 71 | 5,0 |
| 37. | Склад свежего топлива | – | – | 0,2 |

| № | Тип и место работы | МИЭД, мкЗв/ч | | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|-------------------------|--|--------------|--------|-----------------------------------|
| | | Harshaw | EPD-N2 | |
| Блок № 7 (РУ ВВЭР-1200) | | | | |
| 38. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 280 | 36 | 8,3 |
| 39. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 30 | 1 | 1,4 |
| 40. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 30 | 1 | 1,4 |
| 41. | ЦЗ ГО на мощности | 4 | 0,4 | 0,4 |
| 42. | Помещение размещения боромера | 57 | 5 | 72,3 |
| 43. | Помещение размещения боромера | 22 | 16 | 42,2 |
| 44. | Помещение размещения боромера | 56 | 27 | 5,4 |
| 45. | Помещение размещения боромера | 3 | 1 | 2,8 |
| 46. | Помещение размещения боромера | 3 | 2 | 4,8 |
| 47. | Помещение размещения боромера | 31 | 8 | 7,5 |
| 48. | Помещение размещения боромера | 46 | 16 | 5,7 |
| 49. | Помещение размещения боромера | 86 | 29 | 4,8 |
| 50. | Помещение размещения боромера | 100 | 75 | 4,9 |

Таблица 3.11 – Мощности дозы индивидуальных нейтронных дозиметров в ПЗ геометрии и принятого значения МИЭД на рабочих местах АО «ИРМ»

| № | Тип и место работы | МИЭД, мкЗв/ч | | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----|------------------------------|--------------|---------|-----------------------------------|
| | | Harshaw | ДВГН-01 | |
| 1. | Отм. 8,05, крышка реактора | – | – | – |
| 2. | Отм. 6,3, балкон | 71 | 36 | 5,9 |
| 3. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 232 | 138 | 20,7 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК | 16 | 13 | 0,5 |
| 5. | Отм. 0,0, ремкоридор | 31 | 15 | 0,4 |

Таблица 3.12 – Мощности дозы индивидуальных нейтронных дозиметров в ПЗ геометрии и принятого значения МИЭД на рабочих местах УНЦ «Исследовательский ядерный реактор

| № | Тип и место работы | МИЭД, мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч |
|----|------------------------------|--------------|-----------------------------------|
| | | ДВГН-01 | |
| 1. | Отм. 0,0, ГЭК-8 | 835 | 80 |
| 2. | Отм. 0,0, ГЭК-3 | – | – |
| 3. | Отм. 0,0, ГЭК-4 | – | – |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК-6 | – | – |
| 5. | Отм. 8,05, крышка реактора | – | – |
| 6. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 18 | 1,3 |

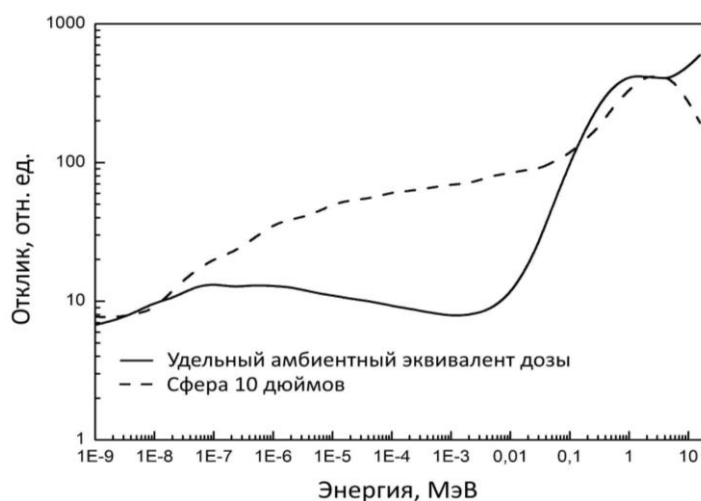
3.4. Определение поправочных коэффициентов к дозиметрам

Знание характеристик полей нейтронного излучения позволяет получить сведения о действительных уровнях воздействия на персонал, которые могут в значительной степени отличаться от показаний индивидуальных дозиметров. Для повышения адекватности оценок воздействия нейтронного излучения на персонал к результатам измерений индивидуальными дозиметрами применяют поправочные коэффициенты, зависящие от формы спектра нейтронного излучения в конкретной точке измерения. На сегодняшний день можно выделить минимум 3 метода, позволяющих определить поправочные коэффициенты.

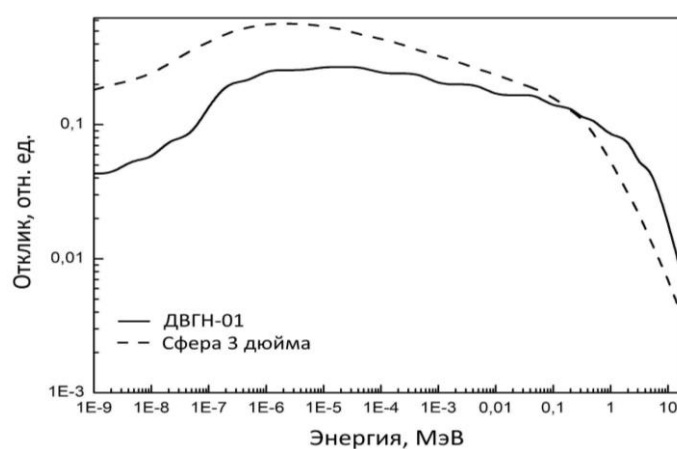
Первый метод (далее метод 1) применим к определению поправочного коэффициента только для альбедных дозиметров [91, 12]. Данный метод требует наличия спектрометра Боннера, у которого имеются сферы-замедлители с откликами, близкими к удельному амбиентному эквиваленту дозы и отклику индивидуального дозиметра. В данной работе использовались результаты измерений разработанного средства измерения МКС-АТ1117М с БДКН-06 и сферами-замедлителями диаметром 10 и 3 дюйма. На рис. 3.16 представлены для сравнения функции откликов детектора нейтронов для выбранных сфер-замедлителей нейтронов, удельного амбиентного эквивалента дозы (рис. 3.16 а) и отклика индивидуального дозиметра (рис. 3.16 б).

В методе 1 поправочный коэффициент определяется как отношение результатов измерений МАЭД со сферами диаметрами 10 и 3 дюйма [91, 12]:

$$K = \frac{H^*(10)_{10''}}{H^*(10)_{3''}}. \quad (3.6)$$



а)



б)

Рисунок 3.16 – Сопоставление откликов сфер с величинами:

а) удельный амбиентный эквивалент дозы; б) отклик ДВГН-01

Второй метод (далее метод 2) определения поправочного коэффициента опирается на экспериментально полученные данные:

- измеренные значения МАЭД, полученные с помощью приборов ДКРМ;
- результат измерения индивидуального эквивалента дозы на передней плоскости фантома с помощью индивидуальных ТЛ дозиметров.

В методе 2 поправочный коэффициент может быть найден по формуле (3.7) [93]:

$$\kappa = \frac{H^*(10)}{M}. \quad (3.7)$$

Третий метод (далее метод 3) определения поправочного коэффициента учитывает не только энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, но и его анизотропию. Данный метод лишен излишнего консерватизма. Поправочные коэффициенты определяются как отношение принятого значения МИЭД к показанию индивидуального дозиметра.

$$k = \frac{H_p(10)}{M(10,0^\circ)}, \quad (3.8)$$

где $M(10,0^\circ)$ – показания индивидуального дозиметра в ПЗ геометрии облучения, мЗв;

$H_p(10)$ – принятое значение индивидуального эквивалента дозы (п.п.3.3 данной работы), мЗв.

Поправочные коэффициенты на рабочих местах представлены в табл. 3.13 – 3.16. (Сводные таблицы данных для ОИАЭ приведены в Приложении В).

Таблица 3.13 – Поправочные коэффициенты на рабочих местах Белоярской АЭС

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | | K3 | |
|----------------------|---|------|---------|------------|---------|------------|
| | | | Harshaw | DMC 2000GN | Harshaw | DMC 2000GN |
| Блок № 1, 2 (РУ АМБ) | | | | | | |
| 1. | Железнодорожный коридор (17 местный чехол в вагоне) | – | – | – | – | – |
| 2. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол в вагоне) | 1,2 | 0,4 | 5,5 | 0,14 | 1,9 |
| 3. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол вне вагона) | 0,6 | – | – | – | – |
| Блок № 3 (РУ БН-600) | | | | | | |
| 4. | Помещение БСС между баком и выходом | 0,08 | 0,02 | – | 0,002 | – |
| 5. | Перед входом в помещение БСС | 0,08 | – | – | – | – |
| 6. | Помещение БСС у бака | 0,09 | 0,01 | – | 0,0015 | – |
| 7. | Хранилище источников | 2,7 | 0,9 | 1,2 | 0,4 | 0,5 |
| 8. | Шахта реактора (без источника) Pu-Be | 0,5 | – | – | – | – |
| 9. | Шахта реактора (с источником) Pu-Be | 0,6 | – | – | – | – |
| 10. | Ж/д коридор, вагон | 0,8 | 0,3 | 7,3 | 0,12 | 2,7 |
| 11. | Ж/д коридор | 0,3 | – | – | – | – |

Окончание табл. 3.13.

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | | K3 | |
|----------------------|--|------|---------|------------|---------|------------|
| | | | Harshaw | DMC 2000GN | Harshaw | DMC 2000GN |
| Блок № 4 (РУ БН-800) | | | | | | |
| 12. | Склад свежего топлива | 1,42 | – | – | – | – |
| 13. | Коридор, над защитой между помещениями | 0,19 | 0,02 | – | – | – |
| 14. | Помещение БСС, у бака | 0,13 | – | – | – | – |
| 15. | Помещение БСС, в центре | 0,14 | 0,16 | 2,0 | 0,02 | 0,3 |
| 16. | Помещение БСС, у арматуры | 0,12 | – | – | – | – |
| 17. | Защитный колпак реактора | 0,11 | 0,08 | – | 0,005 | – |
| 18. | Помещение трубопроводов аргона | 0,11 | – | – | – | – |
| 19. | ЦЗ (источник Cf) | 1,7 | 0,5 | – | 0,6 | – |
| 20. | Склад свежего топлива, МОКС у стены | 1,2 | – | – | – | – |
| 21. | Склад свежего топлива, МОКС между стеллажами | 1,3 | – | – | – | – |

Таблица 3.14 – Поправочные коэффициенты на рабочих местах Нововоронежской АЭС

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | | K3 | |
|---------------------------|--|-----|---------|--------|---------|--------|
| | | | Harshaw | EPD-N2 | Harshaw | EPD-N2 |
| Блок № 3, 4 (РУ ВВЭР-440) | | | | | | |
| 1. | Помещение размещения боромера | 0,4 | – | – | – | – |
| 2. | Помещение работ с образцовым боромером | 0,3 | 1,3 | 6,5 | 0,7 | 3,6 |
| 3. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 2,7 | 0,14 | 1,3 | 0,013 | 0,12 |
| 4. | Помещение размещения боромера | – | – | – | – | – |
| 5. | Транспортный коридор | – | – | – | – | – |
| 6. | Склад свежего топлива | – | – | – | – | – |
| 7. | Гермообъем | – | – | – | – | – |
| Блок № 5 (РУ ВВЭР-1000) | | | | | | |
| 8. | ЦЗ ГО на мощности | 3,1 | 0,09 | 0,9 | 0,03 | 0,3 |
| 9. | ЦЗ ГО на ППР | 5,8 | – | – | – | – |
| 10. | Помещение ББ на мощности | 6,2 | – | – | – | – |
| 11. | Помещение ГЦН-1 на мощности | 4,0 | - | 1,7 | - | 0,2 |
| 12. | Помещение ГЦН-3 на мощности | 4,4 | 0,5 | – | 0,2 | – |
| 13. | Помещение размещения боромера | – | – | – | – | – |
| 14. | Транспортный коридор | с | – | – | – | – |
| 15. | Помещение размещения боромера | 1,0 | 0,010 | 0,6 | 0,003 | 0,2 |
| 16. | Помещение размещения боромера | 3,0 | 0,14 | – | 0,05 | – |
| 17. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 0,8 | 0,8 | 0,4 | 0,4 |
| 18. | Помещение размещения боромера | 0,7 | 0,4 | 2,5 | 0,2 | 1,0 |
| 19. | Хранилище источников | 0,8 | 0,08 | 0,2 | 0,03 | 0,09 |
| 20. | Хранилище источников | 1,1 | 0,2 | 0,5 | 0,11 | 0,3 |
| 21. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 5,3 | 0,04 | 0,5 | 0,009 | 0,12 |
| 22. | Помещение размещения боромера | – | – | – | – | – |
| 23. | Склад свежего топлива | – | – | – | – | – |

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | | K3 | |
|-------------------------|--|-----|---------|--------|---------|--------|
| | | | Harshaw | EPD-N2 | Harshaw | EPD-N2 |
| Блок № 6 (РУ ВВЭР-1200) | | | | | | |
| 24. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 4,7 | 0,02 | 0,03 | 0,007 | 0,012 |
| 25. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 2,3 | 0,4 | 0,4 | 0,2 | 0,2 |
| 26. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 2,3 | 1,0 | 0,4 | 0,5 | 0,2 |
| 27. | ЦЗ ГО на мощности | 1,0 | 0,014 | 2,3 | 0,006 | 1,0 |
| 28. | Помещение размещения боромера | 0,3 | 5,0 | 5,7 | 2,1 | 2,3 |
| 29. | Помещение размещения боромера | 0,3 | 1,0 | 5,1 | 0,4 | 2,1 |
| 30. | Помещение размещения боромера | 1,8 | 0,2 | 0,15 | 0,3 | 0,2 |
| 31. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 1,5 | 1,8 | 0,6 | 0,7 |
| 32. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 0,2 | 6,2 | 0,12 | 4,3 |
| 33. | Помещение размещения боромера | 0,8 | 0,3 | 1,4 | 0,2 | 0,8 |
| 34. | Помещение размещения боромера | 0,8 | 0,14 | 1,0 | 0,07 | 0,5 |
| 35. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 2,0 | 6,5 | 0,0 | 0,14 |
| 36. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 2,4 | 0,14 | 1,3 | 0,07 |
| 37. | Склад свежего топлива | – | – | – | – | – |
| Блок № 7 (РУ ВВЭР-1200) | | | | | | |
| 38. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 5,1 | 0,08 | 0,6 | 0,03 | 0,2 |
| 39. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 3,5 | 0,06 | 1,7 | 0,05 | 1,4 |
| 40. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 3,5 | 0,06 | 1,7 | 0,05 | 1,4 |
| 41. | ЦЗ ГО на мощности | 1,0 | 0,13 | 1,3 | 0,10 | 1,0 |
| 42. | Помещение размещения боромера | 0,2 | 3,1 | 35 | 1,3 | 14 |
| 43. | Помещение размещения боромера | 0,3 | 4,5 | 6,3 | 1,9 | 2,6 |
| 44. | Помещение размещения боромера | 0,6 | 0,2 | 0,4 | 0,10 | 0,2 |
| 45. | Помещение размещения боромера | 0,4 | 3,7 | 11 | 0,9 | 2,8 |
| 46. | Помещение размещения боромера | 0,4 | 3,3 | 5,0 | 1,6 | 2,4 |
| 47. | Помещение размещения боромера | 0,8 | 0,6 | 2,2 | 0,2 | 0,9 |
| 48. | Помещение размещения боромера | 0,7 | 0,3 | 0,9 | 0,12 | 0,4 |
| 49. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 0,8 | 2,5 | 0,06 | 0,2 |
| 50. | Помещение размещения боромера | 0,5 | 1,3 | 1,7 | 0,05 | 0,07 |

Таблица 3.15 – Поправочные коэффициенты на рабочих местах АО «ИРМ»

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | | K3 | |
|----|------------------------------|-----|---------|---------|---------|---------|
| | | | Harshaw | ДВГН-01 | Harshaw | ДВГН-01 |
| 1. | Отм. 8,05, крышка реактора | 0,4 | – | – | – | – |
| 2. | Отм. 6,3, балкон | 0,5 | 0,3 | 0,5 | 0,08 | 0,2 |
| 3. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 0,7 | 0,2 | 0,4 | 0,09 | 0,2 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК | 0,2 | 0,2 | 0,3 | 0,03 | 0,04 |
| 5. | Отм. 0,0, ремкоридор | 0,7 | 0,04 | 0,09 | 0,013 | 0,03 |

Таблица 3.16 – Поправочные коэффициенты на рабочих местах УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

| № | Тип и место работы | K1 | K2 | K3 |
|----|------------------------------|------|-----|------|
| 1. | Отм. 0,0, ГЭК-8 | 0,3 | 0,4 | 0,10 |
| 2. | Отм. 0,0, ГЭК-3 | 0,2 | – | – |
| 3. | Отм. 0,0, ГЭК-4 | 0,14 | – | – |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК-6 | 0,3 | – | – |
| 5. | Отм. 8,05, крышка реактора | 0,2 | – | – |
| 6. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 0,3 | 0,7 | 0,07 |

Выводы

1. Проведен анализ нейтронных полей на рабочих местах на территории Белоярской АЭС, Нововоронежской АЭС, АО «ИРМ» и УНЦ «Исследовательский ядерный реактор. Всего исследовано 82 точки, где возможно облучение нейтронным излучением на территории ОИАЭ, только в 5 точках МАЭД нейтронного излучения не превышал 0,5 мкЗв/ч. На основании полученных результатов все рабочие места можно разделить на две группы: рабочие места, где облучение работников происходит в полях преимущественно быстрых нейтронов, и рабочие места в полях нейтронов с промежуточной и тепловой энергией. Вторая ситуация чаще всего реализуется в помещениях, прилегающих к реакторному залу, т. к. нейтроны, образованные в активной зоне реактора, проходят через биологическую защиту (толстая бетонная стена), теряя свою энергию при многократном рассеянии.

