

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина»

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

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Екатеринбург – 2022

Работа выполнена на кафедре экспериментальной физики Физико-технологического института в Федеральном государственном автономном образовательном учреждении высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина».

Научный руководитель: доктор технических наук, профессор,
Жуковский Михаил Владимирович

Официальные оппоненты:

Ремез Виктор Павлович, доктор технических наук, старший научный сотрудник, ООО Научно-производственное предприятие «ЭКСОРБ», г. Екатеринбург, директор;

Чолах Сеиф Османович, доктор физико-математических наук, профессор, ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», профессор кафедры электрофизики;

Блохин Павел Анатольевич, кандидат технических наук, ФГБУН Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, г. Москва, исполняющий обязанности заведующего лабораторией комплексной оценки состояния радиационно опасных объектов.

Защита состоится «01» декабря 2022 г. в 14:00 ч на заседании диссертационного совета УрФУ 2.4.07.17 по адресу: 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19, ауд. И-420 (зал Ученого совета).

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина», <https://dissovet2.urfu.ru/mod/data/view.php?d=12&rid=3855>

Автореферат разослан «__» _____ 2022 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета



Ташлыков Олег Леонидович

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования и степень ее разработанности. Одной из важнейших задач в области радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ) – оценка эффективной дозы нейтронного облучения. Определение физических и дозиметрических характеристик полей нейтронного излучения на практике – не простая задача как с методологической и технической точки зрения. Основные трудности регистрации параметров нейтронных полей возникают из-за: широкого диапазона энергий нейтронов, от долей эВ до нескольких сотен МэВ; сложной зависимости сечений взаимодействия нейтронов от их энергии; присутствие сопутствующего излучения; неспособности ни одного дозиметра точно измерить амбиентный или индивидуальный эквивалент дозы. Это порождает проблемы при разработке методов нейтронного мониторинга, контрольно-измерительных приборов и оценке эффективной дозы в результате облучения нейтронным или смешанным излучением.

Оценки эффективной дозы нейтронного облучения персонала получают с помощью переносных дозиметров, используемых для дозиметрического контроля рабочих мест. Энергетическая зависимость чувствительности (ЭЗЧ) 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. Недостаток переносных дозиметров – их большие габариты и вес, что ограничивает их применение. Ввиду своих конструкционных особенностей переносные дозиметры обеспечивают консервативную оценку эффективной дозы.

Оценка эффективной дозы облучения персонала ведется также с применением индивидуальных дозиметров. 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». Однако, существует множество факторов, влияющих на достоверность измерения индивидуального эквивалента дозы такими дозиметрами.

Одним из таких факторов является 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 области низких и промежуточных энергий, до 10 кэВ, значения удельного индивидуального эквивалента дозы для различных углов падения излучения различаются до 9 раз. 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.

На достоверное определение дозы нейтронного облучения влияет расположение дозиметра на теле работника. Отклонение дозиметра от тела вносит в показания

дополнительные неопределенности, в особенности это критично для альбедных дозиметров. На неопределенность измерений доз нейтронного излучения влияет энергетическая зависимость коэффициента перехода от индивидуального эквивалента дозы к эффективной дозе. Отношение удельного индивидуального эквивалента дозы и удельной эффективной дозы варьируется в пределах от 0,54 до 1,67. Отличие ЭЗЧ индивидуальных дозиметров от энергетических зависимостей дозиметрических характеристик приводит к отличиям показаний индивидуальных дозиметров от дозиметрических характеристик поля в точке измерений.

Для получения адекватных оценок дозы облучения персонала индивидуальными дозиметрами нейтронов используют корректирующие методы. Первый заключается в определении спектров нейтронного излучения на рабочих местах. Наиболее подходящим прибором для определения спектра нейтронного излучения считается многошаровой спектрометр Боннера. Второй метод основан на применении опорных (эталонных) полей нейтронного излучения по форме совпадающих с рабочими полями для проверки индивидуальных дозиметров. Третий метод заключается в калибровке индивидуальных нейтронных дозиметров непосредственно на рабочих местах, где присутствует нейтронное излучение. Недостаток всех методов – необходимость знать энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения в точке, где проверяются и/или калибруются индивидуальные дозиметры.

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

Для достижения этой цели были решены следующие **задачи**:

1. Разработка прибора и метода математической обработки результатов измерений для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала ОИАЭ.

2. Разработка метода математической обработки результатов измерений, позволяющий оценивать принятое значение эффективной дозы¹ облучения нейтронным излучением.

3. Разработка метода измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека².

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

Предмет исследования – энергетическое и пространственное распределение плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала ОИАЭ.

¹ Значение эффективной дозы, по соглашению приписанное эффективной дозе как истинное

² Помещается в тело человека путем проглатывания

Научная новизна исследования

В диссертации получены следующие результаты, характеризующиеся научной новизной:

1. Разработано и внесено в реестр средств измерений (СИ) Федерального информационного фонда (ФИФ) по обеспечению единства измерений (ОЕИ) СИ на основе ^3He -счетчика под давлением для серийного производства многосферного спектрометра нейтронного излучения, разработан метод математической обработки результатов измерений прибора для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала ОИАЭ.

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

3. Впервые разработан 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 СИ многосферный спектрометр нейтронного излучения, позволяющий проводить измерения энергетического распределения плотности потока нейтронов на рабочих местах персонала ОИАЭ.

Разработана и аттестована методика определения дифференциальной плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала ОИАЭ.

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

Впервые определены спектры нейтронного излучения на рабочих местах реакторной установки на быстрых нейтронах.

Разработана концепция аварийного индивидуального дозиметра нейтронного излучения, размещаемого в теле человека при возникновении аварийной ситуации.

Результаты экспериментального определения энергетического и углового распределения нейтронного излучения могут быть использованы для уточнения оценки эффективных доз нейтронного облучения персонала на рабочих местах ОИАЭ.

Методология и методы исследования

Моделирование прохождения и взаимодействия нейтронного излучения с веществом выполнено с помощью высокопрецизионного расчетного кода FLUKA на основе метода Монте-Карло.

Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения проводилось с помощью метода параметризации, основанного на решении обратной задачи.

В работе использованы экспериментальные и теоретические методы исследований, высокочувствительные методы сцинтилляционной дозиметрии, поверенные измерительные приборы (дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоками детектирования БДКН-02, БДКН-

03, БДКН-06, дозиметр-радиометр ДКС-96 с блоком детектирования БДКН-96, индивидуальные дозиметры Harshaw, Rados, EPD-N2, DMC-200GN, ДВГН-01).

Положения, выносимые на защиту

1. Метод математической обработки результатов измерений скорости счета нейтронного излучения для исследования энергетического распределения плотности потока, основанный на мультисферном методе, позволяющий 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, позволяющий 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 позволяющая выполнить адекватную оценку эффективной дозы.

Достоверность результатов исследований базируется на всестороннем анализе выполненных ранее работ по предмету исследования, использовании поверенных и аттестованных СИ, проверенного программного обеспечения, современных средств и методов проведения исследований (математическое моделирование и планирование эксперимента); подтверждается представительным объемом исходного материала, хорошей сходимостью результатов теоретических расчетов, моделирования с экспериментальными данными; подтверждается лабораторной и опытной апробацией разработанной технологии, свидетельствами об метрологической экспертизе применяемых методик (методов) измерений.

Апробация работы

Результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на следующих научных конференциях: Шестая международная конференция RAD 2018 (Охрид, Македония, 2018), Международная молодежная конференция «Физика. Технологии. Инновации» (Екатеринбург, Россия, 2018, 2019, 2020, 2021), 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, 2021), Международная конференция «Современные проблемы ядерной физики и ядерных технологий» (Ташкент, Узбекистан, 2019, 2021), 17-я Международная конференция по компьютерным методам в науке и инженерии (Крит, Греция, 2020), Всероссийская конференция «Биосферная совместимость атомной энергетики» (Екатеринбург, Россия, 2020, 2022), 3-й

Международный научный форум «Ядерная наука и технологии» (Алма-Ата, Казахстан, 2021), Методический совет «Росатома» (Москва, Россия 2021).

Публикации

Основные результаты диссертационной работы представлены в 11 научных работах, из них 5 статей, опубликованных в рецензируемых научных журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ и проиндексированных в международных базах Scopus и Web of Science; 1 патент на полезную модель и 1 свидетельство о государственной регистрации программы ЭВМ; 4 статьи в трудах международных конференций и других изданиях.

Структура и объем работы

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

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность темы диссертационной работы, сформулированы цель и задачи исследований, отражены теоретическая и практическая значимость, научная новизна полученных результатов, представлены положения, выносимые на защиту.

В первой главе диссертации проведен анализ и классификация известных методов определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Показана неприменимость некоторых методов нейтронной спектрометрии для их использования в области радиационной безопасности. Более подробно рассмотрен метод, который может использоваться для определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала ОИАЭ, - мультисферный метод. Проведен анализ методов и неопределенностей восстановления спектров нейтронного излучения по результатам измерений мультисферного спектрометра, показаны основные проблемы данных методов. На основе выполненного аналитического обзора показано, что в настоящее время не разработан метод определения энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения, пригодный для целей индивидуального дозиметрического контроля на рабочих местах персонала ОИАЭ.

Теоретически обоснован выбор мультисферного метода, как способ разработки конструкции и материалов прибора, а также метода параметризации, как способа восстановления спектра нейтронного излучения.

Во второй главе диссертации описана разработка технического исполнения 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 %. Мультиферный спектрометр состоит из детектора на основе ^3He -пропорционального счетчика с давлением 1,01 МПа диаметром 25 мм и высотой 25 мм. В состав спектрометра входит набор полиэтиленовых сфер-замедлителей плотностью $0,96 \text{ г/см}^3$ различного диаметра: 3; 3,5; 4; 4,5; 5; 6; 7; 8; 9; 9,5; 10; 12 дюймов. Проведено математическое моделирование представленного технического исполнения мультиферного спектрометра для определения ЭЗЧ детектора при размещении его в сферах-замедлителях различного диаметра (рис. 1). Прибор в составе блока детектирования и сферы-диаметром 10 дюймов произведен УП «АТОМТЕХ» и внесен как СИ утвержденного типа в ФИФ ОЕИ под названием «Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М».

Метод восстановления спектра измеряемого нейтронного потока основан на вычислении минимума невязки при сравнении измеренных скоростей счета и тех, которые были получены путем перемножения матриц ЭЗЧ детектора в сферах-замедлителях и спектра нейтронного излучения, представляемого в виде суперпозиции спектра тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов (табл. 1).

Таблица 1 – Функции, описывающие плотность потока

Тепловые, $\varphi_{th,j}$, $E < 10^{-7}$ МэВ	Промежуточные, $\varphi_{epi,j}$, $10^{-7} \text{ МэВ} < E < 0,1 \text{ МэВ}$	Быстрые, $\varphi_{f,j}$, $E > 0,1$ МэВ
$\left(\frac{E_j}{T_0}\right) \cdot e^{(-E_j/T_0)}$	$[1 - e^{-(E_j/E_d)^2}] \cdot E_j^{(b-1)} \cdot e^{(-E_j/\beta')}$	$E_j^\alpha \cdot e^{(-E_j/\beta)}$

где E_j – энергия j -ого 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.