2. В целях совершенствования системы индивидуального дозиметрического контроля были определены поправочные коэффициенты для различных типов используемых индивидуальных дозиметров и дозиметра-радиометра. В области низких энергий термолюминесцентные нейтронные персональные дозиметры переоценивают принятое значение величины индивидуального эквивалента дозы более чем в 100 раз, а электронные прямопоказывающие индивидуальные дозиметры – от 0,16 до

7,7 раз. Как и ожидалось, в области высоких энергий нейтронов поправочные коэффициенты для персональных дозиметров стремятся к 1,0.

3. На основе результатов диссертационной работы разработаны, аттестованы и внесены в ФИФ ОЕИ методики (методы) измерений: Методика (метод) измерений «МТ АААА.7031.006-2020 «Определение поправочных коэффициентов для приборов текущего и оперативного контроля облучения персонала нейтронным излучением» (ФР.1.38.2020.38128) [94] (Приложение Г), «МРК 01-2019 «Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Белоярской АЭС» (ФР.1.38.2019.35750) [95] (Приложение Д), «МРК 02-2021 «Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Нововоронежской АЭС» (ФР.1.38.2022.42437) [96] (Приложение Е).

Представленные результаты являются обоснованием второго защищаемого положения: метод математической обработки результатов измерений индивидуальных эквивалентов доз нейтронного излучения индивидуальными дозиметрами, учитывающий, угловое и энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, позволяет определить принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением для обоснования поправочных коэффициентов с целью корректного определения эффективной дозы.

ГЛАВА 4. РАЗРАБОТКА НЕЙТРОННОГО ДОЗИМЕТРА ДЛЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ С НЕИЗВЕСТНЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Мониторинг нейтронного облучения персонала на ядерных установках является сложной задачей в области индивидуальной дозиметрии. За биологической защитой ядерных установок энергии нейтронов лежат в широком диапазоне – от тепловых до десятков МэВ. В условиях аварийного облучения стандартные методы индивидуальной и групповой дозиметрии не всегда позволяют адекватно оценить уровни воздействия излучения на персонал.

Энергетическая зависимость чувствительности (ЭЗЧ) индивидуальных дозиметров нейтронов в значительной степени отличается от удельного индивидуального эквивалента дозы, $h_p(10)$. Показания индивидуальных дозиметров в условиях штатной работы ядерных установок могут существенно отличаться от истинных значений индивидуального эквивалента дозы или эффективной дозы [97–99]. В условиях рутинного мониторинга для компенсации неопределенности показаний индивидуальных дозиметров вводят поправочные коэффициенты, учитывающие угловое и энергетическое распределение нейтронов на рабочем месте персонала [100–102]. В аварийной ситуации энергетическое распределение нейтронов на рабочем месте персонала может не соответствовать таковому в условиях штатной работы. Таким образом, в условиях аварийного облучения адекватная оценка индивидуального эквивалента дозы и эффективной дозы персонала не может быть достигнута с помощью индивидуальных дозиметров.

С помощью стационарных или переносных дозиметров, предназначенных для контроля мощности дозы нейтронного излучения на рабочем месте, может быть получена адекватная оценка дозы нейтронного облучения персонала ядерных установок в точке контроля. Как правило, такие дозиметры состоят из полиэтиленовой сферы-замедлителя или цилиндра определенного диаметра для замедления нейтронов и активного

или пассивного детектора тепловых нейтронов. Энергетическая зависимость чувствительности такого типа дозиметров близко описывает удельный амбиентный эквивалент дозы ($h^*(10)$) (рис. 4.1). Данные приборы предназначены для определения дозиметрических характеристик непосредственно в определенной точке рабочего места персонала. В условиях аварийного облучения использование дозиметров группового контроля затруднено из-за их массивности.

В данной работе в условиях аварийного облучения предлагается использовать пероральный термолюминесцентный дозиметр (ПТД) нейтронного излучения. Энергетическая зависимость чувствительности разработанного дозиметра более точно описывает удельную эффективную дозу по сравнению с наиболее широко распространенными индивидуальными дозиметрами нейтронного излучения (см. рис.4.1). Пероральный термолюминесцентный дозиметр обладает преимуществами приборов как индивидуального, так и группового контроля: мобильностью, малогабаритность и наличием необходимой ЭЗЧ.

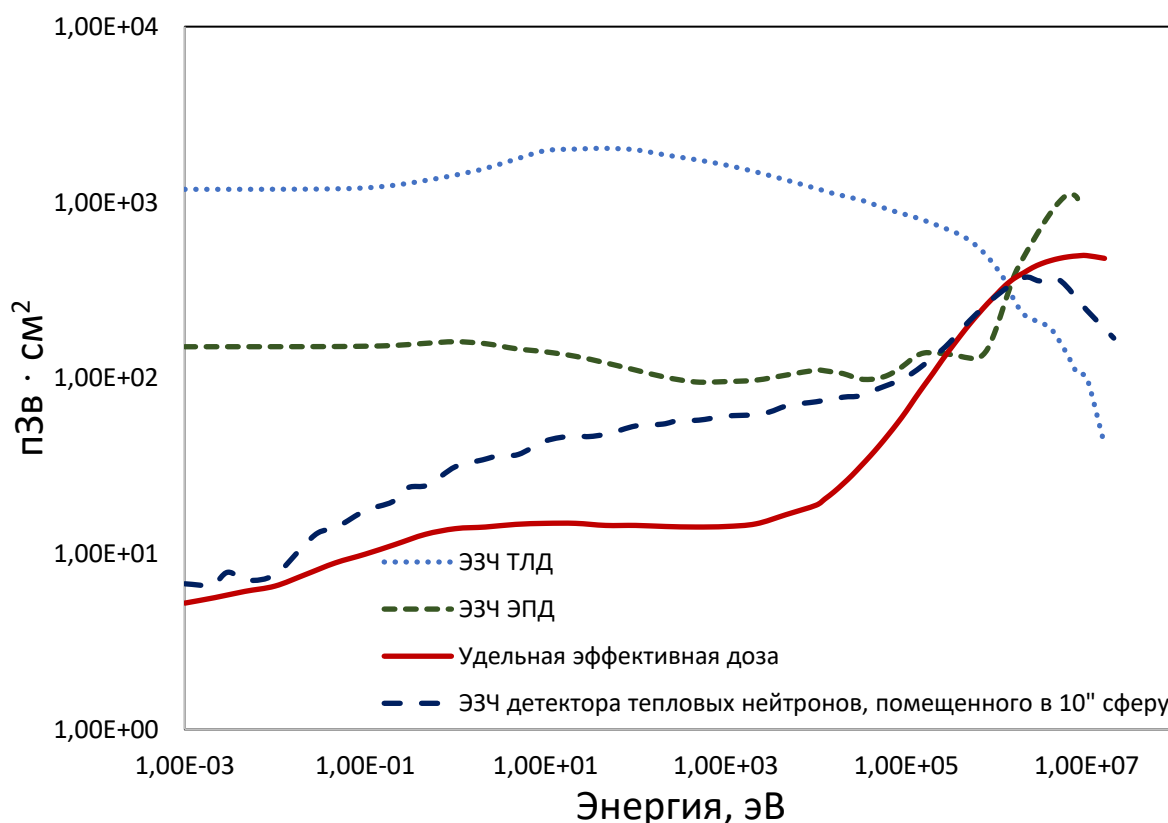


Рисунок 4.1 – Сравнение ЭЗЧ дозиметров с эффективной дозой

Как видно из рис. 4.1, наиболее близкий ЭЗЧ к удельной эффективной дозе имеет детектор тепловых нейтронов, помещенный в 10-дюймовую сферу. При размещении детектора тепловых нейтронов в подобных условиях возможно добиться того, что оценки эффективной дозы облучения будут близки к принятому значению эффективной дозы. Размещение дозиметра непосредственно в теле человека обеспечивает сопоставимую геометрию измерения с измерениями внутри полиэтиленового шара диаметром 10 дюймов.

4.1. Принцип работы дозиметра

Для формирования необходимой геометрии облучения дозиметра в ситуации аварийного или потенциально возможного нейтронного облучения он помещается в тело человека путем проглатывания. Практически сразу дозиметр оказывается в желудке, где может находиться от 4 до 10 ч. Нейтроны, многократно рассеиваясь в теле человека (фантоме), замедляются до тепловых энергий и эффективно регистрируются дозиметром. Функция отклика дозиметра будет близка к удельной эффективной дозе на единичный флюенс. Дозиметр нейтронного излучения предоставляет наиболее точные данные об уровне облучения работника в аварийных условиях. Пероральный дозиметр нейтронного излучения состоит из двух кристаллов: ${}^6\text{LiF}$ и ${}^7\text{LiF}$, помещенных в пластмассовую капсулу. Кристаллы ${}^6\text{LiF}$ чувствительны к регистрации тепловых нейтронов и гамма-излучению, а кристаллы ${}^7\text{LiF}$ – только к гамма-излучению.

На рис. 4.2 изображено возможное расположение дозиметра внутри тела.

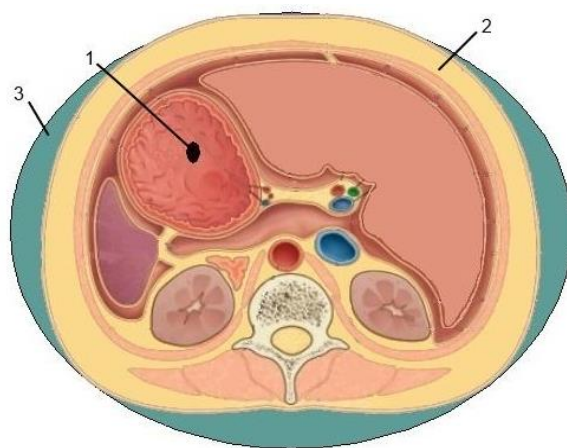


Рисунок 4.2–Взаимное расположение тела человека, смоделированного фантома и дозиметра: 1 – дозиметр, 2 – тело, 3 – фантом

После окончания работ в условиях аварийного облучения ПТД извлекается из тела естественным путем и передается в отдел радиационной безопасности для обработки. Кристаллы извлекаются из капсулы, и происходит их считывание на специальном оборудовании. Определение накопленных доз происходит согласно МУ 2.6.5.026-2016 [11].

4.2. Моделирование

Исследование ЭЗЧ дозиметра в различных геометриях облучения проводилось с помощью ПО FLUKA [79, 103] на основе метода Монте-Карло. Объекты моделирования создавались на основе их реального материального состава и геометрических размеров. Модель дозиметра состояла из пластмассовой капсулы $\varnothing 0,8 \times 1,5$ см с толщиной стенок 0,05 см, двух кристаллов ${}^6\text{LiF}(\text{Mg,Ti})$ и ${}^7\text{LiF}(\text{Mg,Ti})$ $\varnothing 0,5 \times 0,05$ см. Расположение кристаллов внутри капсулы представлено на рис.4.3.

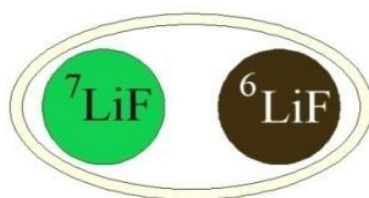


Рисунок 4.3 – Модель дозиметра гамма-нейтронного смешанного излучения

Фантом, в который помещен дозиметр, представлен эллиптическим цилиндром высотой 50 см и сечением 40×32 см. Материал фантома соответствовал составу мягких тканей, которые, согласно МКРЕ, включают 4 компонента: Н – 10 %, С – 11 %, N – 3 % и О – 76 % [1].

Для построения ЭЗЧ дозиметра моделировалась ситуация облучения фантома последовательно полем моноэнергетичных нейтронов с энергиями от 10^{-3} до 10^7 эВ с шагом в порядок и от $2 \cdot 10^{-3}$ до $2 \cdot 10^7$ эВ. Рассмотрены основные геометрии облучения персонала: передне-задняя (ПЗ), задне-передняя (ЗП), левая боковая (ЛБ), правая боковая (ПБ) геометрии и геометрия вращения (ВР). Облучение в ПЗ, ЗП, ЛП, ПЛ геометриях моделировалось однородным направленным полем излучения прямоугольного сечения 40×70 см для полного перекрытия всего фантома под углами 0, 90, 180 и 270°, соответственно. Облучение в геометрии вращения моделировалось облучение однородным направленным полем излучения прямоугольного сечения нейтронов под углами от 0 до 360° с интервалом в 45°. Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра в геометрии вращения представляла собой сумму его показаний для каждого угла падения излучения.

Для репрезентативности результатов моделирования рассчитывались 15 показаний ПТД для каждой геометрии облучения и каждой энергии поля нейтронов. На рис. 4.4 изображены ЭЗЧ ПТД для различных геометрий облучения и функции эффективной дозы на единичный флюенс.

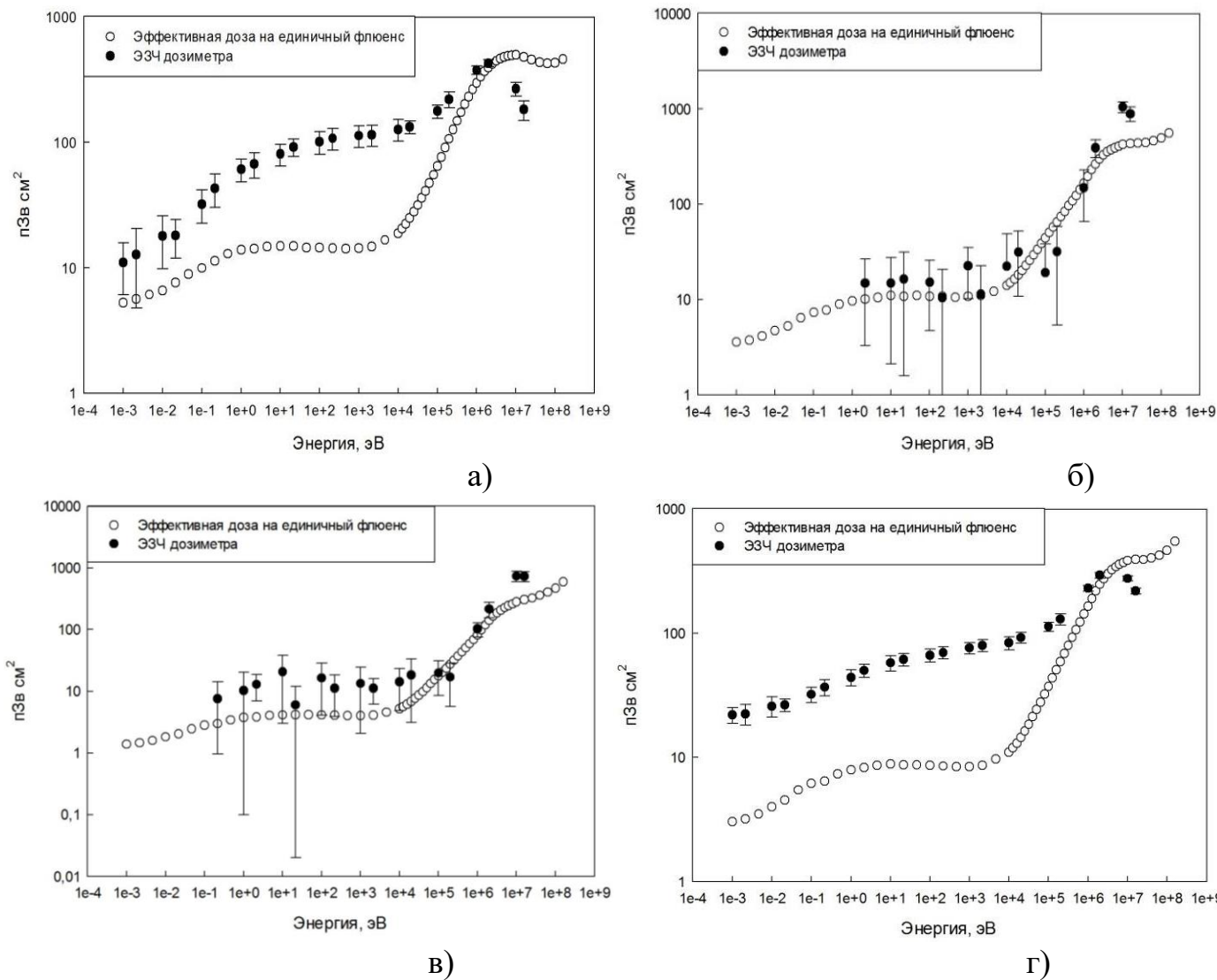


Рисунок 4.4 – ЭЗЧ дозиметра и эффективная доза на единичный флюенс в различных геометриях облучения:
а) ПЗ; б) ЗП; в) ПЛ; г) ВР

Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра смешанного гамма-нейтронного излучения имеет схожее поведение с функцией эффективной дозы на единичный флюенс в ПЗ, ЗП и ПЛ геометриях облучения. Наибольшее отклонение ЭЗЧ от функции эффективной дозы на единичный флюенс наблюдается для геометрии вращения и соответствует диапазону от тепловых энергий до десятков кэВ. Энергетическая зависимость чувствительности превышает функцию эффективной дозы на единичный флюенс в 7 и 9 раз для передне-задней геометрии и геометрии вращения соответственно (рис. 4.4). В области высоких энергий нейтронов, от $2 \cdot 10^6$ эВ, для всех геометрий облучений является характерным спад ЭЗЧ, в то время как функция эффективной дозы на единичный флюенс продолжает возрастать.

Исследовались ЭЗЧ дозиметра, находящегося в различных положениях внутри желудка. Были рассмотрены предельные случаи: перпендикулярное и параллельное расположения кристаллов дозиметра к потоку нейтронов (рис. 4.5).

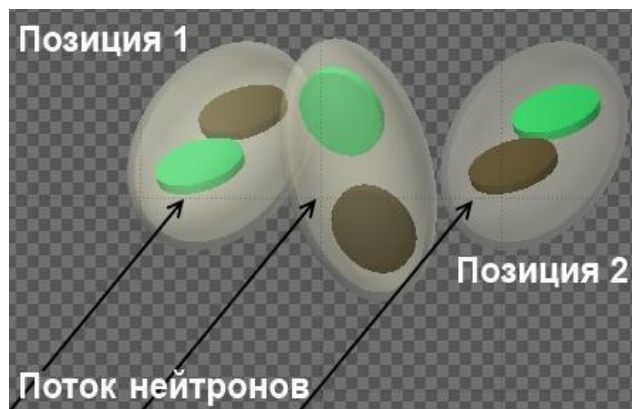


Рисунок 4.5 – Расположение дозиметра в фантоме по отношению к потоку нейтронов

Для регистрации в дозиметре нейтрон должен пройти большое расстояние в рассеивающем материале. В результате многократного рассеяния поток нейтронов уже не является направленным, а значит,

регистрация нейтрона в дозиметре может происходить под любым углом к нормали поверхности кристаллов. Статистически значимая разница в рассчитанных ЭЗЧ дозиметра в различных положениях внутри тела человека не обнаружена. Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра в условиях различного расположения приведена на рис. 4.6.

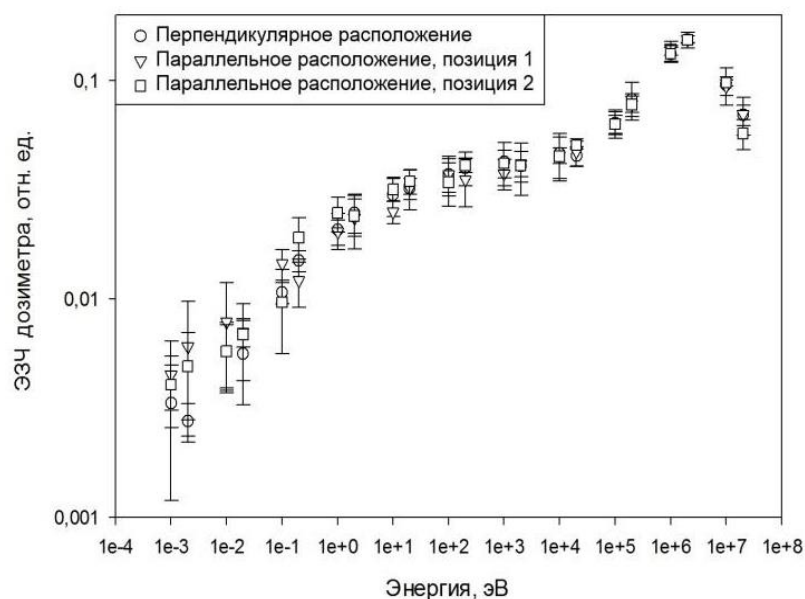


Рисунок 4.6 – ЭЗЧ дозиметра в различных положениях расположения

4.3. Расчетная оценка неопределенностей показаний дозиметра

Неопределенность показаний дозиметра определялась как разница между принятым значением эффективной дозы и показаниями дозиметра. Путем моделирования облучения дозиметра внутри тканеэквивалентного фантома в известных опорных полях нейтронов радионуклидных источников: $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$, $^{241}\text{Am}(\alpha, n)\text{Be}$, ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ были найдены значения калибровочных коэффициентов. Принятое значение эффективной дозы в рабочих полях нейтронов рассчитывалось путем свертки удельной эффективной дозы на единичную плотность потока для соответствующей геометрии облучения с рассматриваемым спектром. По аналогии были оценены показания дозиметра путем свертки его ЭЗЧ с рассматриваемым спектром. В расчетах рассматривались нейтронные поля реальных рабочих

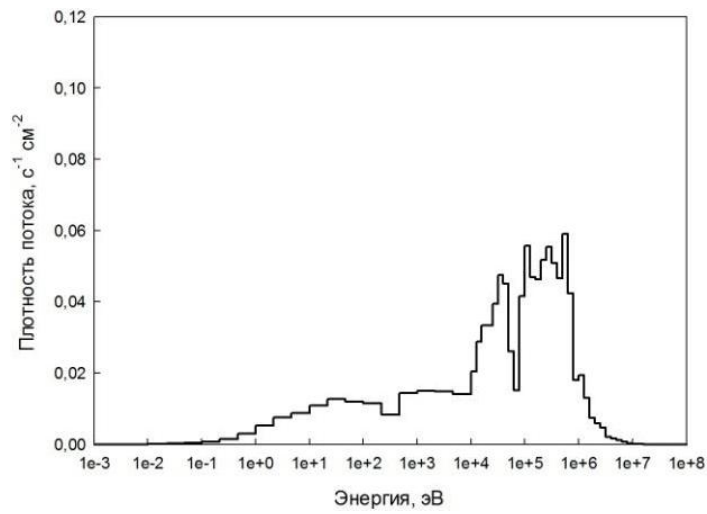
мест на атомных электростанциях с различным типом реакторных установок: водные реакторы под давлением (PWR), кипящие реакторы (BWR), водоводяные энергетические реакторы (VVER) и газоохлаждаемые реакторы (GCR). Спектры были выбраны таким образом, чтобы наиболее широко охватить диапазон изменения энергии нейтронов (рис. 4.7). Результаты оценки относительной неопределенности показаний дозиметра в переднезадней геометрии облучения и геометрии вращения представлены в табл. 4.1, 4.2.

Таблица 4.1 – Отношение принятого значения эффективной дозы в передне-задней геометрии облучения к показанию дозиметра

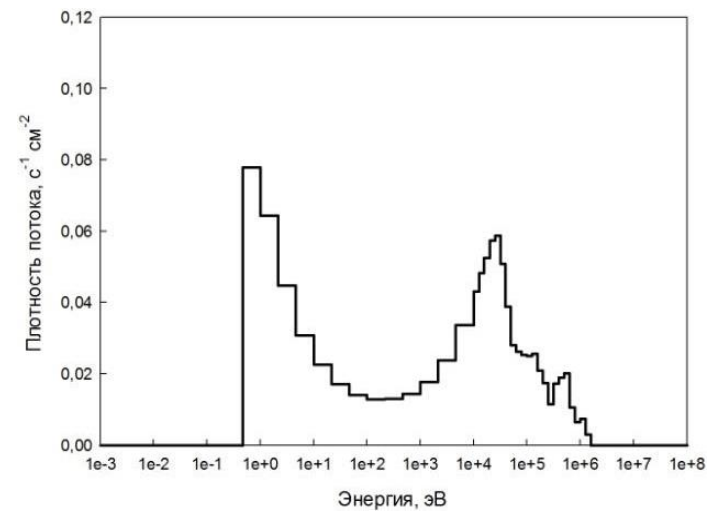
| Калибровочный источник | Рабочий спектр | | | |
|---------------------------------------|----------------|------|------|------|
| | BWR | PWR | VVER | GCR |
| $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ | 0,54 | 0,35 | 0,57 | 9,8 |
| $^{241}\text{Am}(\alpha, n)\text{Be}$ | 0,57 | 0,36 | 0,60 | 10,2 |
| ^{252}Cf | 0,64 | 0,41 | 0,67 | 11,5 |
| $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ | 0,96 | 0,61 | 1,02 | 17,3 |

Таблица 4.2 – Отношение принятого значения эффективной дозы при облучении в геометрии вращения к показанию дозиметра

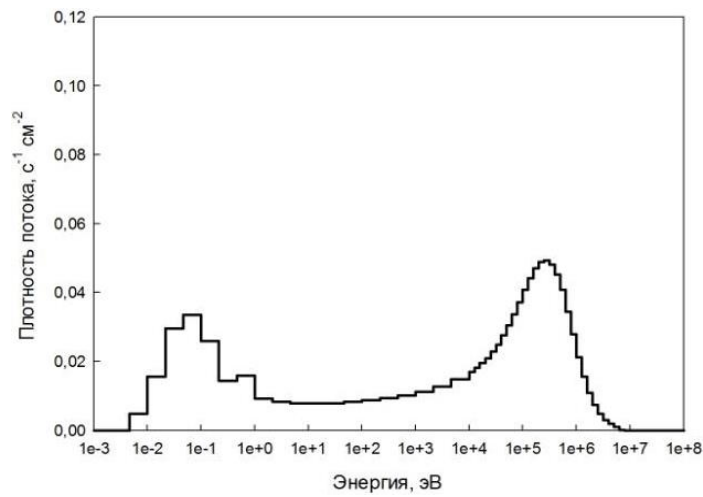
| Калибровочный источник | Рабочий спектр | | | |
|---------------------------------------|----------------|------|------|------|
| | BWR | PWR | VVER | GCR |
| $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ | 0,45 | 0,29 | 0,48 | 9,3 |
| $^{241}\text{Am}(\alpha, n)\text{Be}$ | 0,47 | 0,30 | 0,50 | 9,7 |
| ^{252}Cf | 0,58 | 0,37 | 0,61 | 11,9 |
| $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ | 0,87 | 0,55 | 0,92 | 17,8 |



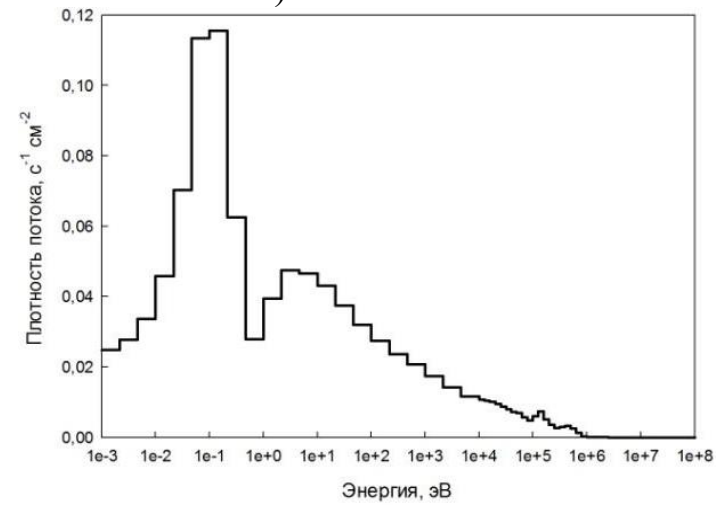
а)



б)



в)



г)

Рисунок 4.7 – «Рабочие» спектры: а) Caorso BWR: position 1 [104]; б) PWR Gosgen: position 1 [105]; в) ВВЭР, машинный зал hotside [104]; г) AGR: position CH1 [106]

Из данных, представленных в табл. 4.1, 4.2, видно, что калибровка на источниках с более низкой эффективной энергией нейтронов обеспечивает меньшую неопределенность результата измерения дозы от нейтронов, в отличие от калибровки на источниках с более высокой эффективной энергией нейтронов.

4.4. Натурные исследования

Измерения индивидуального эквивалента дозы внутри фантома, имитирующего расположение дозиметра внутри тела человека, проводились в АО «Институт реакторных материалов» в двух точках. Точки измерения располагались непосредственно за биологической защитой реакторной установки на разных высотных отметках от активной зоны. Индивидуальные дозиметры ДВГН-01 и Harshaw типов 6776 и 6777 помещались внутрь канистры, наполненной водой, размерами, соответствующими размерам торса стандартного человека, а также на передней плоскости фантома, имитируя стандартное размещение индивидуального дозиметра на теле человека. Все дозиметры были поверены на $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ источнике.

В местах расположения фантомов были проведены измерения энергетического распределения плотности потока и анизотропии нейтронного излучения для определения принятого значения эффективной дозы. Измерение спектров нейтронного излучения проводилось с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер-замедлителей. Восстановление спектров нейтронного излучения проводилось в соответствии с методикой, описанной в работе [107]. Результаты измерений энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения в точках измерений представлены на рисунке 4.8.

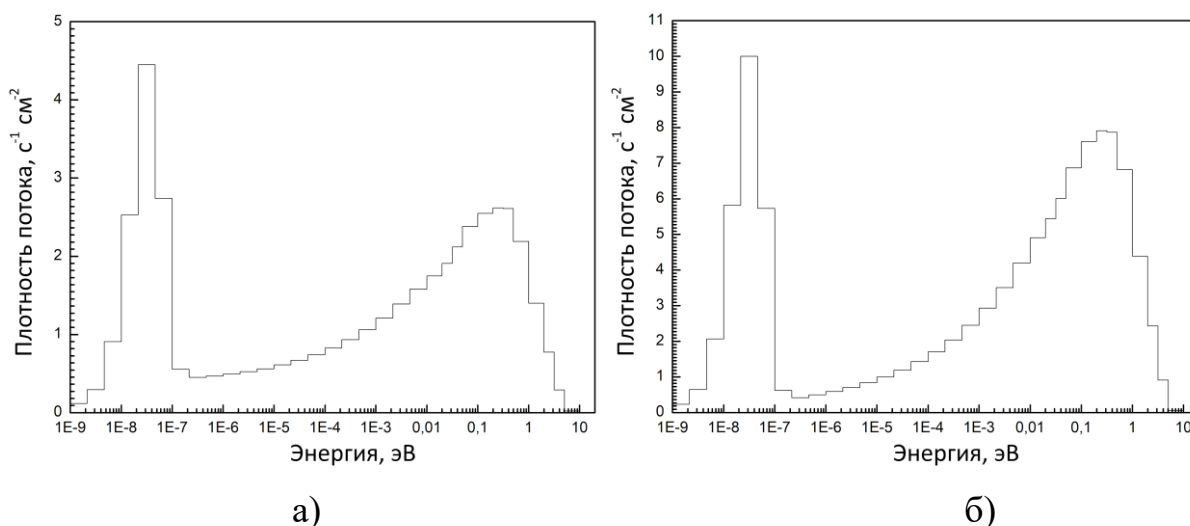


Рисунок 4.8 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения: а) точка 1; б) точка 2

Оценка анизотропии и принятого значения эффективной дозы нейтронного излучения проводилась в соответствии с методикой, описанной в работе [108]. Результаты измерений анизотропии нейтронного излучения в точках измерений представлены на рис. 4.9.