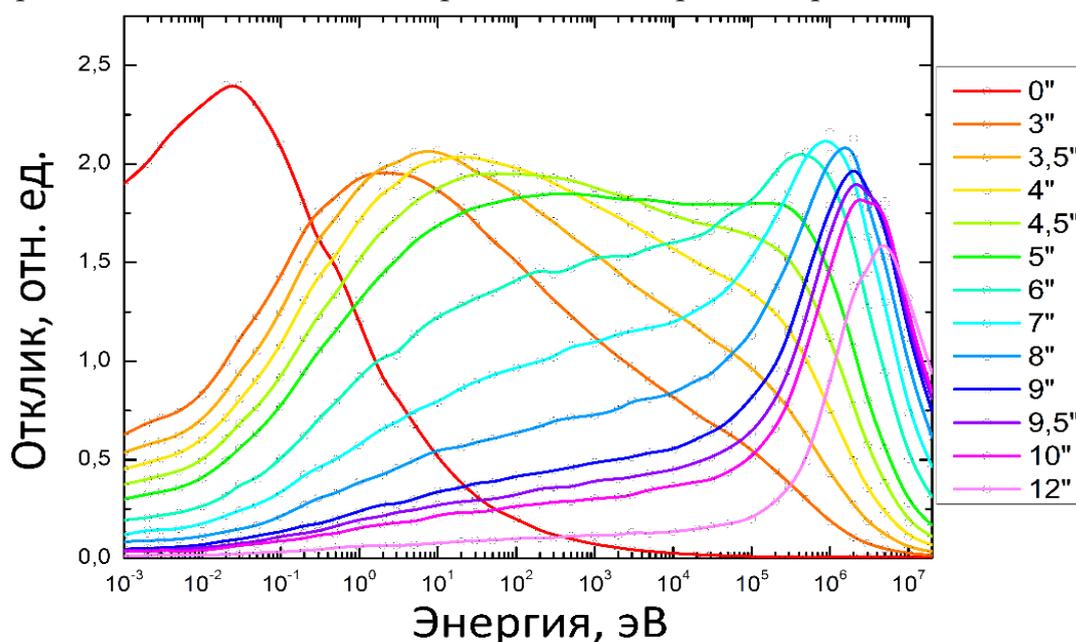


Рисунок 1 – Энергетические зависимости чувствительности детектора при размещении его в сферах-замедлителях различного диаметра

Аналитически спектр нейтронов может быть представлен:

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

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

Проведено сравнение метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения с использованием известных спектров нейтронного излучения, полученных на реакторных установках различного типа. Известные спектры были свернуты с полученной матрицей ЭЗЧ спектрометра для получения скоростей счета. Полученные значения скоростей счета были изменены случайным образом в диапазоне значений $\pm 20\%$ с целью моделирования ситуации, описывающей неопределенность вносимой спектрометром. Результаты восстановления и справочные спектры представлены на рис. 2, сравнение дозиметрических характеристик (удельный амбиентный эквивалент дозы, средняя энергия спектра, интегральная плотность потока) приведено в табл.2.

Таблица 2 – Дозиметрические характеристики

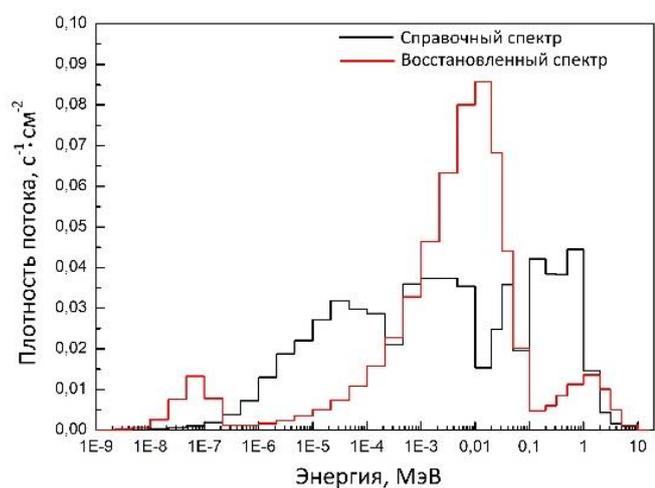
Характеристика	Кипящий реактор		Газоохлаждаемый реактор	
	Справочный	Восстановленный	Справочный	Восстановленный
$h^*(10), \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2$	81	46	12	11
E, МэВ	0,13	0,12	0,002	0,0002
$\varphi, \text{ c}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$	0,63	0,61	0,98	0,87
Характеристика	Реактор с водой под давлением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

Проведено сравнение 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 (рис. 3, табл. 3).

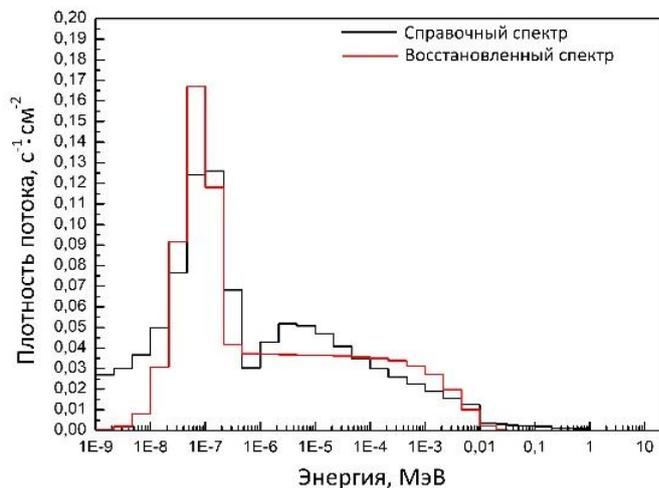
Таблица 3 – Дозиметрические характеристики восстановленных и справочных спектров $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf источников

Характеристика	$^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$		^{252}Cf	
	Справочный	Восстановленный	Справочный	Восстановленный
$h^*(10), \text{ пЗв} \cdot \text{см}^2$	381	343	275	328
E, МэВ	3,1	3,0	1,4	2,0
$\varphi, \text{ c}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$	10,6	16,6	4,9	4,6

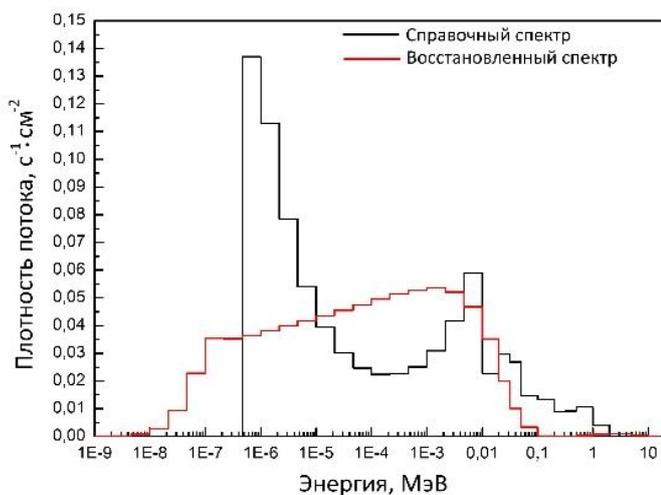
По результатам сравнения работы мультисферного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения разработана методика, прошедшая процедуру метрологической аттестации.



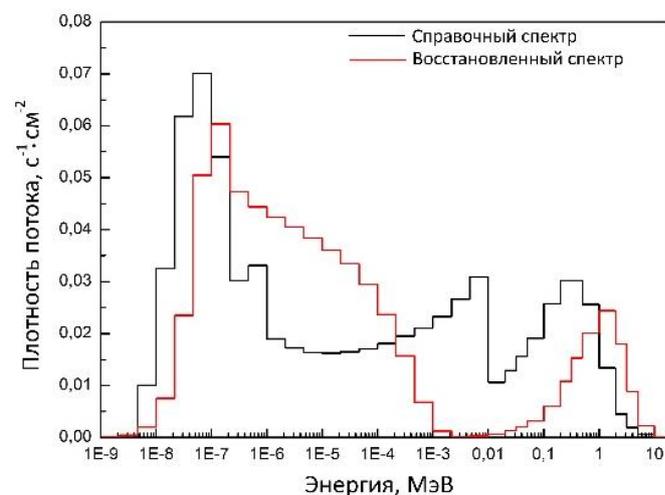
а)



б)



в)



г)

Рисунок 2 – Результаты восстановления и справочные спектры: а) кипящий реактор; б) газоохлаждаемый реактор; в) реактор с водой под давлением; г) водоводяной энергетический реактор

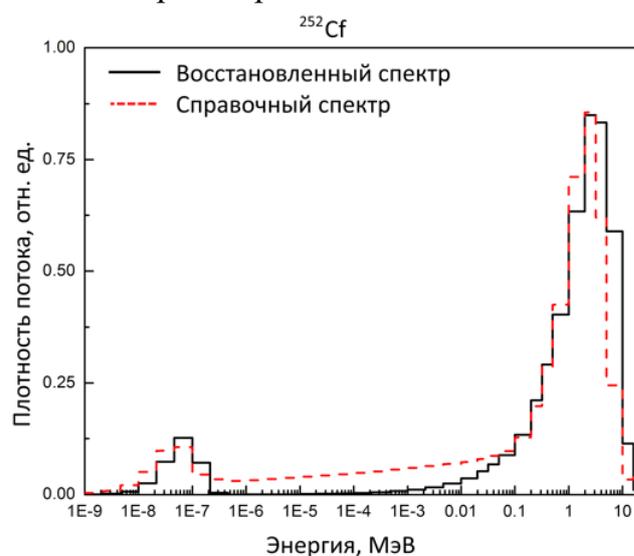
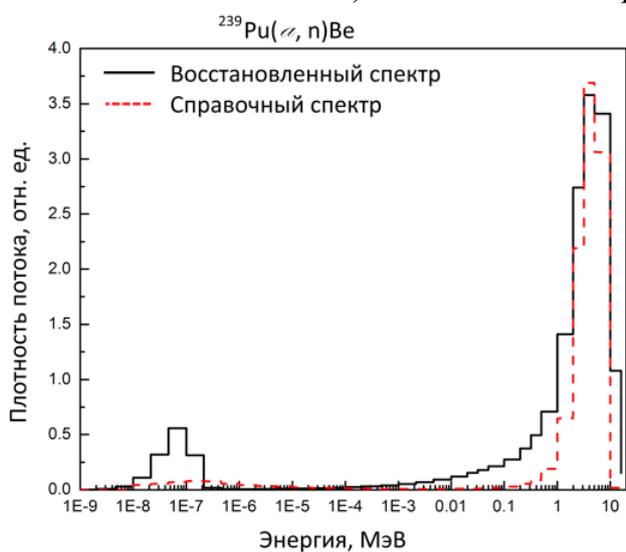


Рисунок 3 – Результаты восстановления и справочные спектры $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ и ^{252}Cf источников

В третьей главе диссертации описан метод математической обработки результатов измерений индивидуальных эквивалентов доз нейтронного излучения индивидуальными дозиметрами, учитывающий энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения, позволяющий определять принятое значение эффективной дозы облучения нейтронным излучением для обоснования поправочных коэффициентов с целью корректного определения эффективной дозы.

Исследованы поля нейтронного излучения на ОИАЭ: Белоярской АЭС, Нововоронежской АЭС, АО «Институт реакторных материалов» и УНЦ «Исследовательский ядерный реактор» (Томск). Измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) фотонного и нейтронного излучения проведены в 49 точках на Белоярской АЭС, в 82 точках – Нововоронежской АЭС, в 5 точках – АО «ИРМ» и в 6 точках – УНЦ «Исследовательский ядерный реактор». Измерение МАЭД фотонного излучения проводилось с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с БОИ4 и дозиметром-радиометром ДКС-96, измерение МАЭД нейтронного излучения проводилось с помощью ДКС-96 с блоком детектирования БДКН-96, дозиметром-радиометром МКС-АТ1117М с блоками детектирования БДКН-03, БДКН-02 и БДКН-06 – блок детектирования, разработанных в ходе диссертации. Результаты измерения МАЭД гамма- и нейтронного излучения приведены в табл. 4.