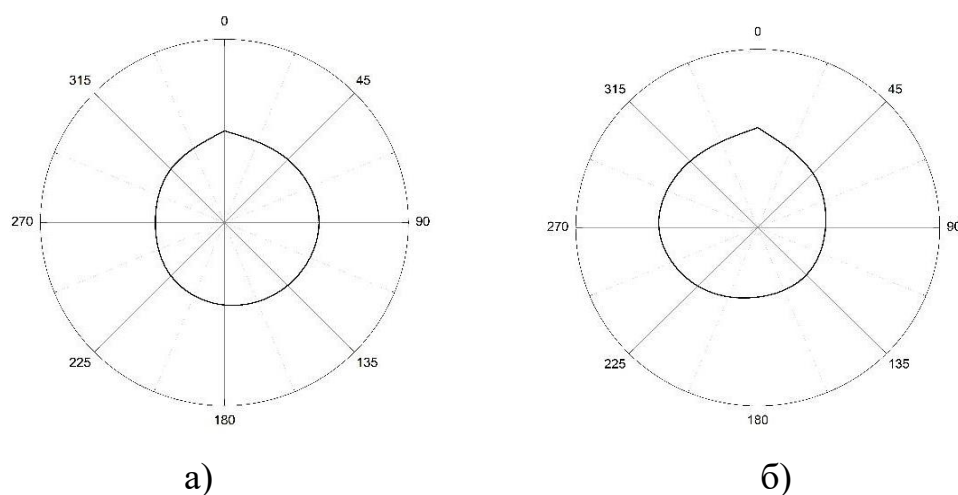


Рисунок 4.9 – Анизотропия нейтронного излучения: а) точка 1; б) точка 2

Согласно [12]: «П2.6.6.1.6. Если отклонение значений от среднего значения не превышает 10 %, то поле излучения считают изотропным (или ротационным, как верхней границы изотропного облучения)». Таким

образом, можно сделать вывод, что за биологической защитой реактора нейтронное излучение имеет изотропный характер.

Таблица 4.3 – Результаты измерений мощности дозы

| Внутри канистры | | | | |
|-------------------------|------------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|
| Точка | Принятое значение эффективной дозы | $H_p(10)$, отн. ед. | | |
| | | ДВГН-01 | Harshaw 6776 | Harshaw 6777 |
| 1 | $6,2 \pm 1,6$ | $10,4 \pm 1,8$ | $12,4 \pm 4,3$ | $6,2 \pm 2,2$ |
| 2 | $20,5 \pm 5,4$ | $29,0 \pm 5,0$ | $37,6 \pm 13,0$ | $41,0 \pm 14,2$ |
| Снаружи канистры | | | | |
| Точка | Принятое значение эффективной дозы | $H_p(10)$, отн. ед. | | |
| | | ДВГН-01 | Harshaw 6776 | Harshaw 6777 |
| 1 | $6,2 \pm 1,6$ | $36,8 \pm 11,0$ | $47,6 \pm 14,3$ | $39,6 \pm 11,9$ |
| 2 | $20,5 \pm 5,4$ | 138 ± 41 | 156 ± 47 | 157 ± 48 |

Выводы

1. Разработанный пероральный дозиметр смешанного гамма-нейтронного излучения для условий аварийного облучения обладает преимуществами как индивидуальных нейтронных дозиметров, так и приборов группового контроля нейтронного облучения. Пероральный термолюминесцентный дозиметр обладает малыми габаритами (размер капсулы 1,5 x 0,8 см), простотой изготовления. В состав дозиметра входят детекторы тепловых нейтронов – кристаллы ${}^6\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$ и ${}^7\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$. Диапазон измерений детекторами дозы нейтронов составляет от 10 мкГр до 10 Гр. Детекторы хорошо изучены и находятся в массовом производстве. Дозиметр обладает ЭЗЧ, близкой к ЭЗЧ приборов дозиметрического контроля рабочего места нейтронного излучения, значит, их неопределенности показаний сопоставимы.

2. Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра смешанного гамма-нейтронного излучения близка к энергетической зависимости удельной эффективной дозы на единичную плотность потока. Наибольшее отклонение ЭЗЧ от удельной эффективной дозы на единичную

плотность потока наблюдается в диапазоне от 1 эВ до 100 кэВ. ЭЗЧ превышает функцию эффективной дозы на единичный флюенс в 7 и 9 раз для передне-задней геометрии и геометрии вращения соответственно.

3. Применение для калибровки ПТД радионуклидного источника на основе ^{252}Cf в модераторе из тяжелой воды обеспечивает неопределенность результата измерений дозы от нейтронов в 2–3 раза меньше, чем при калибровке на других источниках. Для нейтронных полей, содержащих значительный вклад быстрых нейтронов, неопределенность показаний дозиметра составляет не более 25 % для передне-задней геометрии излучения и не более 35 % для геометрии вращения. В нейтронных полях с преобладанием частиц с тепловыми и промежуточными энергиями дозиметр переоценивает эффективную дозу облучения в 2,5 раза для передне-задней геометрии и в 3,3 раза для геометрии вращения.

4. Проведенный постановочный эксперимент включал размещение индивидуальных дозиметров внутри канистры, имитирующей торс стандартного взрослого человека, в поле нейтронного излучения. Были получены принятые значения эффективной дозы с помощью энергетического распределения плотности потока и анизотропии нейтронного излучения. Различия в показаниях ПТД и принятого значения эффективной дозы не превышают 2.

5. По результатам диссертационной работы получен патент на полезную модель «аварийный индивидуальный дозиметр нейтронного излучения» (RU 187824 U1) [109] (Приложение Ж).

Представленные результаты являются обоснованием третьего защищаемого положения: метод измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека позволяет выполнять адекватную оценку эффективной дозы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертации представлены результаты разработки и аттестации средств измерений ФИФ ОЕИ отечественного средства измерения на основе ^3He -счетчика под давлением для серийного производства многосферного спектрометра нейтронного излучения и метод математической обработки результатов измерений прибора для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии. Описан метод математической обработки результатов измерений, позволяющий оценивать принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением для любого спектра энергий нейтронов в диапазоне от 0,025 эВ до 20 МэВ. Представлен метод определения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека. На основании проведенных экспериментальных и теоретических исследований можно сделать следующие выводы:

1. Разработано техническое исполнение мультисферного спектрометра с использованием ^3He -пропорционального счетчика повышенной чувствительности и набора сфер-замедлителей различного диаметра для определения дифференциальной плотности потока нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 20 МэВ с относительной расширенной неопределенностью не более 60 %. Проведено математическое моделирование представленного технического исполнения мультисферного спектрометра с целью определения энергетической зависимости чувствительности детектора при размещении его в сферах-замедлителях различного диаметра. Прибор был произведен и внесен как средство измерения утвержденного типа в Федеральный информационный фонд по единству измерений под названием «Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М».

2. Проведена валидация и верификация работы разработанного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения с использованием двух наиболее

широко распространенных радионуклидных нейтронных источников: $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf . Результаты восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения сопоставлялись со справочными значениями.

3. По результатам валидации и верификации работы мультисферного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения разработана методика, прошедшая процедуру метрологической аттестации.

4. Проведен анализ нейтронных полей на рабочих местах на территории Белоярской АЭС. Было выделено около 20 рабочих мест и видов работ, но только в 9 из них мощность дозы нейтронного излучения превышала 0,5 мкЗв/ч. На основании полученных результатов все рабочие места можно разделить на две группы: рабочие места, где облучение работников происходит в полях преимущественно быстрых нейтронов, и рабочие места в полях нейтронов с промежуточной и тепловой энергией. Вторая ситуация чаще всего реализуется в помещениях, прилегающих к реакторному залу, т. к. нейтроны, образованные в активной зоне реактора, проходят через биологическую защиту (толстая бетонная стена), теряя свою энергию при многократном рассеянии.

5. В целях совершенствования системы индивидуального дозиметрического контроля были определены поправочные коэффициенты для различных типов используемых индивидуальных дозиметров и дозиметра-радиометра. Зависимость поправочных коэффициентов от энергии была рассчитана для оценки поправочных коэффициентов в тех случаях, когда невозможно получить данные с помощью прямых измерений. Хорошо видно, что в области низких энергий термолюминесцентные нейтронные персональные дозиметры переоценивают принятое значение величины индивидуального эквивалента дозы более чем в 100 раз, а электронные прямопоказывающие индивидуальные дозиметры – от 0,16 до 7,7 раз. Как и

ожидалось, в области высоких энергий нейтронов поправочные коэффициенты для персональных дозиметров стремятся к 1,0.

6. Разработанный пероральный дозиметр смешанного гамма-нейтронного излучения для условий аварийного облучения обладает преимуществами как индивидуальных нейтронных дозиметров, так и приборов группового контроля нейтронного облучения. Пероральный термолюминесцентный дозиметр обладает малыми габаритами (размер капсулы 1,5 x 0,8 см), простотой изготовления. В состав дозиметра входят детекторы тепловых нейтронов – кристаллы ${}^6\text{LiF}(\text{Mg,Ti})$ и ${}^7\text{LiF}(\text{Mg,Ti})$. Диапазон измерений детекторами дозы нейтронов составляет от 10 мкГр до 10 Гр. Детекторы хорошо изучены и находятся в массовом производстве. Дозиметр обладает ЭЗЧ, близкой к ЭЗЧ приборов дозиметрического контроля рабочего места нейтронного излучения, значит, их неопределенности показаний будет сопоставимы.

7. Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра смешанного гамма-нейтронного излучения близко к энергетической зависимости удельной эффективной дозы на единичную плотность потока. Наибольшее отклонение ЭЗЧ от удельной эффективной дозы на единичную плотность потока наблюдается в диапазоне от 1 эВ до 100 кэВ. ЭЗЧ превышает функцию эффективной дозы на единичный флюенс в 7 и 9 раз для передне-задней геометрии и геометрии вращения соответственно.

8. Применение для калибровки ПТД радионуклидного источника на основе ${}^{252}\text{Cf}$ в модераторе из тяжелой воды обеспечивает неопределенность результата измерений дозы от нейтронов в 2–3 раза меньше, чем при калибровке на других источниках. Для нейтронных полей, содержащих значительный вклад быстрых нейтронов, неопределенность показаний дозиметра составляет не более 25 % для передне-задней геометрии излучения и не более 35 % для геометрии вращения. В нейтронных полях с преобладанием частиц с тепловыми и промежуточными энергиями дозиметр

переоценивает эффективную дозу облучения в 2,5 раза для передне-задней геометрии и в 3,3 раза для геометрии вращения.

9. Проведенный постановочный эксперимент включал размещение индивидуальных дозиметров внутри канистры, имитирующей торс стандартного взрослого человека, в поле нейтронного излучения. Были получены принятые значения эффективной дозы с помощью энергетического распределения плотности потока и анизотропии нейтронного излучения. Различия в показаниях ПТД и принятого значения эффективной дозы не превышают 2.

Рекомендации и перспективы дальнейшей разработки темы. Результаты диссертационной работы могут быть использованы для разработки новых методических указаний по определению индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения на объектах использования атомной энергии. Результаты данной работы могут быть учтены уже в существующих методических подходах по проведению измерений энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения и его анизотропии на рабочих местах персонала. Перспективы дальнейшей разработки данной темы заключаются в исследовании возможности создания спектрометра нейтронного излучения, способного определять энергетическое распределение плотности потока в зависимости от его угла падения.

ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

В настоящей работе применяют следующие термины с соответствующими определениями.

Амбиентный эквивалент дозы – эквивалент дозы, который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ на глубине 10 мм от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения, идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном.

Величина нормируемая – величина, являющаяся мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков и предназначенная для определения пределов и допустимых уровней облучения человека.

Величина операционная – величина, используемая в радиационном контроле для оценки обычно сложно определяемой контролируемой (нормируемой) величины; операционная величина однозначно определяется через характеристики источника ионизирующего излучения или поля излучения для стандартных условий и, возможно, приближена по смыслу к соответствующей контролируемой величине.

Геометрия поля излучения – виды наиболее вероятных полей излучения, падающих на тело человека: изотропное (2π или π поле излучения и параллельный пучок излучения, падающего на тело спереди (передне-задняя (ПЗ) геометрия).

Детектор ионизирующего излучения – элемент средства измерения, предназначенный для преобразования энергии излучения в такую форму, которая пригодна для регистрации или измерения.

Доза – мера энергии, которая передана ионизирующим излучением мишени. Поглощенная доза, ожидаемая эквивалентная доза, ожидаемая эффективная доза, эффективная доза, эквивалентная доза или доза на орган в зависимости от контекста.

Дозиметр – прибор, объединяющий функции измерителя дозы и мощности дозы.

Дозиметр аварийный – прибор, объединяющий функции измерителя дозы и мощности дозы, обусловленной радиационной аварией.

Дозиметр индивидуальный – измеритель дозы или дозиметр, носимый на туловище или на конечности тела человека, предназначенный для измерения индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$, $H_p(3)$, $H_p(0,07)$, получаемой человеком.

Дозиметр индивидуальный оперативный – прямопоказывающее средство измерения, применяемое в индивидуальном дозиметрическом контроле для оперативного контроля операционных величин, используемых для оценки нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани.

Дозиметр индивидуальный учетный (дозиметр накопительный) – пассивное средство измерения, осуществляющее при проведении ИДК накопление в течение периода контроля результатов измерения операционной величины, для ее последующей регистрации в качестве дозы облучения для целей официального заключения о полученных значениях нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани.

Защита биологическая – защита, основное назначение которой – ослабить ионизирующее излучение до допустимого уровня

Излучение ионизирующее изотропное – излучение, все направления распространения которого равноценны.

Излучение ионизирующее моноэнергетическое – излучение, состоящее из фотонов одинаковой энергии или частиц одного вида, имеющих одинаковую кинетическую энергию.

Излучение ионизирующее направленное – излучение с выделенным направлением распространения.

Излучение ионизирующее немонотоническое – излучение, состоящее из фотонов различной энергии или частиц одного вида, имеющих различную кинетическую энергию.

Излучение ионизирующее смешанное – излучение, состоящее из частиц различного вида или из частиц и фотонов.

Излучение непрерывное – излучение, длительность которого больше времени наблюдения.

Кампания ядерного реактора – время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива.

Контроль дозиметрический – получение информации о дозе облучения людей с целью оценки соблюдения основных дозовых пределов.

Контроль дозиметрический индивидуальный – контроль облучения персонала, заключающийся в определении индивидуальной дозы облучения работника на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения работника, и/или результатов оценки индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника, и/или на основании результатов дозиметрического контроля рабочего места с учетом времени пребывания работника на рабочем месте (рабочих местах).

Контроль дозиметрический оперативный – индивидуальный дозиметрический контроль для оперативного контроля операционных величин, используемых для оценки нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани.

Контроль дозиметрический рабочих мест – систематическое измерение характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах). Используется для дозиметрического контроля облучения персонала с учетом времени пребывания работника на рабочем месте (рабочих местах).

Контроль дозиметрический текущий – индивидуальный дозиметрический контроль для целей официального заключения о

полученных значениях нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани.

Контрольная точка – небольшая область (участок) объекта радиационного контроля, назначенная для измерений в ней контролируемых (наблюдаемых) параметров непосредственно или посредством взятия проб. Контрольная точка выбирается в соответствии с регламентом проведения радиационного контроля на территории объекта использования атомной энергии.

Место рабочее – место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения.

Мощность дозы – доза излучения за единицу времени (секунду, минуту, час).

Невязка – величина ошибки (расхождения) приближённого равенства.

Объект использования атомной энергии – ядерная установка, радиационный источник, пункт хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилище радиоактивных отходов.

Плотность потока частиц – отношение числа частиц (фотонов) dN , пересекающих заданную поверхность за интервал времени dt , к площади этой поверхности dS и временному интервалу.

Погрешность результата измерения – отклонение результата измерения от истинного (действительного) значения измеряемой величины.

Поток частиц – отношение числа частиц dN , пересекающих заданную поверхность за интервал времени dt , к этому интервалу.

Принятое значение величины – значение величины, по соглашению приписанное величине для данной цели.