Таблица 4 – МАЭД гамма- и нейтронного излучения

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	МКС-АТ1117М с БДКН-02
Белоярская АЭС					
Транспортный коридор	44	10,9	2,9	43,5	–
Склад свежего топлива	37	10	2,6	8,6	–
Хранилище источников	0,1	31,4	32	25,1	–
Нововоронежская АЭС					
Транспортный коридор	15	17	–	77	–
Склад свежего топлива	0,4	<0,1	–	<0,1	–
Хранилище источников	11	21	–	40	–
АО «ИРМ»					
Отм. 8,05	332	10,7	–	–	24
Отм. 3,9	37	50,6	–	–	135
Отм. 0,0	70	3,89	–	–	31
УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»					
Отм. 8,05	40	2,7	1,2	–	–
Отм. 3,9	15,8	13	11	–	–
Отм. 0,0	90	300	153	–	–

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

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. Пример энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах представлен на рис. 4.

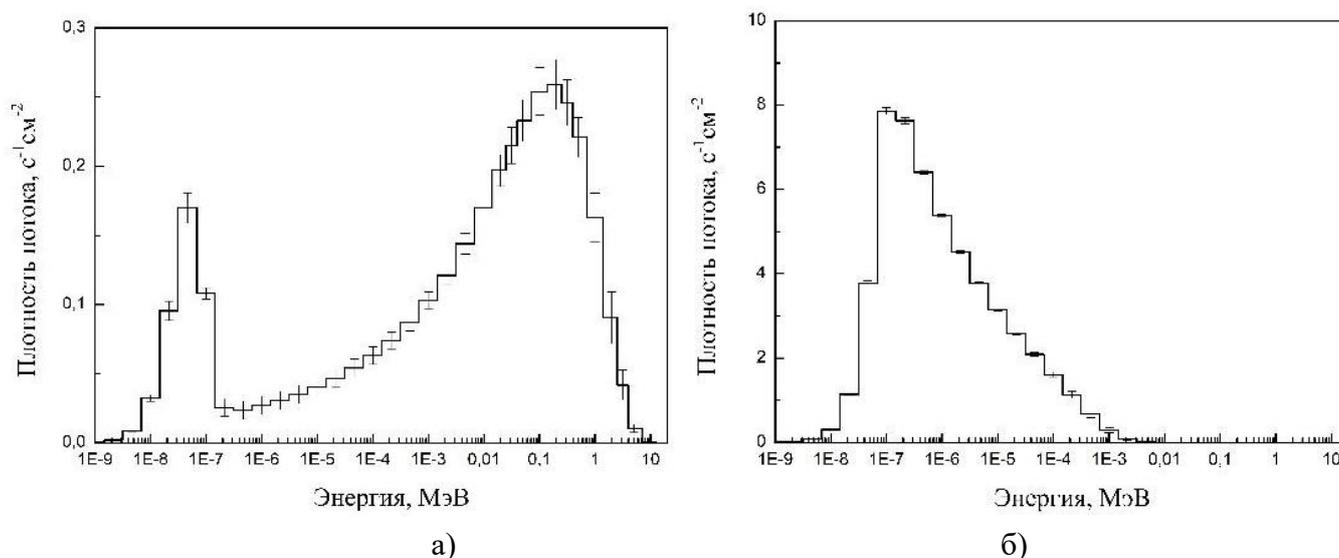


Рисунок 4 – Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения: а) железнодорожный коридор; б) помещение Барабана свежих сборок

Энергетическое распределение плотности потока нейтронного излучения использовалось для получения основных характеристик, описывающих поле нейтронного излучения: средняя энергия по спектру, интегральная плотность потока, удельный AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы, принятое значение МИЭД (табл. 5).

Таблица 5 – Основные характеристики полей

Тип и место работы	Еср, МэВ	$h^*(10)$, пЗв·см ²	Принятое значение МИЭД, мкЗв/ч
Белоярская АЭС			
Транспортный коридор	0,56	205	3,8
Склад свежего топлива	1,63	220	8,0
Хранилище источников	2,60	292	13,0
Нововоронежская АЭС			
Транспортный коридор	0,19	81	–
Склад свежего топлива	–	–	–
Хранилище источников	1,15	211	3,8
АО «ИРМ»			
Отм. 8,05	0,20	93	–
Отм. 3,9	0,35	135	20,7
Отм. 0,0	0,06	41	0,5
УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»			
Отм. 8,05	0,14	54	–
Отм. 3,9	0,18	67	1,3
Отм. 0,0	0,23	67	80

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.

В связи со сложностями прямого определения пространственного распределения нейтронного излучения предлагается использовать косвенный метод. Метод заключается в использовании нескольких индивидуальных дозиметров, размещенных на всех сторонах фантома взрослого человека: спереди на груди, сзади на спине и на двух боковых сторонах, слева и справа. 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, а падение излучения на заднюю поверхность фантома соответствует углу падения 180° . 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. 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, было определено пространственное распределение нейтронного излучения.

Определение принятого значения мощности индивидуального эквивалента дозы (МИЭД) производится с учетом анизотропии и энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения:

$$\dot{H}_p(10) = \varphi \cdot \left(h_p(10, 0^\circ) \cdot \eta(0^\circ) + h_p(10, 90^\circ) \cdot (\eta(90^\circ) + \eta(-90^\circ)) + h_p(10, 180^\circ) \cdot \eta(180^\circ) \right) \quad (2)$$

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.

Наблюдается существенная разница между измеренными значениями и принятым значением МИЭД для некоторых случаев. Это обусловлено различием ЭЗЧ прибора в зависимости от энергии для индивидуального эквивалента дозы. Для устранения этих различий рекомендуется применять поправочные коэффициенты, учитывающие различие между спектром поверочной установки и спектром на рабочем месте персонала. 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. Данный метод требует наличия спектрометра Боннера, у которого имеются сферы-замедлители с ЭЗЧ, близкими к удельному амбиентному эквиваленту дозы и ЭЗЧ индивидуального дозиметра. В данной работе использовались результаты измерений разработанного средства измерения МКС-АТ1117М с БДКН-06 и сферами-замедлителями диаметром 10 и 3 дюйма.