Радиационный контроль – радиационные измерения, выполняемые для контролируемого объекта с целью определения степени соблюдения принципов радиационной безопасности, требований нормативов (включая

непревышение контрольных уровней) или с целью наблюдения за состоянием объекта.

Тканеэквивалентное вещество – вещество, имеющее массовый химический состав, эквивалентный составу мягкой биологической ткани: 76,2 % – кислород, 11,1 % – углерод, 10,1 % – водород и 2,6 % – азот.

Фантом – объем тканеэквивалентного материала, достаточно большой, чтобы быть представительным для определенной биологической системы. Обычно внутри этого объема измеряется распределение дозы облучения.

Флюенс частиц – отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу, к площади поперечного сечения этой сферы dS .

Чувствительность детектора – отношение величины, измеряемой детектором (скорость счета, плотность потока, мощность дозы), к количеству частиц, налетающих на детектор.

Энергетический спектр ионизирующих частиц (спектр) – распределение ионизирующих частиц по энергиям.

As low as reasonably achievable (ALARA) – Концепция, предусматривающая, что при проектировании и использовании источников, а также при осуществлении связанной с этим деятельности облучение должно сохраняться на разумно достижимом низком уровне с учетом экономических и социальных факторов.

СОКРАЩЕНИЯ И ОБОЗНАЧЕНИЯ

| | | |
|--------|---|--|
| АЗ | – | активная зона реактора |
| АО | – | акционерное общество |
| АРМ | – | автоматизированное рабочее место |
| АЭС | – | атомная электростанция |
| ББ | – | бассейн-барботер |
| БОИ | – | блок обработки информации |
| БСС | – | барабан свежих сборок |
| ВВЭР | – | водоводяной энергетический реактор |
| ВР | – | геометрия вращения |
| ВЭК | – | вертикальный экспериментальный канал |
| ГО | – | гермооболочка |
| ГЦН | – | главный циркуляционный насос |
| ГЭК | – | горизонтальный экспериментальный канал |
| ЗП | – | задне-передняя геометрия |
| ИБН | – | источник быстрых нейтронов |
| ИДК | – | индивидуальный дозиметрический контроль |
| ИИИ | – | источник ионизирующего излучения |
| ИРМ | – | институт реакторных материалов |
| ИЭД | – | индивидуальный эквивалент дозы |
| ЛБ | – | левая боковая геометрия |
| МАЭД | – | мощность амбиентного эквивалента дозы |
| МИЭД | – | мощность индивидуального эквивалента дозы |
| НовАЭС | – | Нововоронежская атомная электростанция |
| НПДИ | – | нижний предел допустимого измерения |
| НЭ | – | нормальная эксплуатация |
| ОЕИ | – | обеспечение единства измерений |
| ОИАЭ | – | объект использования атомной энергии |
| ОСХОТ | – | отдельно стоящее хранилище отработанного топлива |
| ОТВС | – | отработанная тепловыделяющая сборка |

| | | |
|------|---|---|
| ОЯТ | – | отработанное ядерное топливо |
| ПБ | – | правая боковая геометрия |
| ПЗ | – | передне-задняя геометрия |
| ПО | – | программное обеспечение |
| ПП | – | плотность потока |
| ППР | – | планово-предупредительный ремонт |
| ПТД | – | пероральный термолюминесцентный детектор |
| РБ | – | радиационная безопасность |
| РК | – | радиационный контроль |
| РУ | – | реакторная установка |
| СИ | – | средство измерения |
| СКО | – | среднеквадратическое отклонение |
| СО | – | стандартный образец |
| ТЛД | – | термолюминесцентный дозиметр |
| ТО | – | технический осмотр |
| ТУК | – | транспортный упаковочный комплекс |
| УНЦ | – | учебно-научный центр |
| ФИФ | – | федеральный информационный фонд |
| ЦЗ | – | центральный зал |
| ЦТАИ | – | цех тепловой автоматики и измерений |
| ЭЗЧ | – | энергетическая зависимость чувствительности |
| ЭПД | – | электронный прямо показывающий дозиметр |
| BWR | – | кипящий реактор |
| GCR | – | газоохлаждаемый реактор |
| PWR | – | реактор с водой под давлением |
| VVER | – | водоводяной реактор |

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 Occupational radiation protection : general safety guide GSG-7 / IAEA. Vienna : International Atomic Energy Agency, 2018. – 335 p.
- 2 Direction distributions of neutrons and reference values of the personal dose equivalent in workplace fields / M. Luszik-Bhadra, T. Bolognese-Milsztajn, M. Boschung [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Vol. 125, № 1–4. – P. 364–368.
- 3 **Jahr, R.** Response of a system of two albedo dosimeters worn on chest and back in various directionally distributed neutron fields / R. Jahr, R. Hollnagel, B. R. L. Siebert // Radiation protection dosimetry. – 1988. – Vol. 23, № 1–4. – P. 139–142.
- 4 **Veinot, K. G.** Response of Harshaw neutron thermoluminescence dosimeters in terms of the revised ICRP/ICRU recommendations / K. G. Veinot, N. E. Hertel // Radiation Protection Dosimetry. – 2005. – Vol. 113, № 4. – P. 442–448.
- 5 **МУ 2.6.5.026-2016.** Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования : издание официальное : утвержден и введен в действие заместителем руководителя ФМБА России, главным государственным санитарным врачом ФМБА России В. В. Романовым от 18 мая 2016 г. : введен впервые : дата введения 2016-05-18 / Разработаны Федеральным медицинским биофизическим центром им. А. И. Бурназяна ФМБА России, НИЦ «Курчатовский институт, НПП «Доза», ФГУП «ВНИИФТРИ», АО «СНИИП». – Москва : Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации, 2016.
- 6 **Дрейзин, В. Э.** Подбор и оптимизация состава детекторов для многодетекторного спектрометра нейтронного излучения / В. Э. Дрейзин, Д. И. Логвинов, А. А. Гримов // АНРИ. – 2011. – Т. 65, № 2. – С. 16–24.

- 7 **Bramblett, R. L.** A new type of neutron spectrometer / R. L. Bramblett, R. I. Ewing, T. W. Bonner // Nuclear Instruments and Methods. – 1960. – Vol. 9, № 1. – P. 1–12.
- 8 **Крупный, Г. И.** К вопросу создания высокоэнергетичного опорного поля нейтронного излучения / Г. И. Крупный, В. Н. Пелешко, Я. Н. Расцветалов // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107, № 3. С. 159–164.
- 9 **Abrosimov, A. I.** Dose characteristic of IPHE reference neutron fields : Preprint / A. I. Abrosimov; Protvino : ИИЭР, 1993. – 12 p.
- 10 **Никитенко, В. О.** Индивидуальная дозиметрия нейтронов / В. О. Никитенко, М. Д. Пышкина, А. А. Екидин // Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность. – 2018. – С. 889–893.
- 11 **МУ 2.6.5.028-2016.** Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования : издание официальное : утвержден и введен в действие заместителем руководителя ФМБА России, главным государственным санитарным врачом ФМБА России В. В. Романовым от 18 мая 2016 г. : введен впервые : дата введения 2016-05-18 / Разработаны Федеральным медицинским биофизическим центром им. А. И. Бурназяна ФМБА России, НИЦ «Курчатовский институт, НПП «Доза», Госкорпорацией «Росатом», ФГУП «ВНИИФТРИ», АО «СНИИП». – Москва : Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации, 2016.
- 12 **МУ 2.6.5.052-2017.** Дозиметрия. Определение индивидуальных эффективных доз нейтронного излучения : издание официальное : утвержден и введен в действие заместителем руководителя ФМБА России, главным государственным санитарным врачом ФМБА России В. В. Романовым от 18 мая 2016 г. : введен впервые : дата введения 2017-10-11 / Разработаны Федеральным медицинским биофизическим центром им. А. И. Бурназяна ФМБА России, НПП «Доза», ФГУП

«ВНИИФТРИ», ФГБУ ГНЦ ФЭИ, ММО ОИЯИ. – Москва : Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации, 2017.

- 13 **Кертис, Л.** Введение в нейтронную физику / Л. Кертис – Москва : Атомиздат, 1965. – 350 с.
- 14 Экспериментальная ядерная физика : [в 3 т.] / Пер. с англ. ; Под ред. Э. Сегре. – Москва : Изд-во иностр. лит., 1955–1961.
- 15 **Юдин, М. Ф.** Нейтронная дозиметрия / М. Ф. Юдин, В. И. Фоминых; Москва : Издательство стандартов, 1964. – 215 с.
- 16 Handbook № 72 / National Bureau of Standards; Michigan : University of Michigan Library, 1960. – 104 с.
- 17 **Исаев, Б. М.** Нейтроны в радиобиологическом эксперименте / Б. М. Исаев, Ю. И. Брегадзе. – Москва : Наука, 1967. – 292 с.
- 18 **Петржак, К. А.** Спонтанное деление урана / К. А. Петржак, Г. Н. Флеров // Журнал экспериментальной и технической физики. – 1940. – Т. 10. – С. 1013–1017.
- 19 **Richmond, R.** Calibration of spontaneous fission neutron source : AERE Report R/R 2097 / R. Richmond, B. Cardiner. – Harwell : Atomic Energy Research Establishment. – 1957. – 56 p.
- 20 **Kooi, J.** A standard fission neutron source / J. Kooi, J. Mijnheer, A. H. W. Aten // Journal of Nuclear Energy. – 1967. – Vol. 21, № 6. – P. 517–518.
- 21 Интегральные эксперименты в проблеме переноса ионизирующих излучений / И. В. Горячев, Ю. И. Колеватов, В. П. Семенов, Л. А. Трыков. – Москва : Энергоатомиздат, 1985. – 272 с.
- 22 Основы радиационного контроля на АЭС / В. А. Кутьков, В. В. Ткаченко, В. П. Романцев [и др.]. – Москва – Обнинск : Концерн «Росэнергоатом», 2005. – 268 с.
- 23 **Мантуров, Г. Н.** Система групповых констант БНАБ-93. – Ч. 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения /

- Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, А. М. Цибуля // ВАНТ. Серия «Ядерные константы». – 1996. – Вып. 1. – С. 4–12.
- 24 **Беркутц, К.** Нейтронная физика / К. Беркутц, К. Виртц. – Москва: Атомиздат, 1968. – 456 с.
- 25 Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes : Technical report series No. 403 / IAEA. – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2001. – 337 p.
- 26 **Шихов, С. Б.** Теория ядерных реакторов / С. Б. Шихов, В. Б. Троянский. – Москва : Энергоатомиздат, 1983. – 368 с.
- 27 Машиностроение ядерной техники / Под ред. Е. О. Адамова. – Москва : Машиностроение, 2005. – 959 с.
- 28 **Ferguson, A. T. G.** Gas recoil counters / A. T. G. Ferguson // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 179–209.
- 29 **Stephens, W. E.** Cloud Chamber Detection / W.E. Stephens, H. Staub // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York: Interscience, 1960. – P. 335–350.
- 30 **White, R. S.** Plate Detection / R. S. White // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 297–334.
- 31 **Swartz, C. D.** Recoil detection / C. D. Swartz, G. E. Owen // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 211–246.
- 32 **Johnson, C. H.** Recoil telescope detectors / C. H. Johnson // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 247–295.
- 33 **Calvert, J. M.** Neutron spectroscopy / J. M. Calvert, A. A. Jaffe // Fast Neutron Physics. Part 2; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1963. – P. 1907–1952.

- 34 **Muehlhause, C. O.** Neutron Detection by Reactions Induced in Scintillators / C. O. Muehlhause // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 387–411.
- 35 **Batchelor, R.** Helium-3 neutron spectrometers / R. Batchelor, G. C. Morrison // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 413–439.
- 36 **Murray, R. B.** Use of ^6LiI (Eu) as a scintillation detector and spectrometer for fast neutrons / R. B. Murray // Nuclear Instruments and Methods. – 1958. – Vol. 2, Issue 3. – P. 237–248.
- 37 **Spaepen, J.** Neutron Time-of-Flight Methods / J. Spaepen. – Brussels : Euratom, 1961. – 261 p.
- 38 **Byerly, P. R.** Radioactivation Methods of Determining Neutron Flux / P. R. Byerly // Fast Neutron Physics. Part 1; Editors J. B. Marion, J. F. Fowler. – New York : Interscience, 1960. – P. 657–676.
- 39 **Grosshoeg, G.** Neutron ionizing chambers / G. Grosshoeg // Nuclear Instruments and Methods. – 1979. – Vol. 162. – P. 125–160.
- 40 **Harvey, J. A.** Scintillation detectors for fast neutron physics / J. A. Harvey, N. W. Hill // Nuclear Instruments and Methods. – 1979. – Vol. 162. – P. 507–530.
- 41 Calibration of an organic scintillator for neutron spectrometry / V. V. Verbinski, W. R. Burrus, T. A. Love, [et al.] // Nuclear Instruments and Methods. – 1968. – Vol. 65. – P. 8–25.
- 42 A Computer Automated Iterative Method for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation : US Air Force Weapons Laboratory Report AFWL-TR-67-41 / W. N. McElroy, S. Berg, T. Crockett, R. G. Hawkins. – Virginia : US Weapons Laboratory, 1967.
- 43 **Perey, F. G.** The STAY'SL Code : Oak Ridge Report ORNL/TM-6062 / F. G. Perey ; Oak Ridge : ORNL, 1978. – 67 p.
- 44 **Dearnaley, G.** Counter techniques for the study of neutron induced reactions / G. Dearnaley // Progress in Fast Neutron Physics ; Editors G. C. Phillips,

- J. B. Marion, J. R. Risser. – Chicago : The University of Chicago Press, 1963. – P. 173–192.
- 45 **Apfel, R. E.** The superheated drop detector / R. E. Apfel // Nuclear Instruments and Methods. – 1979. – Vol. 162. – P. 603 – 608.
 - 46 **SAND-II : Neutron Flux Spectra Determination by Multiple Foil Activation Iterative Method / разработчик Oak Ridge National Laboratory.** – Oak Ridge : Oak Ridge National Laboratory, 2002.
 - 47 **Reginatto, M.** Spectrum unfolding, sensitivity analysis and propagation of uncertainties with the maximum entropy deconvolution code MAXED / M. Reginatto, P. Goldhagen, S. Neumann // In Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2002. – Vol. 476, Issues 1–2. – P. 242–246.
 - 48 **Suman, V.** Neutron spectrum unfolding using genetic algorithm in a Monte Carlo simulation / V. Suman, P. K. Sarkar // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2014. – Vol. 737. – P. 76 – 86.
 - 49 **FRUIT: An operational tool for multisphere neutron spectrometry in workplaces / R. Bedogni, C. Domingo, A. Esposito, F. Fernández** // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2007. – Vol. 580. – P. 1301–1309.
 - 50 **Proposal of a new method for neutron dosimetry based on information obtained by application of artificial neural networks / G. Fehrenbacher, R. Schutz, K. Hahn [et al.]** // Radiation Protection Dosimetry. – 1999. – Vol. 83. – P. 293 – 301.
 - 51 **An approach to unfold the response of a multi- element system using an artificial neural network / E. Cordes, G. Fehrenbacher, R. Schutz [et al.]** // IEEE Trans. Nuclear Science. – 1998. – Vol. 45. – P. 1464–1469.

- 52 **Абрамов, А. И.** Основы экспериментальных методов ядерной физики / А. И. Абрамов, Ю. А. Казанский, Е. С. Матусевич. – Москва : Энергоатомиздат, 1985. – 488 с.
- 53 Спектры нейтронов на выходе из лабиринтов в биологической защите синхротрона ИФВЭ : Препринт ИФВЭ 84–106 / В. А. Белогорлов, Г. И. Бритвич, Г. И. Крупный [и др.]. – Серпухов : ИФВЭ, 1984. – 13 с.
- 54 Чувствительность шаровых детекторов нейтронов в диапазоне энергий от тепловых до 10 МэВ / Л. С. Андреева, И. Б. Кеирим–Маркус, А. К. Савинский [и др.] // Приборы и техника эксперимента. – 1971. – № 1. – С. 22–25.
- 55 **Крючков, В. П.** Функции чувствительности многошарового спектрометра нейтронов : Препринт ИФВЭ 87-191 / В. П. Крючков, Г. И. Семенова. – Серпухов : ИФВЭ, 1987. – 33 с.
- 56 **Matzke, M.** Propagation of Uncertainties in Unfolding Procedures / M. Matzke // Nuclear methods and Instruments in Physics Research A. – 2002. – Vol. 476. – P. 230–241.
- 57 **Maerker, R. E.** Application of the LEPRICON Unfolding Procedure to the Arkansas Nuclear One-Unit 1 Reactor / R. E. Maerker, B. L. Broadhead, J. J. Wagschal // Nuclear Science and Engineering. – 1986. – Vol. 93. – P. 137–170.
- 58 **Kocherov, N.** Neutron Metrology : Technical report IAEA-NDS-171 / N. Kocherov. – Vienna : International Nuclear Energy Agency, 1996. – 9 с.
- 59 **Matzke, M.** Unfolding of Pulse Height Spectra : Technical report PTB-N-19 / M. Matzke. – Braunschweig : Physikalisch-Technische Bundesanstalt, 1994. – 73 p.
- 60 **Routti, J. T.** General purpose unfolding program LOUHI78 with linear and nonlinear regularizations / J. T. Routti, J. V. Sandenbfrg // Computer Physics Communications. – 1980. – Vol. 21. – P. 119–144.