В методе 1 поправочный коэффициент определяется как отношение результатов измерений МАЭД со сферами диаметрами 10 и 3 дюйма:

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

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

- измеренные значения МАЭД, полученные с помощью приборов дозиметрического контроля рабочих мест;

- результат измерения индивидуального эквивалента дозы на передней плоскости фантома с помощью индивидуальных термолюминисцентных дозиметров.

В методе 2 поправочный коэффициент может быть найден по формуле:

$$k = \frac{H^*(10)}{M}. \quad (4)$$

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 индивидуального эквивалента дозы к показанию индивидуального дозиметра.

$$k = \frac{H_p(10)}{M(10,0^\circ)}, \quad (5)$$

где $M(10, 0^\circ)$ – показания индивидуального дозиметра в ПЗ геометрии облучения, мЗв;
 $H_p(10)$ – принятое значение индивидуального эквивалента дозы, мЗв.

Величины поправочных коэффициентов, полученных с использованием различных методов, представлены в табл. 6.

Метод 1 определения поправочного коэффициента, основанный на формуле (3), позволяет получать консервативные оценки поправочного коэффициента. Метод 2 является наиболее доступным методом для определения поправочного коэффициента, так как применяется оборудование, имеющееся на ОИАЭ: дозиметр-радиометр и индивидуальные дозиметры на фантоме. Метод лишен излишнего консерватизма, но не учитывает пространственное распределение нейтронного излучения. Учет энергетического и пространственного распределения плотности потока нейтронного излучения позволяет снизить систематическую погрешность при оценке значения индивидуального эквивалента дозы и уйти от избыточного консерватизма.

Таблица 6 – Поправочные коэффициенты

Тип и место работы	К1	К2		К3	
		Harshaw	ДВГН-01	Harshaw	ДВГН-01
Белоярская АЭС					
Транспортный коридор	1,2	0,4	–	0,14	–
Склад свежего топлива	1,4	–	–	–	–
Хранилище источников	2,7	0,9	–	0,4	–
Нововоронежская АЭС					
Транспортный коридор	4,3	–	–	–	–
Склад свежего топлива	–	–	–	–	–
Хранилище источников	1,1	0,2	–	0,11	–
АО «ИРМ»					
Отм. 8,05	0,4	–	–	–	–
Отм. 3,9	0,7	0,2	0,4	0,09	0,2
Отм. 0,0	0,2	0,2	0,3	0,03	0,04
УНЦ «Исследовательский ядерный реактор»					
Отм. 8,05	0,2	–	–	–	–
Отм. 3,9	0,3	–	0,7	–	0,07
Отм. 0,0	0,3	–	0,4	–	0,10

В четвертой главе диссертации описан метод измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека. Наиболее близкую 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. Подходящим вариантом является размещение дозиметра непосредственно в теле человека, что обеспечивает сопоставимую геометрию измерения с измерениями внутри полиэтиленового шара диаметром 10 дюймов.

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 часов. Нейтроны, многократно рассеиваясь в теле человека (фантоме), замедляются до тепловых энергий и эффективно регистрируются дозиметром. Дозиметр будет иметь ЭЗЧ близкую к удельной эффективной дозе. Такой дозиметр нейтронного излучения предоставляет наиболее точные данные об уровне облучения работника в аварийных условиях. Пероральный термолюминесцентный дозиметр (ПТД) нейтронного излучения состоит из двух кристаллов: ${}^6\text{LiF}$ и ${}^7\text{LiF}$, помещенных в пластмассовую капсулу. 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.

Исследование ЭЗЧ дозиметра в различных геометриях облучения проводилось с помощью метода Монте-Карло кода FLUKA. 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 ${}^6\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$ и ${}^7\text{LiF}(\text{Mg}, \text{Ti})$ $\varnothing 0,5 \times 0,05$ см. Фантом, в который помещен дозиметр, представлен эллиптическим цилиндром с высотой 50 см и сечением 40×32 см. Материал фантома соответствует составу мягких тканей, который, согласно МКРЕ, включает 4 элемента: водород (10 %), углерод (11 %), азот (3 %) и кислород (76 %).

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: переднезадняя (ПЗ), заднепередняя (ЗП), левая боковая (ЛП), правая боковая (ПЛ) геометрии и геометрия вращения (ВР). Облучение в ПЗ, ЗП, ЛП, ПЛ геометриях моделировались 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° . В геометрии вращения ЭЗЧ дозиметра представляла собой сумму его показаний для каждого угла падения излучения.

Для репрезентативности результатов моделирования рассчитывались 15 показаний дозиметра для каждой геометрии облучения и каждой энергии поля нейтронов. На рис. 5 изображены ЭЗЧ дозиметра для различных геометрий облучения и удельной эффективной дозы.

В рамках апробации метода измерения эффективной дозы при аварийном нейтронном облучении путем размещения индивидуального дозиметра внутри тела человека проведены экспериментальные работы в АО «Институт реакторных материалов». Индивидуальные дозиметры ДВГН-01 и Harshaw типов 6776 и 6777 помещались внутрь фантома, представленного канистрой, наполненной водой, размерами, соответствующими размерам торса стандартного человека. Все дозиметры поверены на ${}^{239}\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ источнике.

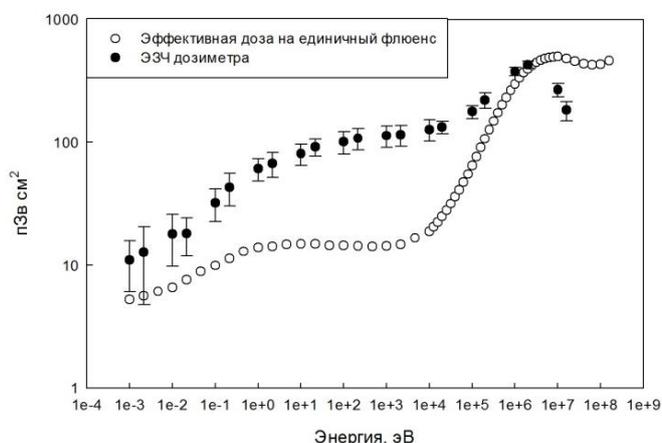
В местах расположения фантомов были проведены измерения энергетического и пространственного распределения плотности потока нейтронного излучения с целью определения принятого значения эффективной дозы. Измерение спектров нейтронного излучения проводились с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-06 и набором сфер замедлителей. Результаты измерений представлены в табл. 7, 8.

Таблица 7 – Результаты измерений внутри фантома

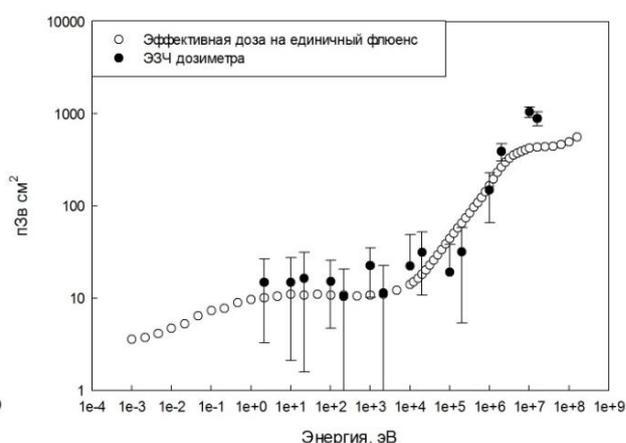
Точка	Принятое значение эффективной дозы	$H_p(10)$, отн. ед.		
		ДВГН-01	Harshaw 6776	Harshaw 6777
Внутри фантома				
1	$6,2 \pm 1,6$	$10,4 \pm 1,8$	$12,4 \pm 4,3$	$6,2 \pm 2,2$
2	$20,5 \pm 5,4$	$29,0 \pm 5,0$	$37,6 \pm 13,0$	$41,0 \pm 14,2$

Таблица 8 – Результаты измерений снаружи фантома

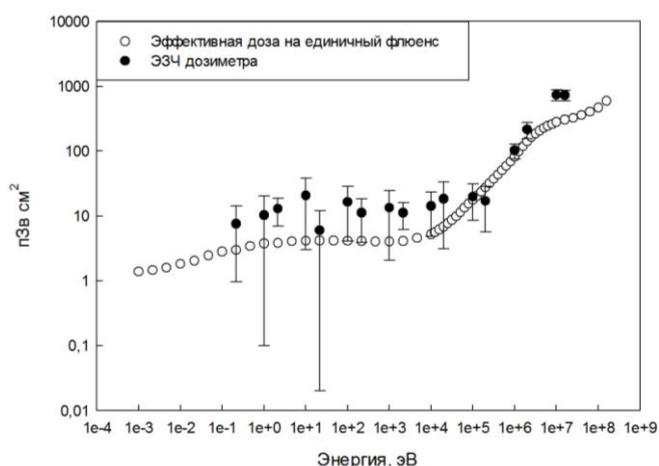
Точка	Принятое значение эффективной дозы	$H_p(10)$, отн. ед.		
		ДВГН-01	Harshaw 6776	Harshaw 6777
Снаружи фантома				
1	$6,2 \pm 1,6$	$36,8 \pm 11,0$	$47,6 \pm 14,3$	$39,6 \pm 11,9$
2	$20,5 \pm 5,4$	138 ± 41	156 ± 47	157 ± 48



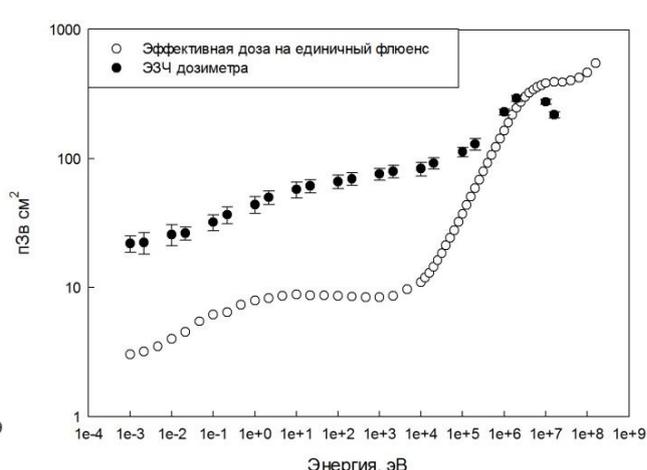
а)



б)



в)



г)

Рисунок 5 – Энергетическая зависимость чувствительности дозиметра и удельная эффективная доза в различных геометриях облучения: а – ПЗ, б – ЗП, в – ПЛ, г – ВР

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ

В диссертации представлены результаты разработки и аттестации отечественного СИ 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 ОИАЭ. Описан метод математической обработки результатов измерений, позволяющий оценивать принятое значение эффективной дозы нейтронного облучения 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. Разработанное техническое исполнение мультисферного спектрометра с использованием ^3He – пропорционального счетчика повышенной чувствительности и набора сфер-замедлителей различного диаметра позволяет определять дифференциальную плотность потока нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 20 МэВ с относительной расширенной неопределенностью не более 60 %. Прибор внесен как СИ утвержденного типа в ФИФ ОЕИ. Получено свидетельство о регистрации программы ЭВМ B3S (Bonner Sphere Spectrometer Software) для математической обработки результатов измерений.

2. Проведенное сравнение результатов измерений разработанного спектрометра и метода восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения с использованием радионуклидных нейтронных источников показало применимость СИ и метода обработки экспериментальных данных, способствовало разработке и аттестации методики (метода) измерений.

3. Проведенный анализ нейтронных полей на рабочих местах на территории Белоярской АЭС, Нововоронежской АЭС, АО «ИРМ» и УНЦ «Исследовательский ядерный реактор» включал 82 точки, 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.

4. В целях совершенствования системы индивидуального дозиметрического контроля рассчитаны поправочные коэффициенты для различных типов индивидуальных дозиметров и дозиметров-радиометров. 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.