- 61 **Phillips, D. L.** A Technique for the Numerical Solution of Certain Integral Equations of the First Kind / D. L. Phillips // J. of the ACM. – 1962. – Vol. 9. – P. 84–97.
- 62 **Cowan, G.** Statistical Data Analysis / G. Cowan. – Oxford : Oxford University Press, 1998. – 197 p.
- 63 **Jeffreys, H.** Theory of Probability / H. Jeffreys. – Oxford : Clarendon Press, 1967. – 470 p.
- 64 **Weise, K.** Mathematical Foundation of an Analytical Approach to Bayesian-Statistical Monte Carlo Spectrum Unfolding : Technical report PTB–N–24 / K. Weise. – Braunschweig : Physikalisch–Technische Bundesanstalt, 1995. – 53 p.
- 65 **Zangwill, W. I.** Nonlinear Programming / W. I. Zangwill. – Hoboken : Prentice-Hall, 1969. – 356 p.
- 66 **Vardi, Y.** A Statistical Model for Positron Emission Tomography / Y. Vardi, L. A. Shepp, L. Kaufman // J. of American Statistical Association. – 1988. – Vol. 80. – P. 8–20.
- 67 Измерение спектров нейтронного излучения на рабочих местах разделительного производства завода по обогащению урана / А. Г. Алексеев, В. А. Пикалов, О. В. Суманеев [и др.] // АНРИ. – 2005. – №4. – С. 49–60.
- 68 **Моисеев, Н. Н.** Исследование сцинтилляционного спектрометра-дозиметра гамма-квантов и быстрых нейтронов / Н. Н. Моисеев, А. В. Дидык // АНРИ. – 2016. – Т. 87, №4. – С. 24–30.
- 69 Designing an extended energy range single-sphere multi-detector neutron spectrometer / J. M. Gomez-Ros, R. Bedogni, M. Moraleda [et al.] // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A 677. – 2012. – P. 4–9.
- 70 **Wiegel, B.** NEMUS—the PTB Neutron Multisphere Spectrometer: Bonner spheres and more / B. Wiegel, A. V. Alevra // Nuclear Instruments and

- Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2002. – Vol. 476. – P. 36 – 41.
- 71 Design and verification of a multi-layer single-sphere neutron spectrometer with water as the moderator / X. Li, Z. Wang, P. Qi [et al.] // J. of Instrumentation. – 2021. – Vol. 16, № 12.
- 72 Российская Федерация. Законы. Об обеспечении единства измерений : Федеральный закон № 102-ФЗ : [принят Государственной думой 11 июня 2008 года : одобрен Советом Федерации 18 июня 2008 года]. – Москва : Проспект ; Санкт-Петербург : Кодекс, 2008. – 27 с.
- 73 **Засадыч, Ю. Б.** Пропорциональный счетчик нейтронов СНМ-50 / Ю. Б. Засадыч, П. П. Прокудин // Приборы и техника эксперимента. – 1980. – № 5. – С. 245–255.
- 74 Высокоэффективный тракт регистрации тепловых нейтронов / Ф. Г. Кулиджанов, Ю. Б. Засадыч, С. Н. Низовой, Н. О. Елютин // Приборы и техника эксперимента. – 1986. – № 2. – С. 68–71.
- 75 **Беспалов, Д. Ф.** Скважинный генератор нейтронов «Геркулес-1» / Д. Ф. Беспалов, А. А. Дылюк, Л. П. Иванов // Приборы и техника эксперимента. – 1986. – № 5. – С. 48 – 52.
- 76 ^3He -счетчик медленных нейтронов. – URL: <https://consensus-group.ru/images/ip/counters/docs/Helium-25-90-10,0-OC.pdf> (Дата обращения: 27.04.2021).
- 77 **Alevra, A. V.** Findings of an international unfolding intercomparison with Bonner spheres / A. V. Alevra, M. Matzke, B. R. L. Siebert // Proceedings of the Seventh ASTM EURATOM Symposium ; Editors G. Tsotridis, R. Diercks, P. D'Hondt. – Dordrecht : Kluwer Academic Publishers. – 1992. – P. 215–222.
- 78 **МТ АААА.7031.004-2020.** «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней плотности потока нейтронного излучения» : утвержден и введен в действие директором УП «АТОМТЕХ» от 03 июня 2020 г. /

Разработана УП «АТОМТЕХ» и ООО «АЭБ «Альфа-X91». – Минск : УП «АТОМТЕХ», 2020.

- 79 The Fluka Code: Developments and Challenges for High Energy and Medical Applications / T. T. Bohlen, F. Cerutti, M. P. W. Chin [et al.] // Nuclear Data Sheets. – 2014. – Vol. 120. – P. 211–214.
- 80 Fluka: a multi-particle transport code / A. Ferrari, P. R. Sala, A. Fasso, J. Ranft. – Geneva : CERN, 2005. – 387 p.
- 81 **Cuccoli, E.** A group library from JEF 1.1 for flux calculations in the LHC machine detectors : report JEF-DOC-340 / E. Cuccoli, A. Ferrari, G. C. Panini. – Paris : JEF, 1991. – 11 p.
- 82 **ГОСТ Р 8.563-2009 ГСИ.** Методики (методы) измерений : издание официальное : утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 15 декабря 2009 г. № 1353-ст : введен взамен ГОСТ Р 8.563-96 : дата введения 2010-04-15 / Федеральным государственным унитарным предприятием «Всероссийский научно-исследовательский институт метрологической службы» (ФГУП «ВНИИМС»). – Москва : Стандартинформ, 2019.
- 83 **ГОСТ 8.638-2013 ГСИ.** Метрологическое обеспечение радиационного контроля. Основные положения : издание официальное : утвержден и введен в действие Приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 13 марта 2014 г. № 138-ст : введен впервые : дата введения 2015-07-01 / Федеральным государственным унитарным предприятием «Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений» (ФГУП «ВНИИФТРИ»). – Москва : Стандартинформ, 2019.
- 84 **СанПиН 2.6.1.2523-09.** Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы : утвержден и введен в действие Постановлением главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 07 июля 2009 г. № 47 : введен впервые : дата введения 2009-09-01 /

Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. – Москва : Роспотребнадзор, 2009.

- 85 **СП 2.6.1.2612-10.** Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности : утвержден и введен в действие Постановлением главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26 апреля 2010 г. № 40 : введен впервые : дата введения 2011-08-11 / Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. – Москва : Роспотребнадзор, 2010.
- 86 **МИ 2453-2015.** Методики радиационного контроля. Общие требования : издание официальное : утвержден и введен в действие Первым заместителем генерального директора ФГУП «ВНИИФТРИ» – заместителем по научной работе Щипуновым А. Н. от 30 декабря 2015 г. : введен впервые : дата введения 2016-03-01 / Разработана ФГУП «ВНИИФТРИ» – Менделеево : Федеральное государственное унитарное предприятие «Всероссийский научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений» ФГУП «ВНИИФТРИ», 2015.
- 87 **МУ 2.6.5.008-2016.** Контроль радиационной обстановки. Общие требования : издание официальное : утвержден и введен в действие заместителем руководителя ФМБА России, главным государственным санитарным врачом ФМБА России В. В. Романовым от 18 мая 2016 г. : введен впервые : дата введения 2016-04-22 / Разработаны Федеральным медицинским биофизическим центром им. А. И. Бурназяна ФМБА России, НИЦ «Курчатовский институт, НПП «Доза», ФГУП «ВНИИФТРИ», АО «СНИИП». – Москва : Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации, 2016.
- 88 **Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes : Technical report series No. 318 / IAEA ; Vienna : International Atomic Energy Agency, 1990. – 318 p.**




- 89 **ISO 8529.** Reference neutron radiations : International standard / ISO. – Switzerland : International Standard Organization, 2001. – 24 p.
- 90 **Патент № 2022617370 Российская Федерация.** B3S (Bonner Sphere Spectrometer Software) : № 2022617370 : заявл. 12.04.2022 : опубл. 20.04.201922 / Бутыгин В. В., Пышкина М. Д., Васильев А. В. ; заявитель ИПЭ УрО РАН. – 1 с.
- 91 **ISO 21909.** Passive neutron dosimetry systems : International standard / ISO. – Switzerland : International Standard Organization, 2021. – 45 p.
- 92 **Фантом грудной клетки (ФЛТ-05, 06).** – URL: <https://www.radek.ru/fantoms/flt0506/> (Дата обращения: 27.04.2021).
- 93 Измерение спектров нейтронного излучения при пуске 3-го блока Калининской АЭС / А. Г. Алексеев, Е. В. Косьяненко, О. В. Суманеев, В. П. Крючков // АНРИ. – 2006. – Т. 45, №2. – С. 55–61.
- 94 **МТ АААА.7031.006-2020.** Определение поправочных коэффициентов для приборов текущего и оперативного контроля облучения персонала нейтронным излучением : утвержден и введен в действие директором ООО «АЭБ «Альфа-X91» от 18 сентября 2020 г. / Разработана ООО «АЭБ «Альфа-X91». – Екатеринбург : ООО «АЭБ «Альфа-X91», 2020.
- 95 **МРК 01–2019.** Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Белоярской АЭС : утвержден и введен в действие директором Белоярской АЭС от 18 ноября 2019 г. / Разработана Белоярской АЭС, ООО «АЭБ «Альфа-X91». – Заречный : ООО «АЭБ «Альфа-X91», 2019.
- 96 **МРК 02–2021.** Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Нововоронежской АЭС : утвержден и введен в действие директором Нововоронежской АЭС от 20 декабря 2021 г. / Разработана Нововоронежской АЭС, ООО «АЭБ «Альфа-X91». – Нововоронеж : ООО «АЭБ «Альфа-X91», 2021.

- 97 Метрологические вопросы использования индивидуальных дозиметров нейтронов ДВН-А-01 и ДВГН-01: Препринт ИФВЭ 2004–14 / А. Г. Алексеев, Н. В. Кирякова, В. П. Крючков [и др.]. – Протвино : ИФВЭ, 2004. – 15 с.
- 98 Индивидуальный дозиметр смешанного излучения ДВГН-01: разработка и исследование характеристик : Препринт ИФВЭ 2005-6 / А. В. Санников, В. Н. Лебедев, В. Н. Кустарев [и др.]. – Протвино : ИФВЭ, 2005. – 13 с.
- 99 Дозиметр эффективной дозы смешенного излучения : Препринт ИФВЭ 2008-1 / А. В. Санников, В. Н. Пелешко, Е. Н. Савицкая [и др.]. – Протвино : ИФВЭ, 2008. – 11 с.
- 100 **Алексеев, А. Г.** Исследование методических вопросов использования индивидуальных дозиметров нейтронов альбедного типа : Препринт ИФВЭ 2003-8 / А. Г. Алексеев, В. Н. Лебедев. – Протвино : ИФВЭ, 2003. – 10 с.
- 101 **Бескровная, Л. Г.** Исследование адекватности показаний альбедного дозиметра ДВГН-01 дозам облучения персонала в полях нейтронного излучения ядерно-физических установок ОИЯИ / Л. Г. Бескровная, Е. А. Горошкова, Ю. В. Мокров // Письма ЭЧАЯ. – 2010. – № 3. – Р. 347–363.
- 102 **Luszik-Bhadra, M.** EVIDOS: Optimization of Individual Monitoring in Mixed Neutron/Photon Fields at Workplaces of the Nuclear Fuel Cycle / M. Luszik-Bhadra, M. Boschung, M. Coeckat // Environmental science. – 2005. – P. 1–6.
- 103 The FLUKA code: Description and benchmarking / G. Battistoni, S. Muraro, P. R. Sala [et al.] // AIP Conference Proceeding. – 2007. – Vol. 896. – P. 31–49.
- 104 **Naismith, O. F.** A database of neutron spectra, instrument response functions and dosimetric conversion functions for radiation protection applications / O. F. Naismith, B. R. L. Siebert // Radiation Protection Dosimetry. – 1997. – Vol. 70. – P. 241–246.

- 105 **Delafield, H. J.** Neutron spectrometry and dosimetry measurements made at nuclear power stations with derived dosemeter responses / H. J. Delafield, C. A. Perks // Radiation Protection Dosimetry. – 1992. – Vol. 44. – P. 227–232.
- 106 Neutron spectra, radiological quantities and instrument and dosemeter responses at a MAGNOX reactor and a fuel reprocessing installation / D. T. Bartlett, A. R. Britcher, A. G. Bardell [et al.] // Radiation Protection Dosimetry. – 1992. – Vol. 44. – P. 233–238.
- 107 Development and testing of a neutron radiation spectrometer in fields of radionuclide sources / M. D. Pyshkina, A. V. Vasilyev, A. A. Ekinin, M. V. Zhukovsky // AIP Conference Proceedings. – 2019. – Vol. 2163.
- 108 Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces / M. Pyshkina, A. Vasilyev, A. Ekinin [et al.] // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – Vol. 53, Issue 5. – P. 1723–1729.
- 109 **Патент № 187824 Российская Федерация, МПК G01T 1/11 (2006.01).** Аварийный индивидуальный дозиметр нейтронного излучения : № 2018115505 : заявл. 24.04.2018 : опубл. 19.03.2019 / Жуковский М. В., Пышкина М. Д. ; заявитель ИПЭ УрО РАН. – 4 с. : ил.