5. 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), «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), «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).

6. Разработанный ПТД смешанного гамма-нейтронного излучения для условий аварийного облучения обладает преимуществами как индивидуальных нейтронных дозиметров, так и приборов дозиметрического контроля рабочих мест. Пероральный термолюминесцентный дозиметр обладает малыми габаритами и простотой изготовления. Диапазон измерений детекторами дозы нейтронов составляет от 10 мкГр до 10 Гр. Дозиметр обладает ЭЗЧ, близкой к ЭЗЧ приборов дозиметрического контроля рабочего места нейтронного излучения, значит, их неопределенности показаний сопоставимы.

7. 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.

8. 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.

9. Проведенный постановочный эксперимент включал размещение опытного образца ПТД внутри канистры, имитирующей торс стандартного взрослого человека, в поле нейтронного излучения. В точках размещения фантома с ПТД были получены принятые значения эффективной дозы с помощью энергетического и пространственного распределения плотности потока нейтронного излучения в точке измерения. Различия в показаниях ПТД и принятого значения эффективной дозы не превышают 2.

Рекомендации и перспективы дальнейшей разработки темы. Результаты диссертационной работы будут использованы для разработки новых методических указаний по определению индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения на ОИАЭ. Результаты данной работы могут быть учтены в существующих методических подходах по проведению измерений энергетического и пространственного распределения плотности потока нейтронного излучения на рабочих местах персонала. Перспективы дальнейшей разработки данной темы заключаются в развитии подходов спектрометрии нейтронного

излучения в зависимости от угла падения излучения; индивидуальной дозиметрии, учитывающей перемещение персонала в полях нейтронного излучения.

СПИСОК ОСНОВНЫХ ПУБЛИКАЦИЙ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

Статьи, опубликованные в рецензируемых научных журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ

1. **Pyshkina, M.** The uncertainties of personal neutron dosimeters at various operational neutron fields / **M. Pyshkina**, M. Zhukovsky, A. Ekinin // RAD Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 3. – P. 36–41. 0,3 п. л. / 0,1 п.л. (Scopus)

2. **Pyshkina, M. D.** 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. 070003. 0,3 п. л. / 0,1 п.л. (Scopus)

3. **Pyshkina, M. D.** Neutron dosimetry at workplaces of JC “Institute of nuclear materials” / **M. D. Pyshkina**, A. V. Vasilyev, A. A. Ekinin, E. I. Nazarov, M. A. Romanova, V. I. Gurinovich, D. I. Komar, V. A. Kozhemyakin // Radiatsionnaya Gygiena. – 2021. – Vol. 14. – №2. – С. 89–99. 0,6 п.л. / 0,2 п.л. (Scopus)

4. **Pyshkina, M.** A neutron spectrum reconstruction for purposes of personnel dosimetry: Modelling study / **M. Pyshkina**, A. Vasilyev, A. Ekinin // AIP Conference Proceedings. – 2021. – Vol. 2343. 040011. 0,3 п. л. / 0,1 п.л. (Scopus)

5. **Pyshkina, M.** Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces / **M. Pyshkina**, A. Vasilyev, A. Ekinin, E. Nazarov, V. Nikitenko, A. Pudovkin // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – Vol. 53, Issue 5. – P. 1723–1729. 0,4 п.л. / 0,1 п.л. (Web of Science, Scopus)

Патенты и свидетельства

6. Патент РФ № RU 187824 U1, 19.03.2019. Аварийный индивидуальный дозиметр нейтронного излучения // Патент России № 2018115505. 2019. Бюл. № 8. / Жуковский М. В., **Пышкина М. Д.**

7. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022617370, 20.04.2022. B3S (Bonner Sphere Spectrometer Software) // Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022617370. 2022. Бюл. № / Бутыгин В. В., **Пышкина М. Д.**, Васильев А. В.

Другие публикации

8. Никитенко, В. О. Индивидуальная дозиметрия нейтронов / В. О. Никитенко, **М. Д. Пышкина**, А. А. Екидин // Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность. – 2018. – С. 889–893. 0,3 п. л. / 0,1 п.л.

9. **Пышкина, М. Д.** Неопределенность результатов измерений индивидуальных дозиметров нейтронного излучения на рабочих местах / **М. Д. Пышкина**, В. О. Никитенко, М. В. Жуковский, А. А. Екидин // АНРИ. – 2018. - № 4. – С. 15–23. 0,6 п.л. / 0,2 п.л.

10. **Пышкина, М. Д.** Профессиональное облучение нейтронами на Белоярской АЭС / **М. Д. Пышкина**, А. В. Васильев, А. А. Екидин, Е. И. Назаров, А. В. Пудовкин, В. О. Никитенко, В. И. Гуринович, Д. И. Комар, В. А. Кожемякин // АНРИ. – 2021. - № 3. – С. 16–26. 0,6 п.л. / 0,2 п.л.

11. **Пышкина, М. Д.** Пероральный термолюминесцентный дозиметр нейтронного излучения для условий аварийного облучения / **М. Д. Пышкина**, М. В. Жуковский, А. В. Васильев, М. А. Романова // АНРИ. – 2021. - № 2. – С. 65–74. 0,6 п.л. / 0,2 п.л.

Список сокращений

АЭС	– атомная электростанция
БОИ	– блок обработки информации
ВР	– геометрия вращения
ЗП	– задне-передняя геометрия
ИРМ	– институт реакторных материалов
ЛБ	– левая боковая геометрия
МАЭД	– мощность амбиентного эквивалента дозы
МКРЕ	– международная комиссия по радиологическим единицам и измерениям
ОЕИ	– обеспечение единства измерений
ОИАЭ	– объект использования атомной энергии
ПБ	– правая боковая геометрия
ПЗ	– передне-задняя геометрия
ПТД	– пероральный термолюминесцентный детектор
СИ	– средство измерения
УНЦ	– учебно-научный центр
ФИФ	– федеральный информационный фонд
ЭЗЧ	– энергетическая зависимость чувствительности