Приложение А

Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений

| | |
|--|--|
|  УРАЛТЕСТ <small>МЕТРОЛОГИЯ ИСПЫТАНИЯ СЕРТИФИКАЦИЯ</small> | <p>Федеральное бюджетное учреждение «Государственный региональный центр стандартизации, метрологии и испытаний в Свердловской области» (ФБУ «УРАЛТЕСТ») 620990, Свердловская область, г. Екатеринбург, ул. Красноармейская, 2а (рег. № в реестре аккредитованных лиц 30058-13)</p> |
| <p align="center">СВИДЕТЕЛЬСТВО ОБ АТТЕСТАЦИИ МЕТОДИКИ (МЕТОДА) ИЗМЕРЕНИЙ № 00000085.06.20-30058-13</p> | |
| <p>методика (метод) измерений средней плотности потока нейтронного излучения в диапазоне от $1 \cdot 10^{-16}$ до $5 \cdot 10^{12}$ н/(с·см²·МэВ) в каждом энергетическом диапазоне восстановленного энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения в условиях непрерывного нейтронного излучения в диапазоне энергий нейтронов от $2,5 \cdot 10^{-8}$ до 16 МэВ</p> | |
| <p><small>наименование методики (метода) измерений, включая указание измеряемой величины, шкалы величины (шкалы измерений), объекта измерений, диапазона измерений, реализуемого способа измерений и, при необходимости, дополнительных параметров</small></p> | |
| <p>разработанная Обществом с ограниченной ответственностью "Агентство экологической безопасности "Альфа-X91" (620137, Свердловская обл., Екатеринбург г., Софьи Ковалевской ул., дом № 20, корпус А, к. 204)</p> <p><small>наименование и адрес разработчика методики измерений</small></p> | |
| <p>содержащаяся в документе: Методика (метод) измерений МТ АААА.7031.004-2020 «Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней плотности потока нейтронного излучения», утвержденном в 2020 году на 25 страницах</p> | |
| <p><small>обозначение и наименование документа, содержащего методику (метод) измерений, год его утверждения, число страниц</small></p> | |
| <p>аттестована в соответствии с Приказом Министерства промышленности и торговли Российской Федерации от 15 декабря 2015 г. № 4091 «Порядок аттестации первичных референтных методик (методов) измерений, референтных методик (методов) измерений и методик (методов) измерений и их применения» и по результатам аттестации признана соответствующей требованиям, приведенным в Федеральном законе от 26.06.2008 № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений», ГОСТ Р 8.563-2009 «ГСИ Методики (методы) измерений»</p> | |
| <p><small>обозначение и наименование НД (нормативного правового акта), на соответствие требованиям которого аттестована методика (метод) измерений (при наличии) или указание требований, в соответствии с которыми аттестована методика (метод) измерений</small></p> | |
| <p>Аттестация проведена по результатам: метрологической экспертизы материалов по разработке методики измерений, теоретического и экспериментального исследования</p> | |
| <p><small>указание способа установления показателей точности результатов измерений, получаемых по аттестуемой методике (методу) измерений для подтверждения соответствия методики (метода) измерений установленным метрологическим требованиям к измерениям (теоретические и (или) экспериментальные исследования)</small></p> | |
| <p>Метрологические характеристики методики (метода) измерений приведены в приложении к настоящему свидетельству.</p> | |
| <p>И.о. генерального директора, руководитель службы по обеспечению единства измерений ФБУ «УРАЛТЕСТ» «04» июня 2020 г. МП.</p>  |  Ю.М. Суханов <small>подпись фамилия, инициалы</small> |

Приложение Б

Копия свидетельства о государственной регистрации программы для ЭВМ

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2022617370

«B3S (Bonner Sphere Spectrometer Software)»

Правообладатель: *Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук (ИПЭ УрО РАН) (RU)*

Авторы: *Бутыгин Владимир Викторович (RU), Пышкина Мария Дмитриевна (RU), Васильев Алексей Владимирович (RU)*

Заявка № 2022616700

Дата поступления 12 апреля 2022 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 20 апреля 2022 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Ю.С. Зубов

Приложение В

Характеристики нейтронных полей на рабочих местах

Таблица В.1 – Характеристики нейтронных полей на рабочих местах Белоярской АЭС

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см² | МИЭД, мкЗв/ч | | Мощность дозы в сфере 3'', мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 10'', мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч | K1 | K2 | | K3 | |
|----------------------------|--|------------------------|------------------------------|------------------------------|---------------------|-------------|--------------------|--------------|---------------|--|---|---|------|---------|---------------|--------|-----|
| | | | МКС- АТ1117М с БДКН-06 | МКС- АТ1117М с БДКН-03 | ДКС-96 с БДКН-96 | | | Harshaw | DMC 2000GN | | | | | Harshaw | DMC 2000GN | | |
| Энергоблок № 1, 2 (РУ АМБ) | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1. | Железнодорожный коридор (17 местный чехол в вагоне) | 45 | 1,9 | 4,5 | 4,5 | 0,38 | 164 | – | – | – | 1,5 | 0,6 | – | – | – | – | – |
| 2. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол в вагоне) | 44 | 10,9 | 2,9 | 43,5 | 0,56 | 205 | 28 | 2 | 7,2 | 8,9 | 3,8 | 1,2 | 0,4 | 5,5 | 0,14 | 1,9 |
| 3. | Железнодорожный коридор (25 местный чехол вне вагона) | 8,1 | 2,3 | 0,7 | 1 | 0,24 | 111 | – | – | 3,2 | 1,9 | 1,7 | 0,6 | – | – | – | – |
| Энергоблок № 3 (РУ БН-600) | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 4. | Помещение БСС между баком и выходом | 44 | 7,6 | 2 | 45 | 0,00003 | 12 | 309 | – | 89,2 | 6,9 | 0,7 | 0,08 | 0,02 | – | 0,002 | – |
| 5. | Перед входом в помещение БСС | 17 | 0,8 | 13 | 23 | 0,00012 | 11 | – | – | 7,2 | 0,6 | 0,1 | 0,08 | – | – | – | – |
| 6. | Помещение БСС у бака | 1 200 | 35 | 7,5 | 641 | 0,005 | 14 | 3 594 | – | 321 | 29 | 5,4 | 0,09 | 0,01 | – | 0,0015 | – |
| 7. | Хранилище источников | 0,1 | 31,4 | 32 | 25,1 | 2,60 | 292 | 34 | 26 | 9,9 | 27 | 13,0 | 2,7 | 0,9 | 1,2 | 0,4 | 0,5 |
| 8. | Шахта реактора (без источника) Pu-Be | 1 560 | 1,3 | 0,2 | 0,15 | 0,15 | 83 | – | – | 2,4 | 1,1 | 1,0 | 0,5 | – | – | – | – |
| 9. | Шахта реактора (с источником) Pu-Be | 1 560 | 6,8 | 3,4 | 3,4 | 0,49 | 143 | – | – | 9,7 | 5,6 | 5,5 | 0,6 | – | – | – | – |
| 10. | Ж/д коридор, вагон | 16 | 14,5 | 3,7 | 3,7 | 0,29 | 139 | 46 | 2 | 17 | 13 | 5,3 | 0,8 | 0,3 | 7,3 | 0,12 | 2,7 |
| 11. | Ж/д коридор | 11 | 6,3 | 2,3 | 2,3 | 0,12 | 67 | – | – | 16 | 4,8 | 4,01 | 0,3 | – | – | – | – |
| Энергоблок № 4 (РУ БН-800) | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 12. | Склад свежего топлива | 37 | 10 | 2,6 | 8,6 | 1,63 | 220 | – | – | 6,0 | 8,5 | 8,0 | 1,42 | – | – | – | – |
| 13. | Коридор, над защитой между помещениями | 0,5 | 0,4 | 0,2 | 5,06 | 0,003 | 13 | 23 | – | 2,1 | 0,4 | 0,0 | 0,19 | 0,02 | – | – | – |
| 14. | Помещение БСС, у бака | 289 | 890 | 260 | 5 600 | 0,021 | 23 | – | – | 5 448 | 715 | 332,2 | 0,13 | – | – | – | – |
| 15. | Помещение БСС, в центре | 55 | 353 | 120 | 1 400 | 0,069 | 27 | 2 267 | 177 | 2 149 | 304 | 46,7 | 0,14 | 0,16 | 2,0 | 0,02 | 0,3 |
| 16. | Помещение БСС, у арматуры | 36 | 204 | 60 | 700 | 0,019 | 19 | – | – | 1 344 | 167 | 57,6 | 0,12 | – | – | – | – |
| 17. | Защитный колпак реактора | 8,5 | 5,6 | 2 | 41,5 | 0,010 | 17 | 66 | – | 43 | 4,6 | 0,3 | 0,11 | 0,08 | – | 0,005 | – |
| 18. | Помещение трубопроводов аргона | 0,4 | 1,4 | 0,9 | 11,7 | 0,003 | 13 | – | – | 11 | 1,2 | 0,3 | 0,11 | – | – | – | – |
| 19. | ЦЗ (источник Cf) | 200 | 1 291 | 1 770 | 2 500 | 1,48 | 247 | 2 517 | – | 888 | 1 521 | 1 438 | 1,7 | 0,5 | – | 0,6 | – |
| 20. | Склад свежего топлива, МОКС у стены | 23 | 35,9 | 32 | 32 | 0,86 | 198 | – | – | 24 | 29 | 26,8 | 1,2 | – | – | – | – |
| 21. | Склад свежего топлива, МОКС между стеллажами | 28 | 37,3 | 20 | 14,4 | 1,28 | 193 | – | – | 23 | 29 | 26,8 | 1,3 | – | – | – | – |

Таблица В.2. Характеристики нейтронных полей на рабочих местах Нововоронежской АЭС

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см² | МИЭД, мкЗв/ч | | Мощность дозы в сфере 3'', мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 10'', мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч | K1 | K2 | | K3 | |
|---------------------------|--|------------------------|------------------------------|---------------------|-------------|--------------------|--------------|--------|---|--|---|-----|---------|--------|---------|--------|
| | | | МКС- АТ1117М с БДКН-06 | ДКС-96 с БДКН-96 | | | Harshaw | EPD-N2 | | | | | Harshaw | EPD-N2 | Harshaw | EPD-N2 |
| Блок № 3, 4 (РУ ВВЭР-440) | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1. | Помещение размещения боромера | 0,2 | 1,7 | 1,7 | 1,47 | 306 | – | – | 0,6 | 1,5 | 1,5 | 0,4 | – | – | – | – |
| 2. | Помещение работ с образцовым боромером | 33 | 268 | 700 | 2,08 | 306 | 204 | 41 | 76 | 223 | 146 | 0,3 | 1,3 | 6,5 | 0,7 | 3,6 |
| 3. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 17 | 30 | 23 | 0,09 | 66 | 209 | 24 | 26 | 9,8 | 2,8 | 2,7 | 0,14 | 1,3 | 0,013 | 0,12 |
| 4. | Помещение размещения боромера | 2 500 | <0,1 | <0,1 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| 5. | Транспортный коридор | 0,1 | <0,1 | <0,1 | 0,19 | 81 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| 6. | Склад свежего топлива | 0,4 | <0,1 | <0,1 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| 7. | Гермообъем | 450 | <0,1 | <0,1 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| Блок № 5 (РУ ВВЭР-1000) | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 8. | ЦЗ ГО на мощности | 9,0 | 17 | 124 | 0,20 | 58 | 195 | 20 | 95 | 31 | 6,7 | 3,1 | 0,09 | 0,9 | 0,03 | 0,3 |
| 9. | ЦЗ ГО на ППР | 23 | <0,1 | 0,06 | 0,16 | 61 | – | – | 76 | 13 | – | 5,8 | – | – | – | – |
| 10. | Помещение ББ на мощности | 5,0 | 2,4 | 5 | 0,16 | 59 | – | – | 5,6 | 0,9 | 0,9 | 6,2 | – | – | – | – |
| 11. | Помещение ГЦН-1 на мощности | 3 000 | 293 | 1 000 | 0,26 | 56 | | 168 | 605 | 152 | 31,6 | 4,0 | - | 1,7 | - | 0,2 |
| 12. | Помещение ГЦН-3 на мощности | 10 000 | 374 | 1 100 | 0,20 | 47 | 707 | – | 975 | 221 | 137,4 | 4,4 | 0,5 | – | 0,2 | – |
| 13. | Помещение размещения боромера | 10 | 12 | 11,5 | – | – | – | – | – | – | 3,0 | – | – | – | – | – |
| 14. | Транспортный коридор | 15 | 17 | 77 | 0,10 | 55 | – | – | 91 | 21 | 18,2 | 4,3 | – | – | – | – |
| 15. | Помещение размещения боромера | 11 | 0,6 | 0,4 | 0,35 | 122 | 63 | 1 | 0,4 | 0,4 | 0,2 | 1,0 | 0,010 | 0,6 | 0,003 | 0,2 |
| 16. | Помещение размещения боромера | 11 | 0,3 | 1,1 | 0,05 | 33 | 2 | – | 0,9 | 0,3 | 0,1 | 3,0 | 0,14 | – | 0,05 | – |
| 17. | Помещение размещения боромера | 3,5 | 1,5 | 1,4 | 1,50 | 267 | 2 | 2 | 0,7 | 1,3 | 0,8 | 0,5 | 0,8 | 0,8 | 0,4 | 0,4 |
| 18. | Помещение размещения боромера | 49 | 7,5 | 11 | 1,37 | 237 | 17 | 3 | 4,2 | 6,4 | 2,9 | 0,7 | 0,4 | 2,5 | 0,2 | 1,0 |
| 19. | Хранилище источников | 7,8 | 9,2 | 51 | 1,15 | 211 | 120 | 42 | 5,9 | 7,3 | 3,8 | 0,8 | 0,08 | 0,2 | 0,03 | 0,09 |
| 20. | Хранилище источников | 11 | 21 | 40 | 0,88 | 164 | 104 | 42 | 19 | 17 | 11,3 | 1,1 | 0,2 | 0,5 | 0,11 | 0,3 |
| 21. | ЦЗ (обращение с ОЯТ) | 43 | 13 | 135 | 0,15 | 60 | 348 | 26 | 58 | 11 | 3,2 | 5,3 | 0,04 | 0,5 | 0,009 | 0,12 |
| 22. | Помещение размещения боромера | 211 | <0,1 | <0,1 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| 23. | Склад свежего топлива | 2,1 | <0,1 | <0,1 | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – | – |
| Блок № 6 (РУ ВВЭР-1200) | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 24. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 4 000 | 14 | 417 | - | - | 737 | 411 | 99 | 21 | 4,9 | 4,7 | 0,02 | 0,03 | 0,007 | 0,012 |
| 25. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 100 | 4,0 | 100 | 0,30 | 105 | 11 | 10 | 9,0 | 4,0 | 1,9 | 2,3 | 0,4 | 0,4 | 0,2 | 0,2 |
| 26. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 100 | 4,0 | 8,8 | - | - | 4 | 10 | 9,0 | 4,0 | 1,9 | 2,3 | 1,0 | 0,4 | 0,5 | 0,2 |
| 27. | ЦЗ ГО на мощности | 1,4 | 0,9 | 1,5 | 0,47 | 161 | 64 | 0,4 | 0,8 | 0,8 | 0,4 | 1,0 | 0,014 | 2,3 | 0,006 | 1,0 |
| 28. | Помещение размещения боромера | 33 | 165 | 49 | 2,27 | 321 | 33 | 29 | 36 | 138 | 67,7 | 0,3 | 5,0 | 5,7 | 2,1 | 2,3 |
| 29. | Помещение размещения боромера | 9,5 | 46 | 25 | 1,67 | 293 | 45 | 9 | 13 | 39 | 19,2 | 0,3 | 1,0 | 5,1 | 0,4 | 2,1 |
| 30. | Помещение размещения боромера | 90 | 1,9 | 28 | 0,30 | 120 | 9 | 13 | 2,7 | 1,5 | 2,3 | 1,8 | 0,2 | 0,15 | 0,3 | 0,2 |
| 31. | Помещение размещения боромера | 1,5 | 7,3 | 6,5 | - | - | 5 | 4 | 2,4 | 4,9 | 2,8 | 0,5 | 1,5 | 1,8 | 0,6 | 0,7 |
| 32. | Помещение размещения боромера | 0,4 | 6,2 | 2,2 | 1,65 | 286 | 37 | 1 | 2,4 | 4,9 | 4,3 | 0,5 | 0,2 | 6,2 | 0,12 | 4,3 |
| 33. | Помещение размещения боромера | 115 | 13 | 17 | - | - | 40 | 9 | 13 | 16 | 7,2 | 0,8 | 0,3 | 1,4 | 0,2 | 0,8 |
| 34. | Помещение размещения боромера | 42 | 14 | 25 | 1,03 | 216 | 99 | 14 | 9,2 | 12 | 6,5 | 0,8 | 0,14 | 1,0 | 0,07 | 0,5 |
| 35. | Помещение размещения боромера | 8 | 200 | 270 | - | - | 99 | 31 | 3,7 | 7,4 | 4,4 | 0,5 | 2,0 | 6,5 | 0,0 | 0,14 |
| 36. | Помещение размещения боромера | 9,5 | 9,6 | 95 | 1,57 | 290 | 4 | 71 | 3,7 | 7,4 | 5,0 | 0,5 | 2,4 | 0,14 | 1,3 | 0,07 |
| 37. | Склад свежего топлива | 8 | 0,2 | 0,15 | – | – | – | – | – | – | 0,2 | – | – | – | – | – |

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см ² | МИЭД, мкЗв/ч | | Мощность дозы в сфере 3”, мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 10”, мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч | К1 | К2 | | К3 | |
|-------------------------|--|------------------------|------------------------------|---------------------|-------------|--------------------------------|--------------|--------|--|---|---|-----|---------|--------|---------|--------|
| | | | МКС- АТ1117М с БДКН-06 | ДКС-96 с БДКН-96 | | | Harshaw | EPD-N2 | | | | | Harshaw | EPD-N2 | Harshaw | EPD-N2 |
| Блок № 7 (РУ ВВЭР-1200) | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 38. | Отсек кольцевого коридора ГО на мощности | 330 | 23 | 150 | 0,07 | 31 | 280 | 36 | 279 | 55 | 8,3 | 5,1 | 0,08 | 0,6 | 0,03 | 0,2 |
| 39. | ГО, палуба ГЦН-1 на мощности | 11 | 1,7 | 11 | 0,23 | 89 | 30 | 1 | 8,8 | 2,5 | 1,4 | 3,5 | 0,06 | 1,7 | 0,05 | 1,4 |
| 40. | ГО, палуба ГЦН-3 на мощности | 12 | 1,7 | 14 | – | – | 30 | 1 | 8,8 | 2,5 | 1,4 | 3,5 | 0,06 | 1,7 | 0,05 | 1,4 |
| 41. | ЦЗ ГО на мощности | 1,4 | 0,5 | 1,5 | – | – | 4 | 0,4 | 0,8 | 0,8 | 0,4 | 1,0 | 0,13 | 1,3 | 0,10 | 1,0 |
| 42. | Помещение размещения боромера | 15 | 177 | 56 | 2,23 | 337 | 57 | 5 | 34 | 143 | 72,3 | 0,2 | 3,1 | 35 | 1,3 | 14 |
| 43. | Помещение размещения боромера | 8,2 | 100 | 143 | 1,72 | 334 | 22 | 16 | 24 | 83 | 42,2 | 0,3 | 4,5 | 6,3 | 1,9 | 2,6 |
| 44. | Помещение размещения боромера | 52 | 12 | 17 | 0,84 | 235 | 56 | 27 | 6,2 | 11 | 5,4 | 0,6 | 0,2 | 0,4 | 0,10 | 0,2 |
| 45. | Помещение размещения боромера | 3,1 | 11 | 2,6 | – | – | 3 | 1 | 3,6 | 9,0 | 2,8 | 0,4 | 3,7 | 11 | 0,9 | 2,8 |
| 46. | Помещение размещения боромера | 1,6 | 10 | 7,7 | 2,00 | 296 | 3 | 2 | 3,6 | 9,0 | 4,8 | 0,4 | 3,3 | 5,0 | 1,6 | 2,4 |
| 47. | Помещение размещения боромера | 42 | 18 | 24 | 0,96 | 206 | 31 | 8 | 13 | 16 | 7,5 | 0,8 | 0,6 | 2,2 | 0,2 | 0,9 |
| 48. | Помещение размещения боромера | 14 | 14 | 14 | 1,19 | 222 | 46 | 16 | 7,3 | 11 | 5,7 | 0,7 | 0,3 | 0,9 | 0,12 | 0,4 |
| 49. | Помещение размещения боромера | 8 | 73 | 110 | – | – | 86 | 29 | 3,7 | 7,4 | 4,8 | 0,5 | 0,8 | 2,5 | 0,06 | 0,2 |
| 50. | Помещение размещения боромера | 10 | 127 | 370 | – | – | 100 | 75 | 3,7 | 7,4 | 4,9 | 0,5 | 1,3 | 1,7 | 0,05 | 0,07 |

Таблица В.3. Характеристики нейтронных полей на рабочих местах АО «ИРМ»




| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см ² | МИЭД, мкЗв/ч | | Мощность дозы в сфере 3'', мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 10'', мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч | К1 | К2 | | К3 | |
|----|------------------------------|------------------------|------------------------------|------------------------------|-------------|--------------------------------|--------------|---------|---|--|---|-----|---------|---------|---------|---------|
| | | | МКС- АТ1117М с БДКН-06 | МКС- АТ1117М с БДКН-02 | | | Harshaw | ДВГН-01 | | | | | Harshaw | ДВГН-01 | Harshaw | ДВГН-01 |
| 1. | Отм. 8,05, крышка реактора | 332 | 10,7 | 24 | 0,20 | 93 | – | – | 17 | 6,6 | – | 0,4 | – | – | – | – |
| 2. | Отм. 6,3, балкон | 25 | 18,1 | 60 | 0,34 | 109 | 71 | 36 | 21 | 11 | 5,9 | 0,5 | 0,3 | 0,5 | 0,08 | 0,2 |
| 3. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 37 | 50,6 | 135 | 0,35 | 135 | 232 | 138 | 43 | 32 | 20,7 | 0,7 | 0,2 | 0,4 | 0,09 | 0,2 |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК | 70 | 3,89 | 31 | 0,06 | 41 | 16 | 13 | 12 | 2,6 | 0,5 | 0,2 | 0,2 | 0,3 | 0,03 | 0,04 |
| 5. | Отм. 0,0, ремкоридор | 42 | 1,36 | 3,5 | 0,46 | 144 | 31 | 15 | 1,5 | 1,0 | 0,4 | 0,7 | 0,04 | 0,09 | 0,013 | 0,03 |

Таблица В.4. Характеристики нейтронных полей на рабочих местах УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»

| № | Тип и место работы | МАЭД (γ), мкЗв/ч | МАЭД (n), мкЗв/ч | | Еср, МэВ | h*(10), пЗв·см ² | МИЭД, мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 3'', мкЗв/ч | Мощность дозы в сфере 10'', мкЗв/ч | Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч | К1 | К2 | К3 |
|----|------------------------------|------------------------|------------------------------|------------------------------|-------------|--------------------------------|--------------|--|---|---|------|-----|------|
| | | | МКС- АТ1117М с БДКН-06 | МКС- АТ1117М с БДКН-03 | | | ДВГН-01 | | | | | | |
| 1. | Отм. 0,0, ГЭК-8 | 90 | 300 | 153 | 0,23 | 67 | 835 | 574 | 189 | 80 | 0,3 | 0,4 | 0,10 |
| 2. | Отм. 0,0, ГЭК-3 | 2 | 1 | 0,65 | 0,05 | 25 | – | 4,6 | 0,7 | – | 0,2 | – | – |
| 3. | Отм. 0,0, ГЭК-4 | 5 | 2 | 0,7 | 0,22 | 76 | – | 9,1 | 1,3 | – | 0,14 | – | – |
| 4. | Отм. 0,0, ГЭК-6 | 4,6 | 4,4 | 2,8 | 0,13 | 48 | – | 12 | 3,0 | – | 0,3 | – | – |
| 5. | Отм. 8,05, крышка реактора | 40 | 2,7 | 1,2 | 0,14 | 54 | – | 7,1 | 1,5 | – | 0,2 | – | – |
| 6. | Отм. 3,9, балкон напротив АЗ | 15,8 | 13 | 11 | 0,18 | 67 | 18 | 25 | 7,6 | 1,3 | 0,3 | 0,7 | 0,07 |


Приложение Г

Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений

| | |
|--|--|
|  УРАЛТЕСТ <small>МЕТРОЛОГИЯ ИСПЫТАНИЯ СЕРТИФИКАЦИЯ</small> | <p>Федеральное бюджетное учреждение «Государственный региональный центр стандартизации, метрологии и испытаний в Свердловской области» (ФБУ «УРАЛТЕСТ») 620990, Свердловская область, г. Екатеринбург, ул. Красноармейская, 2а (рег. № в реестре аккредитованных лиц 30058-13)</p> |
| <p align="center">СВИДЕТЕЛЬСТВО ОБ АТТЕСТАЦИИ МЕТОДИКИ (МЕТОДА) ИЗМЕРЕНИЙ № 00000119.09.20-30058-13</p> | |
| <p>методика (метод) измерений доз нейтронного излучения с помощью экспериментального фантомного моделирования с последующим расчетом поправочных коэффициентов на нейтронный канал индивидуального дозиметра в диапазоне от $1 \cdot 10^{-3}$ до 10 ед.</p> | |
| <p><small>наименование методики (метода) измерений, включая указание измеряемой величины, шкалы величины (шкалы измерений), объекта измерений, диапазона измерений, реализуемого способа измерений и, при необходимости, дополнительных параметров</small></p> | |
| <p>разработанная Обществом с ограниченной ответственностью "Агентство экологической безопасности "Альфа-Х91" (620075, г. Екатеринбург, ул. Восточная, д. 56, оф. 718)</p> | |
| <p><small>наименование и адрес разработчика методики измерений</small></p> | |
| <p>содержащаяся в документе: Методика (метод) измерений МТ АААА.7031.006-2020 «Определение поправочных коэффициентов для приборов текущего и оперативного контроля облучения персонала нейтронным излучением», утвержденном в 2020 году на 19 страницах</p> | |
| <p><small>обозначение и наименование документа, содержащего методику (метод) измерений, год его утверждения, число страниц</small></p> | |
| <p>аттестована в соответствии с Приказом Министерства промышленности и торговли Российской Федерации от 15 декабря 2015 г. № 4091 «Порядок аттестации первичных референтных методик (методов) измерений, референтных методик (методов) измерений и методик (методов) измерений и их применения» и по результатам аттестации признана соответствующей требованиям, приведенным в Федеральном законе от 26.06.2008 № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений», ГОСТ Р 8.563-2009 «ГСИ Методики (методы) измерений»</p> | |
| <p><small>обозначение и наименование НД (нормативного правового акта), на соответствие требованиям которого аттестована методика (метод) измерений (при наличии) или указание требований, в соответствии с которыми аттестована методика (метод) измерений</small></p> | |
| <p>Аттестация проведена по результатам: метрологической экспертизы материалов по разработке методики измерений, теоретического и экспериментального исследования</p> | |
| <p><small>указание способа установления показателей точности результатов измерений, получаемых по аттестуемой методике (методу) измерений для подтверждения соответствия методики (метода) измерений установленным метрологическим требованиям к измерениям (теоретические и (или) экспериментальные исследования)</small></p> | |
| <p>Метрологические характеристики методики (метода) измерений приведены в приложении к настоящему свидетельству.</p> | |
| <p>И.о. генерального директора, руководитель службы по обеспечению единства измерений</p> | <p align="right"> Ю.М. Суханов подпись фамилия, инициалы</p> |
|  | |

Приложение Д

Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений

| | |
|--|--|
|  | <p>Федеральное бюджетное учреждение «Государственный региональный центр стандартизации, метрологии и испытаний в Свердловской области» (ФБУ «УРАЛТЕСТ») 620990, Свердловская область, г. Екатеринбург, ул. Красноармейская, 2а (рег. № в реестре аккредитованных лиц 30058-13)</p> |
| <p>СВИДЕТЕЛЬСТВО ОБ АТТЕСТАЦИИ МЕТОДИКИ (МЕТОДА) ИЗМЕРЕНИЙ № 00000195.12.21-30058-13</p> | |
| <p>методика (метод) измерений мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением термолуминесцентным, полупроводниковыми и ионизационным методами дозиметрии в помещениях Нововоронежской АЭС</p> | |
| <p>наименование методики (метода) измерений, включая указание измеряемой величины, шкалы величины (шкалы измерений), объекта измерений, диапазона измерений, реализуемого способа измерений и, при необходимости, дополнительных параметров</p> | |
| <p>разработанная Обществом с ограниченной ответственностью "Агентство экологической безопасности "Альфа-X91" (620075, Свердловская обл., Екатеринбург г., Восточная ул., дом 56, оф. 718)</p> | |
| <p>наименование и адрес разработчика методики измерений</p> | |
| <p>содержащаяся в документе: МРК 02-2021 «Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Нововоронежской АЭС», утвержденном в 2021 году на 47 страницах</p> | |
| <p>обозначение и наименование документа, содержащего методику (метод) измерений, год его утверждения, число страниц</p> | |
| <p>аттестована в соответствии с Приказом Министерства промышленности и торговли Российской Федерации от 15 декабря 2015 г. № 4091 «Порядок аттестации первичных референтных методик (методов) измерений, референтных методик (методов) измерений и методик (методов) измерений и их применения» и по результатам аттестации признана соответствующей требованиям, приведенным в Федеральном законе от 26.06.2008 № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений», Постановлением правительства Российской Федерации от 16 ноября 2020 г. № 1847 «Об утверждении перечня измерений, относящихся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений», ГОСТ Р 8.563-2009 «ГСИ. Методики (методы) измерений»</p> | |
| <p>обозначение и наименование НД (нормативного правового акта), на соответствие требованиям которого аттестована методика (метод) измерений (при наличии) или указание требований, в соответствии с которыми аттестована методика (метод) измерений</p> | |
| <p>Аттестация проведена по результатам: метрологической экспертизы материалов по разработке методики измерений, теоретического и экспериментального исследования</p> | |
| <p>указание способа установления показателей точности результатов измерений, получаемых по аттестуемой методике (методу) измерений для подтверждения соответствия методики (метода) измерений установленным метрологическим требованиям к измерениям (теоретические и (или) экспериментальные исследования)</p> | |
| <p>Метрологические характеристики методики (метода) измерений приведены в приложении к настоящему свидетельству.</p> | |
|  | <p>Заместитель генерального директора по метрологии ФБУ «УРАЛТЕСТ»</p> <p>«22» декабря 2021 г.</p> |
|  | <p>Дедков Д. Г.</p> <p>подпись фамилия, инициалы</p> |

Приложение Е

Копия свидетельства об аттестации методики (метода) измерений



Федеральное бюджетное учреждение
«Государственный региональный центр стандартизации, метрологии
и испытаний в Свердловской области»
(ФБУ «УРАЛТЕСТ»)
620990, Свердловская область, г. Екатеринбург,
ул. Красноармейская, 2а
(рег. № в реестре аккредитованных лиц 30058-13)

СВИДЕТЕЛЬСТВО ОБ АТТЕСТАЦИИ МЕТОДИКИ (МЕТОДА) ИЗМЕРЕНИЙ № 00000058.11.19-30058-13

методика (метод) измерений мощности амбиентного эквивалента дозы облучения нейтронным излучением в диапазоне от $1,0 \cdot 10^{-4}$ до 10 мЗв/ч и эффективной дозы облучения персонала Белоярской атомной станции нейтронным излучением в диапазоне от $1,0 \cdot 10^{-6}$ до 10 Зв.

наименование методики (метода) измерений, включая указание измеряемой величины, шкалы величины (шкалы измерений), объекта измерений, диапазона измерений, реализуемого способа измерений и, при необходимости, дополнительных параметров

разработанная Обществом с ограниченной ответственностью "Агентство экологической безопасности "Альфа-X91" (620137, Свердловская обл., Екатеринбург г., Софьи Ковалевской ул., дом № 20, корпус А, к. 204)

наименование и адрес разработчика методики измерений

содержащаяся в документе: МРК 01-2019 «Методика радиационного контроля. Определение мощности амбиентного эквивалента дозы и эффективной дозы облучения нейтронным излучением персонала Белоярской АЭС», утвержденном в 2019 году на 37 страницах

обозначение и наименование документа, содержащего методику (метод) измерений, год его утверждения, число страниц

аттестована в соответствии с Приказом Министерства промышленности и торговли Российской Федерации от 15 декабря 2015 г. № 4091 «Порядок аттестации первичных референтных методик (методов) измерений, референтных методик (методов) измерений и методик (методов) измерений и их применения» и по результатам аттестации признана соответствующей требованиям, приведенным в Федеральном законе от 26.06.2008 № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений», Приказе Минздравсоцразвития России от 9 сентября 2011 года N 1034н «Об утверждении Перечня измерений, относящихся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений и производимых при выполнении работ по обеспечению безопасных условий и охраны труда, в том числе на опасных производственных объектах, и обязательных метрологических требований к ним в том числе показателей точности» (в ред. Приказа Минтруда России № 566Н от 29.08.2014)

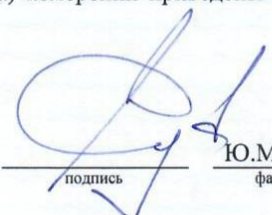
обозначение и наименование НД (нормативного правового акта), на соответствие требованиям которого аттестована методика (метод) измерений (при наличии) или указание требований, в соответствии с которыми аттестована методика (метод) измерений

Аттестация проведена по результатам: метрологической экспертизы материалов по разработке методики измерений и теоретического исследования

указание способа установления показателей точности результатов измерений, получаемых по аттестуемой методике (методу) измерений для подтверждения соответствия методики (метода) измерений установленным метрологическим требованиям к измерениям (теоретические и (или) экспериментальные исследования)

Метрологические характеристики методики (метода) измерений приведены в приложении к настоящему свидетельству.

И.о. генерального директора,
руководитель службы
по обеспечению единства измерений
ФБУ «УРАЛТЕСТ»


подпись
Ю.М. Суханов
фамилия, инициалы

«19» ноября 2019 г.
МП

Приложение Ж

Копия патента на полезную модель

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ПОЛЕЗНУЮ МОДЕЛЬ

№ 187824

**АВАРИЙНЫЙ ИНДИВИДУАЛЬНЫЙ ДОЗИМЕТР
НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ**

Патентообладатель: *Федеральное государственное бюджетное
учреждение науки Институт промышленной экологии
Уральского отделения РАН (RU)*

Авторы: *Жуковский Михаил Владимирович (RU),
Пышкина Мария Дмитриевна (RU)*

Заявка № 2018115505

Приоритет полезной модели 24 апреля 2018 г.

Дата государственной регистрации в

Государственном реестре полезных
моделей Российской Федерации 19 марта 2019 г.

Срок действия исключительного права
на полезную модель истекает 24 апреля 2028 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев

