## АКАДЕМИЯ НАУК РЕСПУБЛИКИ УЗБЕКИСТАН ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

На правах рукописи УДК 539.17; 621.039

# БАЙТЕЛЕСОВ САПАР АКИМОВИЧ

# ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ВВР-СМ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ИРТ-4М, РАЗРАБОТКИ И ВНЕДРЕНИЯ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

01.04.01 – Приборы и методы экспериментальной физики

ДИССЕРТАЦИЯ на соискание ученой степени доктора технических наук

> Научный консультант: Садиков Илхам Исмаилович доктор технический наук

# оглавление

СПИСОК УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ, ЕДИНИЦ, СИМВОЛОВ И			
ТЕРМИНОВ			
ВВЕДЕНИЕ			
ГЛАВА 1. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ			
РЕАКТОРОВ В НАУКЕ И ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ	23		
§1.1. Исследовательский реактор ВВР-СМ	26		
§ 1.2. Современные программные ресурсы в моделировании параметров			
реакторов	29		
§1.3. Методы исследования нейтронно-физических параметров ядерного реактора BBP-CM	31		
§1.4. Описание моделей для расчетов	32		
§1.5. Результаты моделирования активной зоны реактора с			
использованием программы MCNP	37		
§1.6. Исследование теплогидравлических параметров ядерного реактора			
BBP-CM методами моделирования	41		
Выводы по главе І			
ГЛАВА 2. АНАЛИЗ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ВВР-			
СМ	44		
§2.1. Определение распределения потока нейтронов в активной зоне			
реактора			
§2.2. Оценка выгорания <sup>10</sup> В в регулирующих стержнях и автоматическом			
стержне ВВР-СМ			
§2.3. Обоснование замены старых бериллиевых отражателей в активной			
зоне реактора ВВР-СМ	49		
§2.4. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора BBP-CM	50		
§2.5. Анализ теплофизических и теплогидравлических расчетов			
активной зоны реактора BBP-CM	60		

§2.5.1. О радиационном эффекте теплопроводности облученных в	
ядерном реакторе конструкционных сплавов	51
§2.5.2. Теплофизические характеристики активной зоны реактора ВВР-	
СМ	55
Выводы по главе II 6	59
Глава 3. ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ СВОЙСТВ	
КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В	
ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВВР-СМ 7	1
§3.1. Метод изотопных отношений 7	1
§ 3.1.1. Определение срока эксплуатации конструкционных материалов	
реактора BBP-CM 7	7
§3.2. Изучение характеристик отработанного ядерного топлива в	
исследовательском ядерном реакторе ВВР-СМ 8	31
§3.3. Измерение ОТВС ИРТ-4М с использованием	
усовершенствованного экспериментального счетчика топлива (AEFC) 8	35
§3.3.1. Усовершенствованный экспериментальный счетчик топлива 8	37
§3.3.2. Методика измерений	)2
§3.3.3. Параметры отработанного топлива	)4
§3.3.4. Анализ гамма-излучения продуктов деления ОТВС 9	)5
§3.3.5. Использование <sup>252</sup> Cf вместо AmLi	)6
§3.3.6. Методология моделирования ТВС в активной зоне реактора	
BBP-CM	)7
§3.3.9. Результаты измерений	)9
§3.4. Определение степени выгорания и массы урана-235 в	
исследовательском ядерном реакторе ВВР-СМ 1	.06
§3.4.1. Определение степени выгорания <sup>235</sup> U в ТВСах с использованием	
расчетных данных по распределении мошности в активной зоне реактора 1	06
§3.4.2. Методика определения массы vpaнa 1	08
§3.4.3. Установка для провеления измерений.	08
§3.4.4. Апробация установки для измерений 1	.09

§3.4.5. Измерение и создание базы данных	109
§3.5. Контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок типа	
ИРТ-4М	112
Выводы по главе III	123
ГЛАВА 4. ВНЕДРЕНИЕ НОВЫХ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НА	
PEAKTOPE BBP-CM	125
§4.1. Экспериментальные устройства в активной зоне реактора СМ	125
§4.2. Влияние спектра нейтронов в вертикальных каналах ВВР-СМ на	
наведенную радиоактивность и окраску природных топазов	126
§4.3. Оценка производительности <sup>99</sup> Мо из природного молибдена в	
исследовательских реакторах	133
§4.3.1. Теоретические основы расчетов потоков нейтронов	135
§4.3.2. Эпитермальная активация и самоэкранирование	138
§4.3.4. Методы определения потока эпитермальных и эпикадмиевых	
нейтронов	140
§4.3.5. Параметры спектра: тепловое/эпитермальное соотношение	140
§4.3.6. Определение энергетического спектра плотности нейтронов в	
активной зоне	141
§4.3.7. Характеристика нейтронного спектра	144
§4.4. Получение радионуклида иридий-192 высокой удельной	
активности на реакторе ВВР-СМ ИЯФ АН РУз	147
Выводы по главе IV	155
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	157
СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ	159

# СПИСОК УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ, ЕДИНИЦ, СИМВОЛОВ И ТЕРМИНОВ

ИЯР - исследовательский ядерный реактор;

ИР – исследовательский реактор;

ИЯУ – исследовательская ядерная установка;

АЗ – активная зона;

АЭС – атомная электростанция;

AEFC-advanced experimental fuel counter;

УЭСТ - усовершенствованный экспериментальный счетчик топлива;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

твэл – тепловыделяющий элемент;

ОТВС – отработанная тепловыделяющая сборка;

ОЯТ - отработавшее ядерное топливо;

ГЭК - горизонтальный экспериментальный канал;

ВОУ – высокообогащённый уран;

НОУ – низкообогащенный уран;

КГО ТВС - контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок;

РО - рабочий орган;

СУЗ – стержни управления и защиты;

КС – компенсирующий стержень;

САР - стержень автоматического регулирования;

САЗ - стержень аварийной защиты;

**RERTR** – международная программа по снижению топлива исследовательских и материаловедческих реакторов;

MCNP – Monte Carlo N-Particle Transport Code (семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и др.) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло);

WIMS - Winfrith Improved Multigroup Scheme (программа расчета ячейки решетки

реактора);

DIF3D - Diffusion and Transport Theory Codes (Коды теории диффузии и переноса);

**REBUS-**программа, разработанная для анализа топливных циклов быстрых

реакторов, которые включает в себя DIF3D;

ПЯБ – правила ядерной безопасности

КЗНК - коэффициент запаса до начала кипения.

#### введение

Актуальность и востребованность темы диссертации. В настоящее время в мире в области использовании ядерной энергии в мирных целях особое место занимают исследовательские ядерные реакторы. Фундаментальные аспекты современных проблем ядерной энергетики сначала надо решать и апробировать на исследовательских реакторах. Развитие ядерных технологий, производство радиоизотопной продукции для медицины, промышленности и других отраслей экономики, изменение и исследование свойств материалов с помощью реакторных нейтронов также связаны с использованием исследовательских реакторов.

В мире в рамках Глобальной инициативы по снижению ядерной угрозы, которая реализуется под эгидой МАГАТЭ при участии США и России разработаны программы развития технических средств, позволяющих переводить реакторы на низкообогащенное топливо с наименьшими затратами. При переводе любого реактора на низкообогащенное топливо происходит ухудшение рабочих параметров, оптимизация которых проводится для каждого реактора отдельно. В связи с этим решение научно-технических проблем по оптимизации параметров реактора BBP-CM при использовании тепловыделяющих сборок с низким обогащением по урану и повышению эффективности использования исследовательского реактора является актуальной задачей.

Исследовательский ядерный реактор Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан является уникальным и незаменимым инструментом для развития фундаментальных и прикладных исследований, а также для производства радиоизотопов для Республики и на экспорт. В рамках программы RERTR снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах реактор BBP-CM в 2009 году переведен на ядерное топливо типа ИРТ-4M с обогащением по урану-235 19,7%. Это единственный ядерный реактор в Центральной Азии, работающий на мощности 10 МВт, входящий в десятку лучших мировых производителей радиоизотопной продукции, и по признанию многих международных специалистов один из самых эффективно используемых реакторов такого типа в мире.

Исследования, проведенные в данной диссертационной работе, соответствуют задачам, предусмотренным в Указе Президента Республики Узбекистан № УП-4947 от 7 февраля 2017 года «О Стратегии<sup>1</sup> действий по дальнейшему развитию Республики Узбекистан на 2017-2021 гг.», Постановлениях Президента Республики Узбекистан №ПП-3682 от 27 апреля 2018 года «О мерах по дальнейшему совершенствованию системы практического внедрения инновационных идей, технологий и проектов», № ПП-3698 от 7 мая 2018 года «О дополнительных мерах по совершенствованию механизмов внедрения инноваций в отрасли и сферы экономики», № ПП-4165 от 7 февраля 2019 г. «Об утверждении концепции развития атомной энергетики в Республике Узбекистан на период 2019-2029 годов, № ПП-4526 от 21 ноября 2019года «О мерах по поддержке научно-исследовательской деятельности Института ядерной физики», а также в других нормативно-правовых документах, принятых в данном направлении.

Соответствие исследования приоритетным направлениям развития науки и технологий республики. Диссертационное исследование выполнено в соответствии с приоритетным направлением развития науки и технологий в республике II. "Энергетика, энергосбережение и альтернативные источники энергии».

зарубежных научных исследований по теме диссертации<sup>2</sup>. Обзор Исследования по повышению эффективности использования ядерных реакторов и внедрения ядерных технологий проводятся ведущими научно-исследовательскими центрами мира, такими, как Аргоннская национальная лаборатория (США), Тихоокеанская северо-западная национальная лаборатория (США), Лос-Аламосская национальная лаборатория (США), Государственный научный центр Научно-(Россия), исследовательский институт атомных реакторов Федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики им Б.П. Константинова» национального исследовательского центра «Курчатовский

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Ўзбекистон Республикаси Президентининг 2017 йил 7 февралдаги № ПФ-4947 сон Фармони «2017– 2021 йилларда Ўзбекистон Республикасини ривожлантиришнинг бешта устувор йўналиши бўйича Ҳаракатлар стратегияси».

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> Диссертация мавзуси бўйича хорижий илмий тадкикотлар шархи https://sciencedirect.com, <u>https://istina.msu.ru</u>, <u>https://aip.scitation.org</u>, <u>https://elsevier.com</u> ва бошка манбалар асосида амалга оширилди.

институт» (Россия), Корейский исследовательский институт по атомной энергии в Тэджоне (Южная Корея) и др.

В Научно-исследовательском институте атомных реакторов России, который имеет шесть исследовательских ядерных реакторов, ведутся работы по разработке технологии и производству источников ионизирующих излучений.

С участием сотрудников ИЯФ АН РУ в Аргоннской национальной лабораторией проведён анализ безопасности при конверсии исследовательских реакторов, Лос-Аламосской национальной лабораторией определены экспериментально с применением усовершенствованного экспериментального счетчика топлива (AEFC) степень выгорания урана-235, время нахождения в хранилище, а также флюенсы в конструкционных материалах реактора BBP-CM, Тихоокеанской северо-западной национальной лабораторией США рассчитывается время работы реактора на номинальной мощности 10 МВт по результатам измерения изотопного отношения.

По оптимизации параметров исследовательских реакторов при использовании низкообогащенного топлива и внедрению ядерных технологий в мире ведутся исследования по следующим приоритетным направлениям: разработка конструкций активной зоны реакторов, разработка новых конструкций тепловыделяющих сборок, получение данных о работоспособности тепловыделяющих сборок путем моделирования их поведения в активной зоне, обоснование безопасности эксплуатации реактора с низкообогащенным урановым топливом.

Степень изученности проблемы. В рамках международной программы RERTR более пятидесяти реакторов в мире были переведены на использование низкообогащённого топлива, при этом большинство реакторов имеют различное ядерное топливо (геометрия, тип топлива) и конфигурации активной зоны. Для сохранения параметров для каждого реактора проводятся расчеты активной зоны и анализ безопасности.

Исследованием ядерных реакторов занимаются многие ученые ведущих научных центров мира, например, американские (N. Hanan, Jordi Roglans Ribas, Bruce Ried, J.D.B Lambert, U. H. Menlove, K. A. Miller, Alexis Trahan, Arne P. Olson),

аргентинские (Francisco Lesinki, Eduardo Villarino), российские (Ю.В. Петров, Н.В. Ерыкалов, К.А. Коноплев, Н.В Архангельский, В.А. Насонов, Р.Т. Исламов, А.Л. Ижутов, В.А. Калыгин, В.В. Старков, М.В. Щуровская, А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков, П.В. Кондратьев, Д.С. Розидеев), казахстанские (Ф.М. Аринкин, П.В. Чакров, Л.В. Чекушина, И. Добрикова, Ш.Х. Гизатулин, К.К. Кадыржанов, А. А. Шаймерденов), украинские (Ю. Малерес (и др.), южно-корейские (Jong Man, Sangik Wu), чешские (А. Dambrosio, J. ysela, J. Ernest, М. Marek), узбекистанские (Т.Б. Ашрапов, Б.С. Юлдашев, У.С. Салихбаев, И.И. Садиков, Ф.Р. Кунгуров) и другие специалисты.

К настоящему времени проводятся испытания нового уран-молибденового ядерного топлива, разработана технология ториевых электростанций на замену ядерным реакторам, осуществлен перевод на низкообогащенное топливо реакторов LVR-15 в Чехии и ИРТ-1 в Ливии.

Однако, имеющиеся в литературе данные по оптимизации параметров повышения эффективности использования ядерных реакторов и внедрению ядерных технологий приведены для конкретных исследовательских реакторов, и они недостаточны и не всегда применимы для использования на реакторе BBP-CM. Модернизированный реактора BBP-CM потребовал выполнения большого объема нейтронно-физических, гидравлических и теплотехнических расчетов. Поэтому возникла необходимость оптимизация параметров реактора и расширение внедрение ядерных технологий для эффективного использование реактора BBP-CM.

Связь диссертационного исследования С планами научноисследовательских работ научно-исследовательского **учреждения**, где выполнена диссертация. Диссертационная работа выполнена в рамках научноисследовательских проектов Института ядерной физики АН РУз по темам: №ФА-А-14-Ф-062 «Постконверсионное улучшение эксплуатационных параметров исследовательского реактора BBP-CM» (2009–2011), № ФА-Ф2-Ф070+Ф075 «Исследования специфических электрических, тепловых и механических свойств реакторных материалов и высокотемпературных сверхпроводников» (2012–2016), № Ф2-ФА-Ф112 «Экспериментальное исследование свойств и состояний ядерной материи при высоких и низких энергиях» (2012–2016), № ФА-АЗ-Ф004 «Разработка методов оптимизации топливных циклов и контроля параметров ядерного реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ» (2018–2020), № БФ2-Ф006 «Минимизация активности продуктов деления и трансурановых изотопов и исследование их воздействия на конструкционные материалы ядерного реактора ВВР-СМ» (2017-2020), № ФА-Атех-2018-(175+170) «Разработка технологии получения сорбентов для селективной сорбции радионуклидов кобальта из жидких радиоактивных отходов ядерного реактора и циклотрона» (2018-2020).

Целью исследования является оптимизация параметров реактора BBP-CM при использовании тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М с оксидным урановым топливом, обогащенным изотопом урана-235 до 19,7%, для расширения возможностей исследовательского реактора по внедрению на нем новых ядерных технологий и модернизации имеющихся.

#### Задачи исследования:

создать модели для программы WIMS, ИРТ-2Д, МСNP4С, PLTEMP по расчету нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора BBP-CM при использовании в активной зоне TBC типа ИРТ-4М (6-трубные, 8-трубные) с UO<sub>2</sub> топливом, обогащенным изотопом <sup>235</sup>U до 19,7%;

создать программу на языке фортран для расчета выгорания урана-235 в ТВС, находящихся в активной зоне реактора, и определения безопасного перепада давления и температуры теплоносителя;

выполнить анализ различных конфигураций активной зоны реактора BBP-CM для определения режима его эффективного использования;

выполнить анализ распределения тепловой мощности и выгорания ядерного топлива в активной зоне исследовательского ядерного реактора BBP-CM;

определить максимальное выгорание в ядерном топливе ИРТ-4М с учетом радиационных эффектов теплопроводности, облученных в ядерном реакторе конструкционных сплавов типа САВ-1 и АМГ-2;

определить время работы реактора на номинальной мощности 10МВт по результатам измерения изотопного отношения Ti49/Ti48 в конструкционных материалах;

определить герметичность тепловыделяющих сборок в зависимости от выгорания <sup>235</sup>U;

определить влияние спектра нейтронов в вертикальных каналах активной зоны реактора BBP-CM и изменение содержания примесей в топазах на центр окраски природных топазов;

определить возможность получения радиоактивного нуклида иридия-192 высокой удельной активности в реакторе BBP-CM;

определить возможность получения молибдена Мо-99 из природного молибдена;

определить срок эксплуатации конструкционных материалов реактора BBP-CM в зависимости от флюенса нейтронов.

Объектами исследования являются активная зона исследовательского ядерного реактора BBP-CM с ТВС различной модификации, конструкционные материалы тепловыделяющих элементов САВ-1 и АМГ-2.

**Предметом исследования** являются параметры реактора, повышение эффективности использования ядерного реактора.

Методы исследований. Методы компьютерного моделирования исследуемых процессов на базе пакетов специальных программ ИРТ-2D/PC, MCNP, WIMS, REBUS, PLTEMP; методы экспериментальной ядерной физики - регистрации и анализа γ- спектров продуктов деления урана и измерения активности радионуклидов, метод контроля герметичности топливных сборок, метод изотопных отношений примесей, метод измерения массы урана-235 с использованием усовершенствованного экспериментального счетчика ядерного топлива (AEFC).

Научная новизна исследования заключается в следующем:

обоснована наиболее оптимальная конфигурация активной зоны реактора с 24 TBC ИРТ-4М типа ПО результатам расчёта нейтронно-физических И параметров активной BBP-CM, теплогидравлических зоны реактора c

использованием программ WIMS, ИРТ-2Д, МСNP4С, PLTEMP, позволяющая расширить экспериментальные возможности реактора и внедрению новых ядерных технологий;

созданы подпрограммы VGR для расчета выгорания <sup>235</sup>U и JMNEW для определения максимально допустимой мощности активной зоны реактора BBP-CM, монтированные в программу ИРТ-2Д, в зависимости от перепада давления в активной зоне реактора;

выявлена возможность оценки накопленного флюенса быстрых нейтронов в конструкционных материалах реактора по результатам измерения изотопного отношения Ti49/Ti48, позволяющая определять максимально допустимый срок эксплуатации основных конструкционных материалов активной зоны реактора BBP-CM;

закономерность максимальной допустимой определена изменения температуры оболочки тепловыделяющей сборки в зависимости ОТ теплопроводности оболочки с учетом радиационного эффекта и от выгорания ядерного топлива, позволяющая определить эксплуатационный pecypc тепловыделяющих сборок;

разработана методика измерения выгорания и массы урана-235 в отработанном ядерном топливе с применением усовершенствованного экспериментального счетчика топлива (AEFC) с AmLi и <sup>252</sup>Cf источниками для учета и контроля ядерных материалов в реакторе BBP-CM;

установлена возможность получения удельной активности насыщения до 2,0 Ки/г для реакции <sup>98</sup>Мо (n, γ)<sup>99</sup>Мо с использованием природного молибдена с учетом самоэкранирования эпитермальных нейтронов;

выявлено влияние жесткого спектра нейтронов в BBP-CM на радиоактивность и окраску природных топазов и разработан метод охлаждения камней внутри контейнера с использованием теплоносителя активной зоны реактора;

определены оптимальные условия получения радионуклида иридий-192 с удельной активностью 350-380 Ки/г с учетом эффектов экранирования и возмущения

потока нейтронов: диски диаметром 2,7 мм, толщиной 0,15мм, время облучения и остывания -720 часов.

Практические результаты исследования заключаются в следующем:

определен срок эксплуатации конструкционных материалов реактора BBP-CM и установлена возможность работы реактора до 2040 года;

установлено, что максимальная степень выгорания тепловиделяющих сборок может достигать до 60%, при этом экономический эффект составляет 25% годового потребления ядерного топлива;

достигнуто увеличение количества облучаемых природных минералов до пяти раз, что дало возможность в несколько раз уменьшить себестоимость облучения.

Достоверность полученных результатов подтверждается корректным использованием теоретических и экспериментальных методов при получении результатов, применением апробированных современных программ WIMS, ИРТ-2Д, MCNP4C, PLTEMP, использованием современных средств и методик проведения исследований, подробной проверкой согласованности полученных результатов с экспериментальными данными.

Научная и практическая значимость результатов исследования. Научная значимость результатов заключается в решении комплекса научно-технических проблем по оптимизации параметров реактора BBP-CM при использовании тепловыделяющих сборок ИРТ-4М, позволяющая расширить возможности применения реактора для внедрения ядерных технологий.

Практическая значимость результатов заключается в том, что совокупность новых результатов вносит весомый вклад в повышение срока эксплуатации реактора ВВР-СМ и эффективности его использования.

Внедрение результатов исследования. На основе полученных результатов по оптимизации параметров реактора BBP-CM с целью повышения эффективности его использования и внедрения ядерных технологий:

найденная оптимальная конфигурация активной зоны реактора с 24 ТВС типа ИРТ-4М использована при рассмотрении новых конфигураций активной зоны реактора ВВР-К (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики

Республики Казахстан № 34-15.08-12/1143 от 12 октября 2021 года) и на реакторе ВВР-СМ (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило повысить экспериментальные характеристики реактора ВВР-К и увеличить степень выгорания урана-235 на реакторе ВВР-СМ с 45 % до 60%;

накопленного флюенса быстрых нейтронов возможность оценки В конструкционных материалах реактора по результатам измерения изотопного отношения <sup>49</sup>Ti/<sup>48</sup>Ti использована на реакторе Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило определить максимально допустимый срок эксплуатации конструкционных основных материалов активной зоны реактора BBP-CM;

закономерность изменения максимальной допустимой температуры оболочки тепловыделяющей сборки в зависимости от теплопроводности оболочки с учетом радиационного эффекта и от выгорания ядерного топлива использована на реакторе BBP-К (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан № 34-15.08-12/1143 от 12 октября 2021 года) и на реакторе BBP-CM (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило обосновать эксплуатационный ресурс тепловыделяющих сборок этих реакторов;

методика измерения выгорания и массы урана-235 в отработанном ядерном топливе с применением усовершенствованного экспериментального счетчика топлива с AmLi и <sup>252</sup>Cf источниками использована на реакторе Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило проводить учет и контроль ядерных материалов на реакторе BBP-CM;

определенные возможности получения удельной активности насыщения до 2,0 Ки/г для реакции <sup>98</sup>Мо (n,  $\gamma$ )<sup>99</sup>Мо с использованием природного молибдена (ссылки в зарубежных научных журналах: European Physical Journal Plus, (2019) 134: 249; Applied Radiation and Isotopes - Journals 178, 2021, 109986; SN Applied Sciences,

volume 2, 1782 (2020), 1-28; Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 326, 87– 96 (2020); Атомная энергия Том 125, № 6 (2018); Progress in Nuclear Energy, 134, 2021, 103688) и оптимальные условия получения радионуклида иридий-192 с удельной активностью 350-380 Ки/г использованы на реакторе BBP-К (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан № 34-15.08-12/1143 от 12 октября 2021 года) и на реакторе BBP-CM (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило оптимизировать производство этих радиоизотопов на реакторах BBP-К и BBP-CM, и заключен контракт №41/10 с компанией "Eckert & Ziegler CNL Scientific Resources Inc";

метод охлаждения камней внутри контейнера с использованием теплоносителя активной зоны реактора использованы в Институте ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан (письмо Академии наук РУз № 2/1255-2679 от 11 октября 2021 года). Использование научных результатов позволило увеличить количества облучаемых природных минералов и уменьшить себестоимость облучения, и заключены контракты с компаниями Zimmermann BCS Stones H.K. Ltd №51/2005 и Gunter Meelis GmbH & Co. KG №7/2013.

Апробация работы. Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на более 25 Международных и республиканских конференциях.

Опубликованность результатов. По теме диссертации опубликовано 39 научных работ, в том числе 14 научных статей в изданиях, рекомендованных Высшей аттестационной комиссией Республики Узбекистан для публикации основных научных результатов докторских диссертаций, из них 9 в зарубежных научных журналах.

Структура и объем работы. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка использованной литературы. Объем диссертации составляет 172 страниц.

#### Список опубликованных работ:

- Юлдашев Б.С., Салихбаев У.С., Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Рязанцев Е.П., Егоренков П.М. Эксплуатация ВВР-СМ с диоксидурановым топливом 36%-го обогащения // Атомная энергия. – Москва, 2005. - т. 99, вып. 2. -С. 147-152. (№3. Scopus; IF=0.384)
- Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Расчет аварийных ситуаций при конверсии исследовательского реактора ИЯФ АН РУз // Атомная энергия. – Москва, 2008. - т. 104, вып. 6. - С. 339-343. (№3. Scopus; IF=0.384)
- Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Коблик Ю.Н., Салихбаев У.С. Активность воды и воздуха при работе реактора ВВР-СМ с топливом 36% -го обогащения по 235-U // Известия Российской академии наук. Серия физическая. – Москва, 2009. - т.73, № 2. – С. 283-286. (№3. Scopus; IF=0.34)
- Байтелесов С.А., Ибрагимова Э.М., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Влияние спектра нейтронов на радиоактивность и окраску природных топазов // Атомная энергия. – Москва, 2010. - т. 109, вып. 5. -С. 288-293 (№3. Scopus; IF=0.384)
- Абдукадырова И.Х., Байтелесов С.А. Температурная и дозовая зависимость теплофизических свойств некоторых конструкционных алюминиевых сплавов //Альтернативная энергетика и экология. – Саров (Россия), 2011. - №1(93). –С. 89-95. (01.00.00. №9)
- Абдукадырова И.Х., Байтелесов С.А. О радиационном эффекте теплопроводности облученных в ядерном реакторе конструкционных сплавов типа АМГ-2 // Альтернативная энергетика и экология. – Саров (Россия), 2011. - №4 (96). – С. 57-62 (01.00.00. №9)
- Alikulov Sh.A., Baytelesov S.A., Boltaboev A.F., Kungurov F.R., Menlove H.O., O'Conner W., Osmanov B.S., Salikhbaev U.S. Experimental studies of spent fuel burnup in WWR-SM reactor //Journal of Nuclear Engineering and Design. – Elsevier, 2014. – Vol.277. –pp. 163–165. ((№3. Scopus; IF=1.620)
- Салихбаев У.С., Аликулов Ш.А., Ахмеджанов Ф.Р., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р. Радиационное распухание алюминиевых сплавов // Узбекский физический журнал. Ташкент, 2015. -№ 5. -С. 316-321 (01.00.00. №5)

- Blaauw M., Ridikas D., Baytelesov S., Bedregal Salas P.S., Chakrova Y., Cho Eun-Ha, Dahalan R., Fortunato A.H., Jacimovic R., Kling A., Munoz L., Mohamed N.M.A., Parkanyi D., SinghT., Van Dong Duong. Estimation of 99Mo production rates from natural molybdenum in research reactors // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. - Springer (Netherlands), 2017. – vol. 311. – pp. 409–418 (№1. Web of Science; IF=1,61)
- 10. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Юлдашев Б.С. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ // Доклады академия наук РУ. Ташкент, 2018.
   №2. С. 31-37. (01.00.00. №7)
- 11. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р. Определение активности изотопов в продуктах деления ядерного топлива. // Узбекский физический журнал.
   Ташкент, 2019. № 1(21). -С. 44-47. (01.00.00. №5)
- Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Yuldashev B.S. Thermal-hydraulic calculations of the WWR-SM research reactor // Nuclear physics and atomic energy. – Kiev (Ukraine), 2020. – vol.21, N2. – pp.152-156. (№41. SCImago; IF=0.378)
- Юлдашев Б.С., Садиков И.И., Байтелесов С.А., Хужаев С. Получение радионуклида Иридий-192 высокой удельной активности на реакторе BBP-CM ИЯФ АН РУз // Доклады Академии наук Республики Узбекистан. – Ташкент, 2020.
   №5. -С. 42-47. (01.00.00. №7)
- 14. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С., Юлдашев Б.С. Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе BBP-CM // Доклады Академии наук Республики Узбекистан. – Ташкент, 2020. - №5. - С. 30-36 (01.00.00. №7)
- 15. Baytelesov S.A., Khalikov U.A., Salikhbaev U.S., Yuldashev B.S. Definitions Radionuclides Structure of Water and Emission Air of a Reactor WWR-SM// The third Eurasian conference "Nuclear science and its application": Book of Abstracts. -Tashkent, 2004. – p.50-51.
- 16. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Zinovjev V.G., Koblik Ju.N., Mukhamedjanov A.M., Salikhbaev U.S., Yuldashev B.S., Khalikov U.A. Definition of neutron fluxes of the

Reactor WWR-SM INP of AS RUz // 5rd International Conference «Nuclear and Radiation Physics»: Book of abstracts. - Almaty, 2005.- p. 217-218.

- 17. Dosimbaev A.A., Baytelesov S.A., Koblik Yu.N., Salikhbaev U.S., Khalikov U.A., Yuldashev B.S. Fuel assemblies of low enriched 235 in reactor of institute of nuclear physics of Uzbekistan Academy of sciences. //The 6th International Conference «Modern problems of nuclear physics»: Book of Abstracts. Tashkent, 2006. p.321.
- 18. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Results of Transient /Accident Analysis for the HEU, First Mixed HEU-LEU and for the First Full LEU Cores of the WWR-SM Reactor at INP AS RUz // Proceedings International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. - IAEA, Vienna, 2007. – 10p.
- Baytelesov S.A., Sandalov V.N., Kungurov F.R., Khalikov U.A., Rakhimov E. Radiation effects in the aluminum alloys irradiated with neutrons // The Seventh International Conference "Modern Problems of Nuclear Physics", September 22-25, 2009. - Tashkent, 2009. - pp. 172-173.
- 20. Salikhbaev U.S., Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Saidov A.S. Studying of influence of a neutron irradiation on element contents and structures of aluminum alloys SAV-1 and AMG-2 // Book of Abstracts RRFM-2009, 22-25 March 2009. –Vienna (Austria), 2009.
   p. 49.
- 21. Alikulov Sh., Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Cladding tightness control of IRT-4M fuel assemblies // Proceedings 33rd International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 23-27, 2011, Santiago, Chile. - IAEA, Vienna, 2011. -2 p.
- 22. Salikhbaev U. S., Khujaev S., Baytelesov S. A., Kungurov F. R., Boltabaev A. Possibility of Production of Molybdenum-99 Using Neutron Activation at the WWR-SM Research Reactor with LEU Fuel // RERTR 2011 33rd International meeting on Reduced enrichment for research and test reactors, October 9-13, 2011, Santiago, Chile. IAEA, Vienna, 2011. pp. 1-2.
- 23. Menlove H., Marlow J., Miller K., Rael C., Swinhoe M., O'Connor W., Sobolev T., Zarucki R., A Lebrun, Van Schijndel E., Yavuz U., Salikhbaev U., Baytelesov S., Alikulov S., Boltabaev A. Field tests of the AEFC for the Verification of Research

Reactor Spent Fuel at the WWR-SM Reactor at the Institute of Nuclear Physics (INP) Uzbekistan // Proceedings, 53rd Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management 2012 (INMM 53), Orlando, Florida, USA, 15-19 July 2012. Florida (USA), 2012. - Volume 1 of 5. - p. 2159-2171.

- 24. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Tadjibaev D.P. Influence of irradiation by neutrons on forma changes of aluminum alloys // International Conference "Nuclear Science and its Application": Book of abstracts, September 25-28, 2012. – Tashkent, 2012. - p. 312-313.
- 25. Alikulov Sh.A., Kungurov F.R., Bakiev S.A., Baytelesov S.A., Salikhbaev U.S. Definition of macroscopic nuclear constants for neutron-physical calculations // International Conference "Nuclear Science and its Application": Book of abstracts, September 25-28, 2012. Tashkent, 2012. p. 313-314.
- 26. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Boltabaev A.F., Alikulov Sh. Study of Tightness of Spent Fuel Assemblies in Storage of WWR-SM Research Reactor // Management and Storage of Research Reactor Spent Nuclear Fuel: Proceedings of a Technical Meeting held in Thurso, United Kingdom, 19–22 October 2009. - IAEA, Vienna, 2013. – pp. 171-187.
- 27. Abdullaev R.A., Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Replacement of the Electronic Part of Instrumentation and Control of the WWR-SM Research Reactor //Book: Project Experiences in Research Reactor Ageing Management, Modernization and Refurbishment. - IAEA, Vienna, 2014. – pp.178-182
- 28. Alikulov Sh., Baytelesov S., Kungurov F., Salikhbaev U., Yusupov Dj. Successful Operation of WWR-SM Research Reactor after Conversion to LEU Fuel // RERTR 2014
  — 35th International meeting on reduced enrichment for research and test reactors, October 12-16, 2014. - IAEA, Vienna, 2014. - pp. 1-5.
- 29. Salikhbaev U. S., Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Alikulov Sh.A., Rahimov E. O'Conner W., Reid B., Gauerke E. Electroconductivity of aluminum alloys irradiated with neutrons // Proceedings INMM Annual Meeting-2015. pp 25-31.
- 30. Alikulov Sh., Akhmedjanov F., Baytelesov S., Kungurov F., Salikhbaev U., O'Conner W., Reid B., Gauerke E. Influence of neutron irradiation on radiation swelling of aluminum alloys // RERTR 2015 36th International meeting on reduced enrichment

for research and test reactors, October 11-14, 2015.- Seoul (South Korea), 2015. - pp. 1-6.

- 31. Gauerke E.R., Gesh C.J., Gitau T., Naes B.E., Pires R.P., Reid B.D., Willingham D.G., Wootan D.W., Boyd R.A., Baytelesov S., Kungurov F., Salikhbaev U.S., Yusupov J. Isotope ratio method analysis of the WWR-SM reactor // Proceedings INMM 56th Annual Meeting-2015. – pp. 1392-1402.
- 32. Miller K., Menlove H., Rael C., Baytelesov S., Kungurov F., Yusupov J., Salikhbaev U., Mayorov M., Yavuz U., Reid B., Gesh C., Marlow J., Szytel L. Preliminary Results of the 2014 Field Trial of the Advanced Experimental Fuel Counter (AEFC) for Verification of Research Reactor Spent Fuel at the Institute of Nuclear Physics (INP) // Proceedings of 37<sup>th</sup> ESARDA Symposium on Safequards and Nuclear Non-Proliferation. – Manchester (UK), 2015. – pp. 418-425.
- 33. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov D.D. Safe and effective utilization of WWR-SM research reactor after conversion // Proceedings The 36th RERTR, International Meeting, October 11-14, 2015. – Soule (Korea), 2015.
- 34. Reid B.D., Salikhbaev U., Baytelesov S., Kungurov F.R., GauarkeS E. Studying Burnup and Accumulation of Isotopes Activities of Spent Liquid Nuclear Fuel of IIN-3M Research Reactor of JSC "FOTON" // Proceedings of the INMM 57th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Manageement, 24-28 July, 2016. – Atlanta (USA), 2016. – pp. 2696-2700.
- 35. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р., Абдуманапов У.Ж., Бекбаев С.М. Минимизация активности продуктов деления и трансурановых изотопов // Материалы Международной научно – практической конференции «Актуальные проблемы и тенденции инноваций в современной науке и образовании», 26-27 января, 2017. – Туркестан (Казахстан), 2017. - С. 481-484.
- 36. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Кудиратов С. Контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М // Международный научный форум "Ядерная наука и технологии", 12-15 сентября 2017. Алматы (Казахстан), 2017. С. 408

- 37. Trahan A., Trellue H., Tutt J., Miller K., Baytelesov S., Kungurov F., Yusupov J., Salikhbaev U. Advanced Experimental Fuel Counter (AEFC) Model Results Compared to Measurements of Irradiated IRT Assemblies // Proceedings, ESARDA International Workshop on Numerical Modelling of NDA Instruentation and Methods for Nuclear Safeguards, 16-17th May, 2018. - Luxembourg, 2018. -pp 89-95.
- 38. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Yuldashev B.S. Effective utilization of the WWR-SM research reactor, Uzbekistan // RRFM-2019, Proceedings of the International European research reactor Conference, 24- 28 March 2019. – Amman (Jordan), 2019. –pp. 1-7.
- Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р., Определение активности изотопов в продуктах деления ядерного топлива // International Scientific Forum Nuclear science and technologies 24-27 June, 2019. – Almaty (Republic of Kazakhstan), 2019. – C.145.

# ГЛАВА 1. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В НАУКЕ И ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

В настоящее время в 54 странах мира эксплуатируются 250 исследовательских реакторов, которые продолжают играть стратегическую роль в поддержке работ, осуществляемых в медицинском, промышленном, научно-образовательном и ядерно-энергетическом секторах [1; с.9-11]. На сегодняшний день в 6 странах строятся 9 исследовательских реакторов и в 11 странах запланировано создание еще 14 новых исследовательских реакторов [1; с.3]. Исследовательские реакторы являются основными ядерными установками, способствующими развитию национальной инфраструктуры и программ в области ядерной науки и технологий. В 2019 году одна научно-исследовательская организация - Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии - стала международным центром МАГАТЭ на базе исследовательского реактора. В настоящее время 99 исследовательских реакторов были переведены с использования высокообогащенного урана (ВОУ) на низкообогащенный (НОУ) или же было подтверждено их закрытие [1; с.27-28].

Количество работающих исследовательских реакторов (59) в Российской Федерации, США (50), Китай (17) и Япония (9) [2; с.8-17].

Новые исследовательские реакторы сооружаются в Аргентине, Индии, Республике Российской Федерации, Корея, Саудовской Аравии, Украине (подкритическая ЭЛЯУ) и Франции [2; с.27]. Несколько государств-членов МАГАТЭ имеют официальные планы строительства новых реакторов, в том числе Беларусь, Бельгия, Боливия, Вьетнам, Замбия, Нигерия, Нидерланды, США, Таджикистан (завершение строительства реактора «Аргус-ФТИ») и Таиланд [2; с.27]. Такие страны, как Азербайджан, Бангладеш, Гана, Кувейт, Ливан, Малайзия, Монголия, Мьянма, Нигерия, Объединенная Республика Танзания, Судан, Тунис, Эфиопия и Южная Африка, рассматривают возможность строительства новых установок [2; c.27].

Многоцелевой иорданский исследовательский и учебный реактор мощностью 5 МВт в Иорданском научно-технологическом университете был введен в эксплуатацию и получил эксплуатационную лицензию в ноябре 2017 года. В 2017 году после того, как были выполнены требования безопасности, сформулированные после аварии на АЭС «Фукусима-дайити», в Японии были вновь введены в эксплуатацию исследовательский реактор нулевой мощности **«KUCA»** И исследовательский реактор «KUR» мощностью 5 МВт в университете Киото, а также исследовательский реактор нулевой мощности «UTR» в университете Киндай. В декабре того же года, после более чем трехлетней остановки для переоборудования возобновлена здания реактора, была эксплуатация многоцелевого исследовательского реактора «HANARO» мощностью 30 МВт в Республике Корея [3; c.42-45].

Во Франции, компания «AREVA» расширила ассортимент видов перерабатываемого отработавшего топлива исследовательских реакторов, в частности силицидного топлива, которое впервые было переработано в 2017 году [3; с. 37-38].

Продолжается перевод процессов производства молибдена-99 с ВОУ на НОУ, а также без уранового производства с использованием активации обогащенного молибдена-98 нейтронами исследовательских реакторов. В 2017 году Австралийская организация по ядерной науке и технике завершила строительство своей новой производственной установки. Компания «NTP Radioisotopes» (Южная Африка) объявила о полном переводе своих технологических процессов на использование HOУ [3; с.45-46]. Два других крупных производителя, Институт радиоэлементов в Бельгии и компания «Curium» (объединяющая компании «IBA Molecular» и «Mallinckrodt Nuclear Medicine LLC») в Нидерландах, продолжают работу по переводу производственных процессов с ВОУ на НОУ [3; с.45-46].

МАГАТЭ предоставляло консультации 3a последние пять лет ПО стратегическим планам использования более чем 50 исследовательским реакторам по всему миру и организовывало двухгодичные учебные курсы по стратегическому планированию заинтересованных сторон установок исследовательских для реакторов. МАГАТЭ запустил инструмент электронного обучения, обеспечивающий руководство по разработке стратегического планирования для эффективного и устойчивого использования различных установок, эксплуатируемых национальными ядерными институтами, включая исследовательские реакторы. Курс основан на публикации МАГАТЭ 2017 года «Стратегическое планирование исследовательских реакторов» [3; с.40-59].

В настоящее время МАГАТЭ предлагает несколько экспертных услуг для исследовательских реакторов, включая Комплексную оценку безопасности исследовательских реакторов (INSARR), Оценку эксплуатации и технического обслуживания исследовательских реакторов (OMARR) и Комплексный анализ ядерной инфраструктуры для исследовательских реакторов (INIR-RR).

Для работающих реакторов важны продления их срока эксплуатации, модернизации и оснащения реакторов новыми экспериментальными устройствами с целью повышение эффективности использование. В будущем интенсивность использования исследовательских реакторов будет возрастать с одновременным расширением тематики проводимых экспериментов [4].

программа «Снижения обогащения Американская топлива ДЛЯ исследовательских и тестовых реакторов- RERTR» стартовала в 1978 году [5; с. 147работы 152]. программа поддерживает по конверсии Эта И созданию низкообогащенного топлива для исследовательских и тестовых реакторов, по проведению различных расчетов по конверсии. Так как, один из самых востребованных в ядерной медицине радиоизотопов Мо-99, в основном, получают из высокообогащённого урана-235 облучении осколков деления при В исследовательских реакторах, RERTR поддерживает исследовательские работы по Mo-99 получению ИЗ продуктов деления не высокообогащенного, а низкообогащенного <sup>235</sup>U [6-15].

Существует также Европейская программа «Research Reactor Fuel Management», которая направлена на изучение создания низкообогащенного ядерного топлива. В работах [16; с. 31-37,17; с.2] приведены результаты по снижению обогащения <sup>235</sup>U в ядерном топливе для исследовательских реакторов в Аргентине. Получены хорошие результаты с использованием U3Si2-Al сплавов.

Российские организации «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (ВНИИНМ), Ленина Научно-исследовательский И конструкторский «Ордена институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля» (НИКИЭТ), АО «ТВЭЛ», Государственный научный центр Научно-исследовательский институт атомных реакторов (ГНЦ НИИАР), Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт", Новосибирский завод химконцентратов (НЗХК) и другие участвуют в работах по созданию монолитного и дисперсионного уран-молибденового ядерного топлива трубчатого и стержневого типов [18; с.20-29, 19; с.1-10, 20; с.2-14. 21;]. Уранмолибденовые образцы испытывают в реакторах ИВВ-2М (Заречный), МИР (Димитровград), ВВР-М (Гатчина). Плотность этих образцов для трубчатой ТВС 5,4 г/см<sup>3</sup>, а для стержневого типа 6,0 г/см<sup>3</sup>. По достижении 40-50% выгорания по  $^{235}$ U образцы выгружены из активной зоны реакторов, испытание этих ТВС продолжается. Для дальнейшего исследования выбраны компоненты новой TBC с U-Mo – Al. [20; с. 2-14].

В вышеуказанных работах рассмотрены вопросы безопасной эксплуатации реакторов с новым ядерным топливом, а также вопросы проведения научных экспериментов по испытанию ядерного топлива, созданного на основе урандиоксида, уран-молибдена и уран-силицида в исследовательских ядерных реакторах.

#### §1.1. Исследовательский реактор ВВР-СМ

Исследовательский ядерный реактор ВВР-С с мощностью 2 МВт был введен в эксплуатацию в 1959 году. Впервые реактор достиг критичности в сентябре 1959 года. В качестве топлива использовались ТВС типа ЭК-10, с обогащением по урану-235 10%. После модернизации в 1971-1977 годах реактор начал называться ВВР-СМ (водо-водяной реактор серийный, модернизированный) и его мощность была повышена с 2 до 10 МВт (см. рисунок 1.1). С июля 1999 года на реакторе используется активная зона с бериллиевыми отражателями (в кол-ве до 18 шт.) с шестнадцатью 6трубными ТВС российского производства (ВОУ топливо 36% обогащением). В 2009 году реактор был полностью переведен на использование 6-трубных ТВС ИРТ-4М с низкообогащенным урановым топливом (19,7 % обогащения), а их количество в активной зоне составило 20 ТВС.



Рис. 1.1. Исследовательский реактор ВВР-СМ

Исследовательский реактор BBP-CM используется для проведения экспериментов по ядерной физике, физике твердого тела, нейтронно-активационному анализу, производству радиоактивных изотопов и других научно-прикладных исследований. Для выполнения этих экспериментов имеются 9 горизонтальных каналов, графитовая тепловая колонна и вертикальные каналы для облучения в активной зоне и в зоне бериллиевого отражателя [5; с. 147-152].

На рисунке 1.2 показано горизонтальное поперечное сечение активной зоны исследовательского реактора BBP-CM, состоящей из 24 ТВС.

Реактор ВВР-СМ эксплуатируется более 60 лет, постоянно обновляются некоторые его части, узлы и оборудование. Тем не менее, бак и горизонтальные каналы за весь период его эксплуатации не менялись. Опорная решетка и бериллиевые отражатели установлены в 1976 году. Поэтому определение срока эксплуатации конструкционных материалов и оборудования крайне важно для безопасной эксплуатации реактора.

Ядерное топливо подорожало в десятки раз, поэтому стала актуальной оптимальная эксплуатация исследовательского реактора. Также стало актуальным внедрение новых ядерных технологий для увеличения эффективности использования

реактора. Так как строить новые исследовательские реакторы очень дорого, то можно сделать вывод, что необходимо повысить эффективность использования реакторов.



Рис. 1.2. Горизонтальное поперечное сечение активной зоны из 24 ТВС исследовательского реактора ВВР-СМ

Исследовательский реактор ВВР-СМ относится к ядерным реакторам бассейнового типа с плотностью потока нейтронов в пределах  $10^{12} \div 1,4 \times 10^{14}$  нейтр. /(см<sup>2</sup>·с) с энергией 0,1÷9 МэВ и работает на мощности 10 МВт (см. рисунок 1.3).



Рис.1.3. Продольный разрез реактора ВВР-СМ

# § 1.2. Современные программные ресурсы в моделировании параметров реакторов

Для расчета основных нейтронно-физических параметров активной зоны реактора используются различные программные продукты. Двухгрупповая диффузионная программа ИРТ-2D использует метод конечных разностей. Решается система линейных дифференциальных уравнений, решая которую в ответе получаются приближенные значения решения в узлах. По программе ИРТ-2D [22; с. 2-14] проведены нейтронно-физические расчеты активной зоны в реакторах ИР-8 (НИЦ «Курчатовский институт») и ИРТ-Т (Томский политехнический университет).

Программа MCNP [23; с.7-85, 24; с.1-46, 25; с.24-197, 26; с.7-245]– используется для реакторов MITR-II (Аргонская национальная лаборатории США), MARKII (Дакка, Бангладеш) и в других ядерных центрах.

При расчетах использовалась библиотека сечений взаимодействия нейтронов с веществом ENDF/B-VI и ENDF-201 [27; с.4-130; 28; с.5-32]. Программа

предназначена для решения задач в области физики ядерных реакторов, радиационной защиты, дозиметрии, радиографии, радиационной медицины и ядерной безопасности.

Программа WIMS использует транспортную теорию для вычисления нейтронного потока как функцию энергии и пространственное местоположение в одномерной ячейке. WIMS-D/4 используется дя реакторов IPR–R1 типа TRIGA (Brazil), PARR-1 типа MTR (Pakistan), RA-6 типа MTR (San Carlosde Bariloche, Argentina). Программы WIMS [29; с.1-95] и MCNP были использованы для моделирования и расчета тепловыделяющей сборки ИРТ-4М на реакторе BBP-CM.

Используя программу WIMS поперечные сечения 69 групп нейтронных энергий были разделены до 7 групп для использования в программе REBUS [30; с.2-18].

Программа REBUS-ANL предназначена для анализа топливных циклов реакторов. Решаются два основных типа проблем: 1) бесконечное время или равновесные условия реактора, работающего по фиксированной схеме управления топливом, или 2) явный цикл за циклом, или неравновесная работа реактора в условиях, указанных периодической или непериодической программой управления топливом.

Программа REBUS была использована для выполнения всего нейтроннофизического анализа, то есть расчета выгорания топлива, распределения мощности, веса регулирующих стержней и коэффициентов реактивности.

Программу CITATION используют для расчета активной зоны в исследовательских реакторах Аргентины, Бразилии, Бангладеш, Пакистана.

По программе SCALE 6.1, ORIGEN ENDF/B-VII, рассчитывают образование плутония-239 в реакторе BBP-CM.

Программу MCU используют для расчета активной зоны в исследовательских реакторах России (НИИАР, ПИЯФ), Ливии (Тажура), Казахстана (ВВР-К).

# §1.3. Методы исследования нейтронно-физических параметров ядерного реактора BBP-CM

В предыдущих работах в рамках кандидатской диссертации [31; с. 1-28] использовано моделирование параметров исследовательского ядерного реактора на этапах конверсии. Настоящая работа охватывает более широкие вопросы и является обобщением многолетних исследований, полученных в ходе эксплуатации реактора ВВР-СМ на низкообогащенном топливе.

Основными требованиями, предъявляемыми к активным зонам реактора, являются надежность и безопасность, которые во многом обеспечиваются совершенством проекта путем использования в нем проверенных технических решений, методов и приемов.

Достоверность и надежность результатов, полученных в ходе выполнения настоящей работы, обеспечивались следующим:

разработанные расчетные модели верифицированы либо в экспериментах, либо в сравнении с данными, полученными с помощью других апробированных кодов;

для определения основных нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора применялись трехмерные расчетные коды ИРТ-2Д [22; с.2-16] и МСNР [23; с.12-290, 24; с.6-80, 25; с.4-55, 26; с.14-765], использующие для моделирования траекторий движения нейтронов метод Монте-Карло. Указанные расчетные программы имеют возможность работы с несколькими библиотеками ядерных констант [27; с.1-142; 28; с.2-488], хорошо зарекомендовав себя при расчете реакторов различного типа. Перечисленные программные средства применяются на многих ядерных установках для расчетного сопровождения работ и проведения анализа безопасности.

Нейтронно-физические характеристики ТВС и активной зоны в целом определялись с помощью программы МСNP.

### §1.4. Описание моделей для расчетов

Точность нейтронно-физических расчетов зависит от полноты описания всех элементов активной зоны реактора, правильного задания материального состава этих элементов, используемой библиотеки ядерных констант и количества рассматриваемых статистических итераций, так как расчеты проводятся с применением программных средств, основанных на методе Монте-Карло.

В MCNP ТВС описана как гетерогенная модель, т.е. и твэл, и ТВС имеют гетерогенную среду (см. рисунок 1.4). По высоте ТВС разбита на 3 части:

- 1. нижний хвостовик, устанавливаемый в опорную решетку, без топливной части ТВС;
- 2. активная часть ТВС;
- 3. верхняя часть ТВС без топливной части ТВС.

Топливо ИРТ-4М (19,7%) является сплавом (матрица) алюминия и диоксида урана (UO<sub>2</sub>-Al) с алюминиевой оболочкой. Топливные трубы имеют четыре плоские стороны, к которым присоединяются округленные углы. Коаксиальные топливные трубы 1.6 мм толщиной состоят из 0.7 мм топлива и оболочки с толщинами на 0.45 мм. Толщина водного зазора - 1.85 мм; полутолщина водного зазора - 0.95 мм.

Радиус внешней поверхности углов для 6 топливной трубы - 9.3 мм. Схема ТВС типа ИРТ-4М и её основные характеристики ТВС типа ИРТ-4М приведены в таблице 1.1.

На рисунке 1.4 показаны горизонтальные поперечные сечения 6- трубных ТВС типа ИРТ-4М, использованных в этих расчетах, а в таблице 1.1 приведены геометрические параметры ТВС [32; с.1-10, 33; с.3-5].

Моделирование топливной сборки включало создание трехмерной конфигурации ТВС и расчёты эффективного коэффициента раз умножения (К<sub>эфф</sub>) при разных величинах выгорания ядерного топлива в ТВС. Для решения этой задачи использовались программы MCNP и WIMS, позволяющие получать интересующие результаты разными методами и сопоставлять их.

Модель MCNP для 6-ти трубной ТВС типа ИРТ-4М

Схема шести трубной ТВС типа ИРТ-4М, 1-

твэлы, 2-каналы, 3- центральное отверстие

размером 26 мм



# Рис.1.4. Горизонтальные поперечные сечения 6-трубных ТВС типа ИРТ-4М

Таблица 1.1

Параметр	Шести трубная	
	ТВС ИРТ-4М	
Материал сердечника	UO <sub>2</sub> -Al	
Обогащение топлива изотопом <sup>235</sup> U (%)	19,7	
Плотность урана в сердечнике, (г/см <sup>3</sup> )	2,8	
Содержание <sup>235</sup> U в ТВС, г	$263,8 \pm 13,1$	
Длина сердечников твэлов, см	60	
Толщина сердечника твэлов, мм	0,70	
Толщина оболочек твэлов, мм (минимальная – 0,30	0,45	
MM)		
Ширина зазоров между твэлами, мм (минимальная –	1,85	
1,35 мм)		
Объем сердечников твэлов см <sup>3</sup>	481	

## Основные параметры ТВС типа ИРТ-4М [73; с. 1-10]

В таблице 1.2 представлены параметры и геометрия шести трубной ТВС типа ИРТ-4М.

Тепловыделяющие сборки (ТВС): типа ИРТ-4М, (6 квадратных труб размером 69.6 мм, 62.5 мм, 55.6мм, 48.7мм, 41.8 мм и 34.9 мм) [32; с.1-10].

Толщина каждой трубы: 1.6 мм (оболочка из сплава алюминия CAB-1 толщиной 0.45 мм - топливо UO<sub>2</sub> в алюминиевой матрице 0.452 %- толщина 0.7 мм) и с водными зазорами толщиной 1.85 мм.

ТВС состоит из центральной части длиной 60 см, в которой имеется топливо, верхней части длиной 18,5 см и нижней части длиной 11,5 см, которая изготовлена из алюминиевого сплава и не имеет топлива.

Таблица 1.2

No		Размер	Размер	Внешний	Виутренций	
трубы	Материал	внешней	внутренней	радиус	раниус угла	
		стороны	стороны	угла	радиус угла	
1	Оболочка сплава	60.6	68 7	0.3	8 85	
	CAB-1	09,0	00,7	9,5	0,05	
	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al -1	68,7	67,3	8,85	8,15	
	Оболочка	67,3	66,4	8,15	7,7	
	Оболочка сплава	() 7	61,8	85	8,05	
2	CAB-1	02,7		0,5		
2	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al - 2	61,8	60,4	8,05	7,35	
	Оболочка	60,4	59,5	7,35	6,9	
	Оболочка сплава	55,8	54,9	7,7	7,25	
3	CAB-1					
3	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al - 3	54,9	53,5	7,25	6,55	
	Оболочка	53,5	52,6	6,55	6,1	
	Оболочка сплава	48,9	18.0 18	6,9	6,45	
4	CAB-1		,9 40			
	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al - 4	48	46,6	6,45	5,75	
	Оболочка	46,6	45,7	5,75	5,3	
5	Оболочка сплава	42	42	41.1	6.1	5.65
	CAB-1		71,1	0,1	5,05	
	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al - 5	41,1	39,7	5,65	4,95	

Геометрические параметры шести трубной ТВС типа ИРТ-4М

	Оболочка	39,7	38,8	4,95	4,5
6	Оболочка сплава	35,1	5,1 34,2	5,3	4,85
	CAB-1				
	Сердечник UO <sub>2</sub> -Al - 6	34,2	32,8	4,85	4,15
	Оболочка	32,8	31,9	4,15	3,7

Для вычисления в программе MCNP выполнено картографирование TBC в направлениях X и Y (рефлексивное граничное условие). Также учтены детали TBC в направлении Z.

Создана модель ТВС для определения макроскопических ядерных констант и выполнения нейтронно-физических расчетов [34; с.220-224] с использованием программы WIMS [29; с.1-95] для ядерного топлива ИРТ-4М 19.7% обогащением ураном-235. Энергетический спектр сначала разделен на 69 групп, в конечном объединен в 2 группы.

WIMS - программа расчета ячейки решетки реактора. Она позволяет на основе теории переноса нейтронов рассчитать поток нейтронов в зависимости от энергии и положения в ячейке. Программа WIMSD-5В использует метод вероятности первых столкновений для решения дискретных по энергии и пространству уравнений переноса нейтронов, а также S<sub>N</sub> - метод дискретных ординат.

Библиотека констант кода WIMSD-5В содержит 69-групповые микроконстанты для 120 нуклидов, подготовлена на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL).

В программе предусмотрен расчет следующих геометрий:

гомогенная среда;

решетка стержней (включая пучки пластин);

кластеры в цилиндрической геометрии;

цилиндры в (r, z) геометрии.

Программа может использоваться для расчетов выгорания, решения многоячеечных задач.

Большинство наиболее важных процедур кода WIMSD-5В непосредственно не может быть использовано для четрёхгранных (квадратных) тепловыделяющих сборок

реакторов.

В геометрических моделях кода WIMSD-5В шестигранные тепловыделяющие сборки преобразуются в эквивалентные им цилиндрические.

На рисунке 1.5 приведено горизонтальное сечение 6-ти трубной ТВС типа ИРТ-4М в модели WIMS.



Рис. 1.5. Горизонтальное сечение ТВС в модели WIMS

В таблице 1.3 приведены номера зазоров между твэлами, соответственно скорость потока воды и проходное сечение.

Таблица 1.3

### Номера зазоров между твэлами, соответственно скорость потока воды и

#### проходное сечение

Номера зазора между		
твэлами	скорость потока воды, кг/с	проходное сечение, мм <sup>2</sup>
1	27,15	342,30
2	35,91	488,80
3	35,19	436,60
4	32,15	384,50
5	26,64	332,30
6	26,28	280,20
7	20,85	228,00
Результаты расчетов для ТВС типа ИРТ-3М 36% обогащения по урану-235 по программам Уран-С [35; с.2-44] и WIMS показали, что макроскопические сечения поглощения, деления, рассеяния и коэффициенты диффузии для двух групповых энергетических спектров нейтронов совпадают [34; с.220-224]. Поэтому для расчетов по программе ИРТ-2Д [22; с.1-16] и ИРТSUZ [36; с. 2-27] для ТВС типа ИРТ-4М с 19.7% обогащением по урану-235 мы использовали ядерные константы, полученные из расчетов по программе WIMS.

Моделирование и расчеты выполнялись с использованием программ разного уровня и конкретных задач. Расчет выгорания <sup>235</sup>U в ТВС был произведен с помощью программ ИРТ-2Д и REBUS [30; 2-27].

### §1.5. Результаты моделирования активной зоны реактора с использованием программы MCNP

Моделирование активной зоны (АЗ) реактора ВВР-СМ проводилось с помощью программы MCNP. Результаты включают в себя процессы каналирования, расчеты реактивности, расчеты потоков быстрых и тепловых нейтронов, скоростей ядерных реакций и запасов реактивности. Там, где возможно, результаты, полученные с помощью программы MCNP по методу Монте-Карло, сравнивались с результатами, полученными с помощью программы ИРТ-2Д [22; с.2-16].

В процессе моделирования АЗ реактора формировались разные конфигурации из TBC, стержней аварийной защиты, автоматического регулирования, компенсирующих стержней, вертикальных облучательских каналов, горизонтальных каналов, тепловой колонны и др. элементов.

Активная зона реактора имеет 24 ТВС типа ИРТ-4М массой 264 г, плотность <sup>235</sup>U в тепловыделяющем элементе 2,8 г/см<sup>3</sup>. Вокруг ТВС расположены 22 бериллиевых отражателя с отверстием размером 48 мм, 8 углов с каналами, имеющими внутренний диаметр 40 мм, 4 сегмента, причем 3 из них имеют отверстие 40 мм.

37

В активной зоне реактора имеется 3 стержня аварийной защиты, в позициях 6-4, 6-6, 3-5, шесть компенсирующих стержней в позициях 5-3, 4-3, 5-4, 4-5, 5-6, 4-6, автоматический стержень в позиции 7-6, воздушный канал в позиции 8-3, также 9 горизонтальных каналов, тепловая колонна, кадмиевый канал в стакане.

При работающем реакторе автоматический стержень всегда вставляется в активную зону на расстояние в 30см.

Для этих конфигураций АЗ с помощью программы MCNP4C построены горизонтальный и вертикальный виды и вычислены нейтронно - физические параметры АЗ разных конфигураций.

На рисунке 1.6 приведены модельные представления по программе MCNP4C АЗ при использовании ядерного топлива видов ИРТ-4М с 20 ТВС в активной зоне реактора.



Рис. 1.6. Модель реактора BBP-CM MCNP4C с 20 ТВС в активной зоне реактора

В расчетных моделях используется система координат Декарта. Оси X и Y направлены вдоль и поперек бака реактора, соответственно, а ось Z направлена вверх и отображает высоту элемента активной зоны.

Внутри шести трубной ТВС установлены РО СУЗ, модель которых описана следующим образом: канал СУЗ изготовлен из алюминия АД-1, внутренний диаметр 26 мм, наружный диаметр 28 мм, общая длина 5096 мм.

Стержень СУЗ – наружный диаметр 23 мм, общая длина 2050<sup>-3,0</sup> мм. Утяжелитель изготовлен из стали X18H10T, поглотитель – набор таблеток карбида бора B<sub>4</sub>C (карбид бора обогащением по изотопу <sup>10</sup>B диаметр 22 мм, высотой 600 мм), и вытеснитель - CAB-1[37; c.3-49].

Активная зона реактора окружена бериллиевыми отражателями. Имеется 3 типа бериллиевых отражателей: квадратный, угловой и сегментный.

Внутри квадратного бериллиевого отражателя с отверстиями диаметром 40 мм устанавливается канал с наружным диаметром 36-0,25 мм.

Таких бериллиевых отражателей имеется 3 в активной зоне реактора, и они расположены в ячейках 8-5, 8-6, 5-8.

Внутри квадратного бериллиевого отражателя с отверстиями диаметром 48 мм устанавливается канал с наружным диаметром 44-0,25 мм.

Таких бериллиевых отражателей имеется 16 в активной зоне реактора (когда в активной зоне 24 ТВС) и они расположены во всех ячейках кроме 8-5, 8-6, 5-8 и тех ячейках, в которых расположены ТВС. Имеется пробка бериллиевая 2 типов с наружным диаметром 36-0,25 и 44-0,25. Высота бериллиевого отражателя 660 мм, а общая длина 805 мм.

Угловые бериллиевые отражатели бывают 2 типов - левые и правые.

В реакторе расположены 4 сегментных отражателя, по углам расположены 4 правых и 4 левых бериллиевых отражателя.

Конструкционный бериллий реакторного назначения.

Химический состав: массовая доля бериллия, не менее - 98,2%; массовая доля примесей, не более -1,69%; Плотность г/см<sup>3</sup>, не менее-1,85.

Внутри бериллиевого блока отражателей расположены вертикальные облучательские каналы с блок контейнерами и образцами.

Облучательский канал представляет собой трубу с внешним диаметром 40мм, 44мм и толщиной стенки 2 мм. Длина канала составляет 5500 мм. Канал установлен в алюминиевый вытеснитель. Снаружи и внутри канала находится вода.

39

Создана модель реактора с учетом стержней аварийной защиты, автоматического регулирования, компенсирующих стержней, облучательских каналов, горизонтальных каналов и тепловой колонны.

Модель реактора ВВР-СМ включает 4 компенсирующих стержня, 3 стержня аварийной защиты, один автоматический стержень. Активную сердцевину загружают в центральный бак, радиус цилиндра (внутренний) - 32 см, толщина - 1,6 см, высота - 88 см. Имеется герметичный бак, радиус цилиндра (внутренний) - 50 см, толщина - 2,4 см, высота-164 см.

В герметичный бак загружаются горизонтальные балки: 3 балки с диаметром отверстия – 60 мм, 6 балок - 100 мм, одна графитовая колонна с отверстием - 120 мм, одна кадмиевая колонна с внутренним диаметром - 40 мм, расположенная снаружи от бериллиевого отражателя.

Результаты: для 24 свежих ТВС (компенсирующие стержни извлечены) К<sub>эфф</sub>=1,17065

Модельные расчёты показали (с учетом отравления Хе), что:

• для свежих 20 ТВС типа ИРТ-4М (КС извлечены)  $K_{3\varphi\varphi}=1.043$  и

 $\rho = (K_{abb} - 1)/K_{abb} = 4,12 \%,$ 

 для свежих 24 ТВС типа ИРТ-4М (КС извлечены) К<sub>эфф</sub>=1.073 и ρ=(K<sub>эфф</sub>-1)/K<sub>эфф</sub>=6,80 %,

При этом установлено, что:

- при использовании 20 ТВС типа ИРТ-4М для отравления ксеноном требуется реактивность 3% и при выгорании ядерного топлива ~0.06% каждый день при работе реактора на мощности 10 МВт, оставшиеся 1,09% реактивности достаточны для работы реактора на 18,7 дней;
- при использовании 24 ТВС типа ИРТ-4М для отравления ксеноном требуется 3%-я реактивность и при выгорании ядерного топлива ~0.07% каждый день при работе реактора на мощности 10 МВт, оставшиеся 1,09 % реактивности достаточны для работы реактора на 63,3 дня. Это позволяет довести степень выгорания урана-235 в ТВС до 65%.

Отметим, что экспериментальное определение запаса реактивности выполнялось согласно. Зная период удвоения мощности реактора, по формуле обратных часов вычислялась реактивность АР и по этим данным определялись реактивности КС и АЗ [38; с.7-279].

$$\rho = \frac{l}{TK_{eff}} + \sum_{i} \frac{\beta_{i}\tau_{i}}{\tau_{i} + T}$$

где *T* - период реактора (время, за которое мощность реактора увеличивается в 2,73раза,

*l*-время жизни поколения мгновенных нейтронов,

 $\beta_i$ -доля запаздывающих нейтронов i- группы,

<sup>*т*<sub>*i*</sub>-время жизни запаздывающих нейтронов *i*-группы.</sup>

k<sub>eff</sub> – эффективный коэффициентом размножения нейтронов

### §1.6. Исследование теплогидравлические параметров ядерного реактора ВВР-СМ методами моделирования.

Теплогидравлические расчеты активной зоны были выполнены с использованием программы PLTEMP-ANL [39; с.3-79; 40; с.3-180], разработанной в Аргоннской Национальной Лаборатории США, и с учётом распределений мощности, полученных при расчетах в программе REBUS.

Теплофизические характеристики активной зоны определялись с использованием программы «ASTRA» [41; с.2-24; 42; с.1-20], успешно применяемой большинстве реакторов Российской Федерации. Bce на эти программы верифицированы по результатам многочисленных экспериментов.

Теплофизические характеристики определялись с помощью программных средств:

- ASTRA - для расчета тепловых режимов TBC с трубчатыми коаксиальными твэлами. Расчетная модель допускает произвольное количество коаксиально расположенных твэлов круглой, квадратной или шестиугольной формы. При расчете температурных полей твэлов и теплоносителя учитывается взаимосвязь тепловых режимов соседних TBC;

41

- PLTEMP-ANL – для анализа стационарных теплогидравлических процессов в реакторах. PLTEMP-ANL предоставляет стационарное теплогидравлические решение для одного «горячего» канала, для одной TBC или всей активной зоны реактора с пластинчатыми или трубчатыми твэлами. Ряд коэффициентов теплопередачи и корреляции используются для прогнозирования начала ядерного кипения, нестабильности потока и запаса до ядерного кипения в системах исследовательских реакторов [39; с.2-81].

Одномерная теплогидравлическая модель включает зависящие от температуры тепловые свойства твердых материалов, такие как теплоемкость и теплопроводность, а также переходное тепловыделение и теплопередачу от топлива к теплоносителю. Зависящие от температуры и давления тепловые свойства охлаждающей жидкости, такие как энтальпия, плотность, теплопроводность и вязкость, также используются при определении таких параметров, как коэффициенты трения и коэффициенты теплопередачи. Программа сначала определяет стационарное решение для начального состояния, а решение переходного процесса получается путем интегрирования во времени и пространстве [40; с.3-184]. Доступны множественные корреляции теплопередачи, для определения запаса до начала кипения и нестабильности потока теплоносителя [43; с.45-136; 44; с.50-102].

#### Выводы по главе I

Создана модель активной зоны для различного числа ТВС для вычисления в программе MCNP. При расчетах использовалась библиотека сечений взаимодействия нейтронов с веществом ENDF/B-VI и ENDF-201.

Созданы подпрограммы VGR, которые монтированы в программу ИРТ-2Д для расчета выгорания <sup>235</sup>U в каждой ТВС активной зоны.

Проведены расчеты активной зоны с 20 и 24 ТВС. Показано, что в АЗ с 20 ТВС при выгорании ядерного топлива 0.06% в день при работе реактора на мощности 10 МВт, оставшиеся 1.09% реактивности достаточны для работы реактора 18.7 дней, а в АЗ с 24 ТВС - 63,3 дня. При этом достигается степень выгорания урана-235 в ТВСах до 65%.

Также создана модель для теплогидравлических расчетов активной зоны с использованием программы PLTEMP-ANL, разработанной в Аргоннской Национальной Лаборатории США.

### ГЛАВА 2. АНАЛИЗ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ВВР-СМ

## §2.1. Определение распределения потока нейтронов в активной зоне реактора

Из-за конструкционных особенностей некоторых облучательских каналов в исследовательских реакторах невозможно экспериментально определить плотность потока нейтронов и восстановить их энергетический спектр. В таких случаях эти параметры определяют, например, решением системы дифференциальных уравнений диффузии [45; с.78-171].

Экспериментальные исследования плотности потока нейтронов проведены активационным методом. Для этого применялись аттестованные активационные мониторы. Энергетическая зависимость плотности потока нейтронов получена с применением экранов из кадмия и пороговых мониторов.

На рисунках 2.1 и 2.2 приведено распределение потока быстрых и тепловых нейтронов в активной зоне с 20 ТВС типа ИРТ-4М.

На рисунке 2.1 по вертикальной оси отображена плотность потока быстрых нейтронов в н/см<sup>2</sup>\*сек, а по горизонтальной оси отображены номера ячеек активной зоны реактора.



Рис. 2.1. Распределение плотность потока быстрых нейтронов в активной зоне

На рисунке 2.2 по вертикальной оси отображена плотность потока тепловых нейтронов в н/см<sup>2</sup>\*сек, а по горизонтальной оси отображены номера ячеек активной зоны реактора.



Рис.2.2. Распределение плотность потока тепловых нейтронов в активной зоне

Сравнение экспериментально измеренных с расчетными величинами плотностей потоков быстрых и тепловых нейтронов в вертикальных каналах активной зоны при конфигурации активной зоны с 24 ТВС приведены в таблице 2.1.

Для оценки плотности потока тепловых и быстрых нейтронов были использованы мониторы, которые имели форму пластины толщиной 0,5 мм из алюминий-кобальтового сплава, содержащего 1% Со. Два набора мониторов были взвешены, упакованы в полиэтиленовые пакеты, завернуты в алюминиевую фольгу и запаяны в две кварцевые ампулы. Одна из ампул была помещена в кадмиевый стакан для поглощения тепловых нейтронов из общего потока.

Облучение проводили последовательно в течение 2 ч в вертикальных каналах реактора. γ-излучение образцов измеряли через 3-10 суток после облучения, в зависимости от периода полураспада образующихся нуклидов. γ-спектры образцов измеряли на гамма-спектрометре, состоящем из полупроводникового детектора с кристаллом из высокочистого германия GC-1518 (фирмы Canberra, США,

энергетическое разрешение 1,7 кэВ по линии 1332,5 кэВ, относительная эффективность регистрации для линии 1332,5 кэВ 15 %, отношение пик: Комптон 44:1), многоканального анализатора DSA-1000 (Canberra, США). Обработку спектральной информации проводили с помощью программы Genie-2000, входящей в комплект спектрометра.

#### Таблица 2.1

### Сравнение экспериментальных и расчетных величин плотностей потоков быстрых и тепловых нейтронов в вертикальных каналах активной зоны для конфигурации активной зоны с 24 ТВС

#		Плотность і	ютока тепл	ОВЫХ	Плотность потока быстрых			
		нейтронов			нейтронов			
	#	Измерение	Расчет	Расчет	Измерение	Расчет	Расчет	
	Канал	Co-59	MCNP4C	ИРТ-2Д	Ni-58	MCNP4C	ИРТ-2Д	
		10-13	10-13	10-13	10-13	10-13	10-13	
		нейт/см <sup>2</sup>	нейт/см <sup>2</sup>	нейт/см <sup>2</sup>	нейт/см <sup>2</sup>	нейт/см <sup>2</sup>	нейт/см <sup>2</sup>	
		сек	сек	сек	сек	сек	сек	
1	2-4	5,28	5,32	5,35	4,05	4,11	4,12	
2	2-5	5,49	5,49	5,53	4,19	4,22	4,24	
3	4-1	3,55	3,59	3,6	2,11	2,13	2,13	
4	5-1	3,56	3,58	3,59	1,91	1,93	1,94	
5	6-1	2,89	2,91	2,91	1,50	1,52	1,52	
6	7-1	1,91	1,91	1,93	0,58	0,59	0,59	
7	7-3	3,03	3,03	3,05	2,68	2,70	2,72	
8	7-4	3,79	3,81	3,83	3,23	3,24	3,25	
9	7-5	3,81	3,83	3,84	3,76	3,79	3,8	

Активность облученного образца (монитора) рассчитывали по формуле [46; с.7-

17]:

$$A_0 = 1.628 \cdot 10^{-15} \frac{f\sigma mp}{A} \left( 1 - \exp\left(\frac{-0.693t}{T}\right) \right) \exp\left(\frac{-0.693t_1}{T}\right)$$

где f – плотность нейтронного потока, с<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>;  $\sigma$ - сечение активации, мбарн; m – масса активируемого образца, мг; p – распространенность изотопа, %; A – атомная масса облучаемого изотопа; T – период полураспада, t,  $t_1$  – время облучения и время охлаждения монитора соответственно.

Известно, что плотность потока тепловых нейтронов можно определять по продуктам реакции (n,  $\gamma$ ), образующимся при облучении монитора, как разность показаний счетчика без кадмиевого фильтра и с ним. Для восстановления спектра быстрых нейтронов применяют пороговые реакции. Так как дифференциальные измерения спектра нейтронов сложны, к тому же в аналитических исследованиях в них нет необходимости, обычно прибегают к оценке интегральных потоков нейтронов с энергией выше некоторого порогового значения.

Пороговая энергия была оценена по соотношению

$$\sigma_0 \int_{E_n^{\vartheta \phi \phi}}^{\infty} N(E) dE = \overline{\sigma} \int_0^{\infty} N(E) dE$$

где  $\sigma_0$ ,  $\overline{\sigma}$  - максимальное и усредненное сечение активации монитора,  $E_n^{\Rightarrow \phi \phi}$ эффективная пороговая энергия, N(E) - спектр деления нейтронов [46, с.45-51.]. Среднее сечение рассчитывали, как

$$\overline{\sigma} = \int_{E_0}^{14.5} \sigma(E) dE / (14.5 - E_0)$$

где  $E_0$  - пороговая энергия, при которой  $\sigma=0$ ;  $\sigma(E)$  - функция, описывающая зависимость сечения поглощения нейтронов монитора от энергии нейтронов.

На рисунке 2.3 приведены данные измерений мощности дозы гамма излучения в OTBC с использованием усовершенствованного экспериментального счетчика топлива. Мощность дозы гамма излучения прямо пропорциональна количеству продуктов деления урана-235, количество продуктов деления урана-235 прямо пропорционально плотности потока тепловых нейтронов. Из этих зависимостей можно определить распределение плотности потока по высоте в вертикальных каналах внутри TBC.





## Рис. 2.3. Сравнение расчетного и измеренного значений теплового потока в вертикальном канале (квадрат- измеренные данные, х-расчетные данные)

Осевое распределение теплового потока, измеренное в вертикальном канале отражателя из Ве в точке X, ближайшей к образцу стенки алюминиевой колонны. Хорошее соответствие осевой формы и величины.

Наблюдаемая на рис. 2.3 зависимость распределения плотности потока нейтронов по высоте для реактора ВВР-СМ хорошо согласуется с теорией [38; с.107-112].

Как видно из рисунка, результаты измерений и расчетов отличаются друг от друга не более чем на 10%, т.е. они совпадают друг с другом в пределах экспериментальных погрешностей. Таким образом, можно заключить, что для определения плотности потоков нейтронов в любой области реактора не обязательно проводить трудоёмкие экспериментальные измерения, а достаточно расчетным путем оценить величины плотности потоков в интересующем месте АЗ.

# §2.2. Оценка выгорания<sup>10</sup>В в регулирующих стержнях и автоматическом стержне ВВР-СМ

Сечение захвата тепловых нейтронов ядром  $^{10}$ В около 3838 барн и основной ядерной реакцией является  $^{10}$ В(n,  $\alpha$ )<sup>7</sup>Li. В связи с высокой поглощающей

способностью <sup>10</sup>В, необходимо учитывать, что поверхностный слой выгорает быстрее.

Для расчета выгорания <sup>10</sup>В в регулирующих стержнях (диаметр 23мм, длина 600мм), стержень разделили на 3 зоны для учета экранирования тепловых нейтронов: 0,75; 0,9; 1,15см.

Для каждой зоны рассчитано  $N(t)/N_{o} \approx e^{-(\sigma \phi) t}$ ,

где t - эффективное время работы реактора на номинальной мощности 10МВт. Для определения t посчитано время работы реактора на номинальной мощности 10МВт с 1978 года до 2019 годов, которое равняется 1,82Е+05 Мвт<sup>-</sup> час.

 $\sigma \phi = \Sigma_i \sigma(n, \alpha)_i \phi_i$ 

 $\sigma$  (n, $\alpha$ )<sub>i</sub> = <sup>10</sup>В сечение для группы і из WIMS-ANL

Получено: (σф) <sub>Внутренний</sub>=1.9188Е-09 sec<sup>-1</sup>, (σф) <sub>Средний</sub>=5.3917Е-09 sec<sup>-1</sup>,

 $(\sigma\phi)_{\text{Внешний}} = 1.9362 \text{E-}08 \text{ sec}^{-1}$ .

В таблице 2.2 приведены результаты расчетов выгорания <sup>10</sup>В в регулирующих стержнях.

#### Таблица 2.2

Результаты расчетов выгорания <sup>10</sup>В в регулирующих стержнях

Зоны	Внутренняя	Средняя	Внешняя
Радиус, см	0,75	0,90	1,15
Оставшийся <sup>10</sup> В, %	28,4	2,90	0,0

Из таблицы видно, что внешний слой бора полностью выгорел, и в основном поглощает нейтроны средняя и внутренняя части стержней.

## §2.3. Обоснование замены старых бериллиевых отражателей в активной зоне реактора BBP-CM

В пороговой реакции <sup>9</sup>Be(n,2n) и Be(n, α) возникает гелий, поэтому при интенсивном облучении быстрыми нейтронами внутри бериллия накапливается газ, под давлением которого бериллий распухает [47; с.151-153].

При энергии нейтронов Е ≥ 1,7 МэВ идет реакция (n, 2n)

 ${}^{9}\text{Be+n} \rightarrow {}^{8}\text{Be+2n}; {}^{8}\text{Be} \rightarrow 2 {}^{4}\text{He} (T1/2=10^{-16}\text{c}).$ 

При энергии нейтронов  $E \ge 0.75$  МэВ идет реакция (n,  $\alpha$ )

 $^{9}\text{Be+n} \rightarrow ^{4}\text{He+}^{6}\text{He}; ^{6}\text{He} \rightarrow ^{6}\text{Li} (T1/2=0,85c).$ 

<sup>6</sup>Li+n →<sup>4</sup>He+<sup>3</sup>He (σ≈945барн)[88]

Бериллиевый блок ограничен сверху и снизу алюминиевой головкой, и хвостовиком, материала блока может растрескивается при достижении флюенса в интервале (1,5÷3) ×10<sup>22</sup> см<sup>-2</sup> (En ≥0,8 МэВ).

Причинами этого эффекта являются накопление ядер-поглотителей нейтронов (ядра <sup>3</sup>He, <sup>6</sup>Li), что влечет за собой уменьшение запаса реактивности, эффективности органов СУЗ. Бериллиевые блоки были установлены в активную зону реактора BBP-СМ в 1971 году. С 1971 года реактор проработал на номинальной мощности 213403,1 часов и по оценкам работы реактора на номинальной мощности бериллиевые блоки получили облучение нейтронами с флюенсом  $1 \times 10^{23}$  см<sup>-2</sup>. В 2018 году были установлены 4 новых бериллиевых блока, что дало прирост реактивности в 1%.

В настоящее время, в активной зоне находятся 26 блоков бериллиевого отражателя нейтронов. Для замены первого ряда бериллиевого отражателя в активной зоне реактора необходим 21 бериллиевый блок.

#### §2.4. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ

В активной зоне используются два типа ТВС: восьми- и шести- трубные ТВС типа ИРТ-4М. В этих ТВС используются твэлы в виде трубчатой коаксиальной квадратной секции с толщиной стенки 1,6 мм. Материал оболочки твэла – сплав САВ-1, толщина – 0,45 мм (минимальная 0,3 мм). Внутри шеститрубных ТВС устанавливаются либо каналы со стержнями СУЗ, либо экспериментальные каналы с внешним диаметром 26 мм и внутренним диаметром 24 мм.

Программы WIMS-ANL [29; 3-95], Памир и УРАНАМ [35; с.5-44] использовались для расчета двухгрупповых ядерных сечений.

Для определения параметров ТВС цикл за циклом использовалась программа ИРТ-2Д. Результаты анализа топливного состава ТВС использовались в детальной модели, которая используется в программе MCNP4C [25; с.51-89].

Эта модель MCNP использовалась для выполнения всех равновесных теплофизических и нейтронно-физических анализов, с помощью которой были рассчитаны детальные распределения мощности и кинетические параметры, требуемые для равновесного теплового гидравлического анализа безопасности. Теплогидравлический анализ был выполнен с использованием программы PLTEMP [39, с. 3-79; 40; с.3-184].

Результаты расчётов мощностей суммировались, а распределение мощности высчитывалось с использованием программы MCNP. Этой программой вертикальное осевое распределение мощности было разделено на 15 равных участков и произведено вычисление. Максимальные значения мощности в топливных элементах приведены ниже.

Для активной зоны с 20 ТВС: Пик мощности во внешней трубе (твэла) ТВС в ячейке активной зоны 3-4, с максимальной мощностью по оси равняется 2,101E+09 Вт/м<sup>3</sup>. В таблице 2.3 приведено распределение мощности по вертикальной оси самого горячего твэла в ТВС.

#### Таблица 2.3

#### Распределение плотности энерговыделения в самом горячем твэле в зоне из

	Вертикальная	Энерговыделения
	ось, м	, Вт/м <sup>3</sup>
верх	0,6	
	0,58	8,064E+08
	0,54	9,479E+08
	0,50	1,177E+09
	0,46	1,405E+09
	0,42	1,615E+09

#### ИРТ-4М (ячейка 3-4)

	0,38	1,790E+09
	0,34	1,939E+09
	0,30	2,042E+09
	0,26	2,093E+09
пик	0,22	2,101E+09
	0,18	2,043E+09
	0,14	1,919E+09
	0,10	1,718E+09
	0,06	1,480E+09
	0,02	1,355E+09
НИЗ	0.00	

На рисунке 2.4 приведено аксиальное распределение энерговыделения в каждом тепловыделяющем элементе ТВС.





Номинальная мощность реактора ВВР-СМ для активной зоны с ТВС типа ИРТ-4М - 10 МВт. Установившийся расход воды в первом контуре - 1250 м<sup>3</sup>/ч.

Конфигурации активных зон реактора ВВР-СМ с 20, 24 и 28 ТВС представлены на рис. 2.5, 2.6, 2.7, 2.8 соответственно. Результаты расчетов вычислений активной зоны с 20 ТВС по программе МСNР с введением положительной реактивности приведены в работах [48; с. 31-37, 49; с.269-273; 50; с.339-343; 51; с.422-428].

В первом варианте расчетов в активную зону реактора загружены 18 ТВС типа ИРТ-4М с 38 вертикальными каналами, при этом в активную зону реактора загружены 33 квадратных, 8 угловых и 4 сегментных бериллиевых отражателя (рисунки 2.5-2.6).

При таком варианте компоновки активной зоны запас реактивности ρ=1,223%. Среднее выгорание по активной зоне реактора 22,7%. В этом варианте запас реактивности недостаточен для проведения работ на номинальной мощности одной компании реактора.

При перепаде давления ∆WP=3,9 и температуре активной зоны T=45 °C допустимая мощность реактора P=10,87 МВт.

Средняя снимаемая мощность от каждой ТВС равна 556 кВт, неравномерность по сечению активной зоны реактора - 205.

На рис. 2.5 приведена модель активной зоны с 18 шеститрубными ТВС типа ИРТ-4М и 38 вертикальными каналами для экспериментов, вид горизонтального сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, МСNP модель.



Рис. 2.5. Модель активной зоны из 18 ТВС типа ИРТ-4М с 38 вертикальными экспериментальными каналами

На рисунке 2.6 приведены результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для каждой ячейки активной зоны с 18 ТВС.



Рис. 2.6. Результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для активной зоны с 18 ТВС

Во втором варианте расчетов в активную зону реактора загружены 20 ТВС типа ИРТ-4М с 36 вертикальными каналами, при этом в активную зону реактора загружены 31 квадратных, 8 угловых и 4 сегментных бериллиевых отражателя, из них 5 квадратных новых отражателя загружены в 2017 году.

При таком варианте компоновки активной зоны запас реактивности ρ=3,21%. Среднее выгорание по активной зоне реактора 38,37%. Этот запас реактивности позволяет работать реактору на мощности 10 MBт в течении одной кампании (7 дней).

При перепаде давления ∆WP=3,7 и температуре активной зоны T=45 °C допустимая мощность реактора P=10,6 МВт.

Средняя снимаемая мощность от каждой ТВС равна 500 кВт, максимальная неравномерность по ТВС - 1,8.

На рис. 2.7 приведена модель активной зоны с 20 шеститрубными ТВС типа ИРТ-4М и 36 вертикальными каналами для экспериментов, вид горизонтального сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, МСNP модель.



Рис. 2.7. Модель активной зоны из 20 ТВС типа ИРТ-4М с 36 вертикальными экспериментальными каналами

На рисунке 2.8 приведены результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для каждой ячейки активной зоны с 20 ТВС.



Рис. 2.8. Результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для каждой ячейки активной зоны с 20 ТВС

В третьем варианте расчетов в активную зону реактора загружены 24 ТВС типа ИРТ-4М с 32 вертикальными каналами, при этом в активную зону реактора загружены 27 квадратных, 8 угловых и 4 сегментных бериллиевых отражателя, из них 5 квадратных новых отражателей загружены в 2017 году.

При таком варианте запас реактивности ρ=3,418%. Среднее выгорание по активной зоне реактора 37,5%. Этот запас реактивности позволяет работать реактору на мощности 10 МВт в течении 15 дней.

При перепаде давления ∆WP=3,8 и температуре активной зоны T=45 °C допустимая мощность реактора P=10,7 МВт.

Средняя снимаемая мощность от каждой ТВС равна 417 кВт, максимальная неравномерность по ТВС - 1,7.

На рис. 2.9 приведена модель активной зоны с 24 шеститрубными ТВС типа ИРТ-4М и 32 вертикальными каналами для экспериментов, вид горизонтального

сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, MCNP модель.



# Рис. 2.9. Вид горизонтального сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, MCNP модель

На рисунке 2.10 приведены результаты расчетов потока быстрых (верхний, красный цвет) тепловых (нижний, черный цвет) нейтронов для активной зоны с 24 ТВС.



Рис. 2.10. Результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для каждой ячейки активной зоны с 24 ТВС

В четвертом варианте расчетов в активную зону реактора загружены 28 ТВС типа ИРТ-4М с 28 вертикальными каналами, при этом в активную зону реактора загружены 23 квадратных, 8 угловых и 4 сегментных бериллиевых отражателя, из них 5 квадратных новых отражателей загружены в 2017 году.

При таком варианте запас реактивности ρ=8,605%. Этот запас реактивности позволяет работать реактору на мощности 10 МВт в течении 93 дней.

При перепаде давления ΔWP=3,9 и температуре активной зоны T=45 °C допустимая мощность реактора P=10,85 МВт.

Средняя снимаемая мощность от каждой ТВС равна 357 кВт, максимальная неравномерность по ТВС - 1,3.

На рис. 2.11 приведена модель активной зоны с 28 шеститрубными ТВС типа ИРТ-4М и 28 вертикальными каналами для экспериментов, вид горизонтального сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, МСNP модель.



# Рис. 2.11. Вид горизонтального сечения активной зоны реактора с учетом горизонтальных каналов и тепловой колонны, MCNP модель

На рисунке 2.12 приведены результаты расчетов потока быстрых и тепловых нейтронов для активной зоны с 28 ТВС.



Рис.2.12. Результаты расчетов потока быстрых (верхний) и тепловых (нижний) нейтронов для каждой ячейки активной зоны с 28 TBC

Для сравнения результатов расчетов допустим, что реактор работает на номинальной мощности 10 MBт, и при этом перепад давления в активной зоне ΔWP= 4 м в. ст. и определяем температуры активной зоны для различных активных зон реактора.

Сравнение величин плотностей потоков быстрых и тепловых нейтронов в вертикальных каналах активной зоны из 18, 20, 24, и 28ТВС типа ИРТ-4М приведены в таблице 2.4.

При загрузке в активную зону 28 ТВС в ячейки 2-4 и 2-5 загружаются ТВС, поэтому поток быстрых нейтронов в этих ячейках стал больше в сравнении с предыдущими конфигурациями активных зон.

#### Таблица 2.4

Плотности потоков быстрых и тепловых нейтронов для активной зоны из 18, 20, 24, и 28TBC типа ИРТ-4М в вертикальных каналах (10<sup>13</sup> н/см<sup>2</sup>·сек)

Количество	яче	йка	ячейка		ячейка		ячейка	
TBC	2-4		2-5		7-4			
	Нб	$\mathbf{H}_{\mathrm{T}}$	H <sub>6</sub>	$\mathbf{H}_{\mathrm{T}}$	$\mathrm{H}_{\mathrm{f}}$	$\mathbf{H}_{\mathrm{T}}$		
18 TBC	5,12	9,65	5,27	10,1	6,78	8,33		
20 TBC	4,44	6,32	4,89	8,11	5,19	7,97		
24 TBC	4,12	5,35	4,24	5,53	3,25	3,83		
28 TBC	12,1	6,83	12,3	6,93	4,63	7,12		

### §2.5. Анализ теплофизических и тепло гидравлических расчетов активной зоны реактора ВВР-СМ.

Тепло гидравлического расчета реакторов необходимо для определения максимальную температуру топлива, максимальной тепловой нагрузкой, определить запас до кризиса теплообмена.

Проведено исследование температурной зависимости теплофизических свойств некоторых конструкционных сплавов до и после их обработки в каналах ядерного реактора набором флюенсов быстрых нейтронов.

Полученные результаты использовались для определения максимальной температуры на поверхности оболочки топлива, чтобы определить коэффициент запаса до кризиса теплообмена. Максимальная допустимая температура на поверхности оболочки топлива для ТВС типа ИРТ-4М составляет 126 °C.

### §2.5.1. О радиационном эффекте теплопроводности облученных в ядерном реакторе конструкционных сплавов

Изменение теплофизических свойств твердотельных материалов при облучении в каналах ядерного реактора имеет существенное значение для реакторостроения. К таким свойствам следует отнести теплопроводность и коэффициент термического расширения этих материалов. Имеются ряд сообщений для некоторых материалов, нашедших применение в конструкции реакторов, которые свидетельствуют больших изменениях таких важнейших 0 довольно теплофизических характеристик, как теплопроводность, теплоемкость и др. [52; с.89-95; 53; c.351-354].

c.1909-1916] Так. [54; в работе исследованы теплопроводность высокопористого биоуглерода с канальным типом пор. С использованием метода рентгенографии [55; с. 1665-1671] приведены данные изменения параметров нановключений в сплаве на основе алюминия в зависимости от концентрации легирующих элементов и расслоения при этом аморфной фазы, а в [56; с.336-344] исследована коррозия отработанных твэлов, изготовленных из конструкционных сплавов, анализируется зависимость динамики коррозии от эксплуатационных факторов. Утверждается, что сплавы подвергаются значительному повреждению в условиях вибрации тепловыделюящих сборок. Авторы [57; с.264-267] проследили за влиянием радиации на деформацию конструкционных материалов, из которых изготовлены оболочки твэлов, установили значительную величину деформации оболочек под действием распухания топливного сердечника. Одно из последних

61

сообщений [58; с. 145-151] посвящено численному моделированию распределения температуры в твэле реактора ВВЭР, показано снижение теплопроводности оболочки топлива, механических свойств и электропроводности материалов оболочки за счет накопления продуктов деления и радиационных дефектов. [59; с. 197-203; 60; с. 105-109; 61; с. 178-179; 62; с. 113-115].

Исследованы конструкционные сплавы САВ-1 и АМГ-2, из которого TBC изготовлены оболочки твэлов ядерного реактора, имеющего гранецентрированную кубическую структуру с параметром решетки, a = 0,406 нм и 0,407 нм, представляющего собой твердый раствор алюминия с фазами внедрения типа  $Fe_2Al_5$ ,  $Mg_2Si$ ,  $CuAl_2$  и др. Облучение пластин проводили в вертикальных каналах активной зоны ядерного реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУз при мощности 10 МВт, флюенс быстрых нейтронов (E<sub>n</sub>>0,8 МэВ). Измерения теплопроводности выполнены на приборе ИТ- $\lambda$ -400, в качестве метода исследования теплофизического параметра использованных сплавов среди многих известных методик был выбран чувствительный метод динамического калориметра [63; с. 2-35; 64; с. 3-326].

Расчет теплопроводности образцов проведен по следующей формуле, связывающей перепад температуры  $\Delta t$  в образце и тепломере, толщину h и сечение S пластин и др.[65; с. 3-286]:

$$\lambda = K^*{}_T \cdot \frac{n_{tal}}{n_{0al}} \cdot \frac{h_{al}}{S_{CU}} (1 - \sigma_c) \quad , \qquad (2.1)$$

где  $n_0$  и  $n_t$ -перепад температуры на образце и стержне, S- площадь поперечного сечения образца, h- высота образца,  $\sigma_i$ - поправка, учитывающая теплоемкость,  $K^*_T$  - тепловая проводимость тепломера.

В таблицах 2.5 и 2.6 приведены элементный состав и коэффициент теплопроводности λ<sub>0</sub> необлученных и облученных нейтронами образцов САВ-1 при T=373 K[66; с. 148-151], САВ-1 и АМГ-2 при T=298K.

Если учесть, что в элементный состав исследуемых сплавов САВ-1 и АМГ-2 (табл. 2.6), в основном, входит алюминий, то можно заключить, что он является определяющим и влияющим на его теплофизические свойства. Теоретическими исследованиями [65; с. 3-286] установлено, что теплопроводность твердых тел

особенно чувствительна к примесям, нарушениям и дефектам. Учитывая это, полагаем, что одной из причин наблюдаемой кинетики является наложение на дебаевскую зависимость  $\lambda$  от 1/Т дополнительного эффекта, связанного с изменением числа до радиационных (ростовых) неоднородностей в материале и его упорядочением, отжигом части неструктурных примесей и образованием дефектов решетки в условиях его терморадиационной обработки.

#### Таблица 2.5

## Элементный состав и коэффициент теплопроводности $\lambda_{\theta}$ необлученных и облученных нейтронами образцов САВ-1 при T=373 *К*

Флюенс,		$\lambda_{0,}$					
н/см <sup>2</sup>	Al	Si	Mg	Mn	Fe	Cu	Вт/(м·К)
-	98,27	0,5	1,06	0,01	0,14	0,02	148
10 <sup>17</sup>	97,77	1,1	0,82	0,01	0,28	0,02	140
10 <sup>18</sup>	97,32	1,75	0,62		0,30	0,01	138
10 <sup>19</sup>	97,09	2,05	0,53		0,32	0,01	133
$10^{20}$	96,86	2,35	0,45		0,33	0,01	122

#### Таблица 2.6

### Относительное содержание основных элементов (в мас. %) в выбранных точках образцов САВ-1 и АМГ-2 до и после облучения различными флюенсами при T=298 *K* [104, с. 148-151]

Образец		A1	Mg	Si	Mn	Fe	Cu	$\lambda_{0,}$
								Вт / (м·К)
CAB-1	Не обл.	98,27	1,06	0,50	0,01	0,14	0,02	160
АМГ-2		96,57	2,80	0,10	0,24	0,25	0,04	157
CAB-1	Флюенс 10 <sup>17</sup>	97,77	0,82	1,10	0,01	0,28	0,02	153
АМГ-2	н/см <sup>2</sup>	96,15	2,4	0,90	0,24	0,26	0,05	150
CAB-1	Флюенс 10 <sup>18</sup>	97,32	0,62	1,75		0,30	0,01	151
АМГ-2	$H/cM^2$	95,74	2,02	1,70	0,23	0,25	0,06	147

CAB-1	Флюенс 10 <sup>19</sup>	97,09	0,53	2,05		0,32	0,01	149
АМГ-2	н/см <sup>2</sup>	95,43	1,85	2,16	0,24	0,24	0,08	146
CAB-1	Флюенс 10 <sup>20</sup>	96,86	0,45	2,35		0,33	0,01	137
АМГ-2	$H/cM^2$	95,27	1,68	2,52	0,22	0,23	0,08	134

При последующем облучении большой дозой нейтронов 10<sup>19</sup> см<sup>-2</sup> (см. таблицы 2.7 и 2.8) элементный состав и теплопроводности исследуемых сплавов САВ-1 и АМГ-2 меняются. Такой радиационный эффект при большом флюенсе, скорее всего, связан с увеличением концентрации радиационных точечных и протяженных дефектов, ловушек и др., изменением структуры слава, выпадением и раздроблением интерметаллических фаз [66; с. 148-151].

Обнаружено, что общая теплопроводность сплавов при повышенных дозах определяется преимущественно рассеянием электронов на дефектах решетки, на фононных, что основной вклад в процесс переноса тепла вносит решеточная составляющая, определяемая электрон-фононными и фонон-фононными процессами.

#### Таблица 2.7

## Элементный состав и удельные электропроводности о необлучённых и облученных нейтронами образцов САВ-1 при T=373 К

Флюенс,		$\sigma_{0,} 10^{7}$					
н/см <sup>2</sup>	Al	Si	Mg	Mn	Fe	Cu	/(Ом·м)
-	98,27	0,5	1,06	0,01	0,14	0,02	2,71
10 <sup>17</sup>	97,77	1,1	0,82	0,01	0,28	0,02	2,56
10 <sup>18</sup>	97,32	1,75	0,62	-	0,30	0,01	2,44
10 <sup>19</sup>	97,09	2,05	0,53	-	0,32	0,01	2,31
$10^{20}$	96,86	2,35	0,45	-	0,33	0,01	2,12

N⁰	Ф, см <sup>-2</sup>	σ, 1/Ом·м	l, нм	Δ1/1, %	L,	$\Delta L/L$ ,
образца					Вт·Ом/ К <sup>2</sup>	%
1	0	$2,78 \cdot 10^{7}$	0,036	-	1,9 ·10 <sup>-8</sup>	-
2	10 <sup>18</sup>	$2,44 \cdot 10^{7}$	0,034	5,5	2,0 .10-8	5,5
3	1019	$2,13 \cdot 10^7$	0,032	11,1	2,1 .10-8	10,5

Дозовые зависимости параметров I, L, σ для АМГ-2при T=298K

В классической теории формула Видемана-Франца-Лоренца, связывающая электрическое сопротивление и электронное тепловое сопротивление, приведенная в виде  $\lambda/(\sigma \cdot T) = L_0$ , позволяет находить само число Лоренца L или его идеальное число  $L_0$ .

В таблице 2.8 сведены результаты вычислений L для наших образцов № 1-3 при 300 К. Видно, что в исходном образце это число Лоренца  $L_0=2,443\cdot10^{-8}$  [66; с. 148-151]. Однако, по мере повышения Ф, оно постепенно увеличивается, имеет место положительный радиационный эффект, но не достигает  $L_0$ . При низких температурах ( $T<\theta_D$ ) в сплаве, в основном, превалирует электронная теплопроводность, а вклад решеточной весьма мал.

### § 2.5.2. Теплофизические характеристики активной зоны реактора ВВР-СМ

Статические тепловые исследования были выполнены с использованием программы PLTEMP [39; с.3-81, 40; с.2-184]. Для данных расчетов топливные трубы смоделированы как параллельные пластины и предположили, что поток воды проходит от вершины TBC к ее основанию. Детальные распределения плотности мощности были вычислены с использованием программы MCNP4C. Максимальная температура поверхности оболочки должна быть не более 98°C, а каталожное описание определяет коэффициент запаса до начала кипения (ONBR), равным 1,4 при корреляции Берглеса и Рохсеноу для TBC ИРТ-4М. Результаты расчетов

представлены для активной зоны. При расчетах, представленных в таблице 2.9, использовалась температура воды на входе в активную зону равная 45°С и полная мощность реактора 10 МВт для активных зон. [49; с. 269-273; 50; с. 339-343; 51; с. 422-428].

При этом плотности энерговыделения взяты из самой энергонапряженной стороны топливной трубы тепловыделяющего элемента.

#### Таблица 2.9

Результаты тепло-гидравлических расчетов для температуры воды на входе в активную зону равной 45 °C

	ИРТ-4М							
Состав активной зоны	Коэффициент запаса до начала кипения	Макс. темп. обол., °С	Максимальная плотность мощности, кВт/см <sup>3</sup>	Ячейка				
20 ИРТ-4М	1,36	94,5	2,10/2,08	3-4/4-4				

Также были определены допустимые пределы мощности для более высоких температур входа воды в активной зону.

Результаты расчетов, при температуре воды на входе в активную зону равной 48 °C для активной зоны представлены в таблице 2.10. Эти результаты показывают максимальную допустимую мощность при эксплуатации реактора.

#### Таблица 2.10

Результаты тепло-гидравлических расчетов для температуры воды на входе в активную зону равной 48 °C.

	ИРТ-4М			
	Температурн	Максимальная		
Зона	Пиковый поток тепла, МВт/м <sup>2</sup>	Коэффициент запаса до	Температура на поверхности	допустимая мощность,
	WID1/M	начала кинсния	оболочки, °С	
20 ИРТ-4М	0,858	1,32	96,7	11,0

Результаты тепло-гидравлических расчетов с использованием программы PLTEMP для температуры воды на входе в активную зону равной 50 °C для активной зоны представлены в таблице 2.11. Эти результаты показывают максимальную допустимую мощность, удовлетворяющую требованиям безопасности.

### Таблица 2.11

# Результаты тепло-гидравлических расчетов для температуры воды на входе в активной зону равной 50 °C

	ИРТ-4М; Темпера				
		Коэффициент	Температура	Максимальная	
Активная зона	Пиковый поток	запаса до	поверхности на	допустимая	
	тепла, МВт/м <sup>2</sup>	начала	оболочки,	мощность,	
		кипения	°C		
20 ИРТ-4М	0,852	1,30	97,9	10,9	

Максимальные допустимые уровни мощности реактора с ТВС типа ИРТ-4М (см. таблицу 2.12) устанавливаются в зависимости от величины перепада давления дистиллята на активной зоне и температуры дистиллята на входе в активную зону.

### Таблица 2.12

#### Максимальные допустимые уровни мощности реактора

Cross		Choning					Допустимая	
ΔР на	Средняя	Температура, <sup>0</sup> С			Допустимый	мощность		
№ активной скорость					максимальный	реактора, МВт		
п/п зоне, в ТВС, см м\сек	воды	Воды на	Начала	Стенки	тепловой	Загрузка	Загрузка	
	BIDC,		поверхн.	твэла,	поток, кВт/м <sup>2</sup>	из 18	из 24	
	м\сек	входе	кипения	макс.		TBC	TBC	
1 100		40	142.2	100.1	532	6.1	7.2	
	100	1.67	45	123.8	101.3	494	5.6	6.7
	1.07	50	123.4	102.5	456	5.2	6.2	
		55	123.0	103.6	418	4.8	5.7	
2 200	2.26	40	124.6	100.4	740	8.4	10.0	
		45	123.9	101.3	680	7.7	9.2	
	200	2.30	50	123.1	102.1	620	7.1	8.4
			55	122.3	103.0	560	6.4	7.6
2	200	2.90	40	124.8	100.5	876	10.0	11.8
3 300	500		45	124.2	101.6	812	9.3	11.0

			50	123.6	102.6	748	8.5	10.1
			55	123.1	103.6	684	7.8	9.2
4	400	3.34	40	124.3	100.2	968	11.0	13.1
			45	123.7	101.2	896	10.2	12.1
			50	123.1	102.2	824	9.4	11.1
			55	122.4	103.1	752	8.6	10.2

Для сравнения результатов расчетов допустим, что реактор работает на номинальной мощности 10 MBT, и при этом перепад давления в активной зоне  $\Delta WP$ = 4 м в. ст. и определяем температуры активной зоны для различных активных зон реактора. Результаты расчетов приведены в таблице 2.13.

#### Таблица 2.13

Средняя мощность одной ТВС, температура наружной стенки твэла и неравномерность энерговыделения в активной зоне реактора при различных

Кол-во ТВС в активной зоне	Средняя мощность на одну ТВС, кВт	Максимальная температура наружной стенки твэла, °С	Неравномерность энерговыделения в активной зоне реактора
18	556	92,0	2.05
20	500	81,0	1,8
24	417	75,0	1,7
28	357	70,7	1,3

загрузках

В таблице 2.14 приведены гидравлические характеристики ТВС ИРТ-4М.

При этом теплопроводность алюминиевого сплава САВ-1 взяли из наших исследований [52; с. 89-95], при 100<sup>о</sup>С 122 Вт/м·К. Это значение соответствует теплопроводности оболочки ТВС при выгорании 65% по урану-235.

Зазор	Область	Скорость	Гидравлический	Поток
(1=наружный)	[MM <sup>2</sup> ]	[м/с]	диаметр [мм]	[м <sup>3</sup> /ч]
1	342,3	3,04	5,199034	3,75
2	488,8	2,82	4,001698	4,96
3	436,6	3,09	4,004601	4,86
4	384,5	3,21	4,008299	4,44
5	332,3	3,08	4,013168	3,68
6	280,2	3,6	4,019868	3,63
7	228,0	3,52	4,029675	2,88
Сумма-6Т	2492,7			28,20

Гидравлические характеристики ТВС типа ИРТ-4М.

#### Выводы по главе II

Проведены расчеты активной зоны реактора ВВР-СМ Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан (ИЯФ АН РУ) с загрузкой из 18, 20, 24 и 28 тепловыделяющих сборок из низкообогащенного урана (19,7%) типа ИРТ-4М [48; с. 31-37].

Проведенный анализ показал, что при увеличении числа TBC в активной зоне с 18 до 28, максимальная температура наружной стенки твэла снижается на 12,7%. Это улучшает тепловой режим эксплуатации реактора. При этом также снижается средняя мощность энерговыделения от одной TBC с 500 кВт до 357 кВт, а неравномерность энерговыделения улучшается на 27%. Максимальное выгорание урана-235 в TBC составляет 48% при загрузке 20 TBC, 55% при загрузке 24 TBC.

Из вышеизложенных проведённых расчетов следует, что оптимальной конфигурацией активной зоны реактора ВВР-СМ является конфигурация с 24 ТВС.

Сравнение измеренных (пороговыми мониторами) и расчетных (по программам ИРТ-2Д) значений плотности потока быстрых и тепловых нейтронов в активной зоне ВВР-СМ ИЯФ АН РУз показало их согласие в пределах 5%. Получено распределение потоков нейтронов в активной зоне, что имеет практическое значение для использования радиационных технологий.

Определено распределение потока нейтронов в активной зоне реактора. Оценено выгорание <sup>10</sup>В в регулирующих стержнях ВВР-СМ и автоматическом стержне.

Обоснована замена старых бериллиевых отражателей в активной зоне реактора BBP-CM.

Исследована дозовая и температурная зависимость изменения теплопроводности конструкционных сплавов САВ-1 и АМГ-2. Выявлены основные закономерности модифицирования теплового параметра в функции Т и Ф, свидетельствующие о его нелинейном изменении. Установлена величина радиационных эффектов для теплопроводности, длины свободного пробега электрона и числа Лоренца L. На основе полученных экспериментальных результатов сделано заключение, что общая теплопроводность вблизи комнатной Т исходного сплава определяется в основном рассеянием электронов и механизм этого процесса соответствует механизму Дебая. Оценено влияние реакторного излучения на функцию L (T/0), определен положительный радиационный эффект для числа Лоренца и отрицательный для длины свободного пробега. Определено, что общая теплопроводность сплава САВ-1 повышенных Флюенса и Температуры определяется преимущественно при рассеянием электронов на дефектах решетки, на фононных, что основной вклад в процесс переноса тепла вносит решеточная составляющая, определяемая электронфононными и фонон-фононными процессами.

Проведен анализ теплофизических и теплогидравлических расчетов активной зоны реактора BBP-CM.

### ГЛАВА 3. ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВВР-СМ

#### §3.1. Метод изотопных отношений

Исследования по оценке общего производства энергии в исследовательском реакторе BBP-CM с использованием методики изотопных отношений примесей выполнены совместно с Северо-Западной Национальной Лабораторией США [67; с. 1-24, 68; с. 1-59, 69; с. 1392-1402]. Для этого был определен полученный суммарный флюенс конструкционных материалов ядерных реакторов во время работы реактора на номинальной мощности. Суть метода заключается в том, что во время работы реактора на номинальной мощности в конструкционных материалах под воздействием нейтронов изменяются изотопные отношения примесей (например, <sup>10</sup>B/<sup>11</sup>B) [67; с. 3-24]. Содержание примесей очень незначительное, поэтому часть экспериментов проведена в ИЯФ АН РУ, а часть в Северо-Западной Национальной Лаборатории США с использованием масс-спектрометра.

Этот метод позволяет наряду с изучением состояния конструкционных материалов ядерных реакторов, также и создание новых методов и средств контроля в вопросах ядерной безопасности, которые проводятся под эгидой МАГАТЭ [69; с. 1392-1402].

Изменение отношения изотопов облучённого образца в зависимости от флюенса нейтронов измеряли на вторично-ионном масс-спектрометре.

При нейтронном облучении конструкционных материалов реактора изотопы примесных элементов предсказуемо трансмутируются.

Если соотношение стабильных изотопов элемента может быть измерено, можно определить флюенс, даже если абсолютная концентрация элемента неизвестна.

Идея, лежащая в основе метода изотопных отношений (IRM), заключалась в осознании того, что современные методы масс-спектрометрии могут точно измерять изотопные отношения примесей на уровне миллиардных частей в металлах и графите.

Например:

$$\frac{{}^{10}B}{{}^{11}B} = 0.248e^{-\sigma_{10}\phi t} \qquad \qquad \frac{{}^{36}Cl}{{}^{35}Cl} = e^{\sigma_{35}\phi t} - 1$$

здесь,  $\sigma$ -сечение реакции (например: <sup>10</sup>В(n,  $\gamma$ )<sup>11</sup>В),  $\phi$ -фоток нейтронов, t-время облучение.

Этот метод был использован нами для определения флюенса нейтронов в конструкционных материалах.

На рисунке 3.1 представлена команда ИЯФ АН РУз и PNNL, выполнявшая данные исследования.



Рис.3.1. Команда ИЯФ АН РУз и PNNL

Масс-спектрометр вторичной ионизации PNNL - Сатеса-4f использовался для измерения измененных соотношений изотопов в образце.

На рисунке 3.2. показана схема образования вторичных ионов от образца.


Рис. 3.2. Схема образования вторичных ионов электростатические линзы

Результаты измерений:

 $^{48}$ Ti/ $^{49}$ Ti = 0,15603 +/- 0,00012 (соотношение в естественном титане = 0,07339) - высокая степень достоверности, широко использована ранее.

<sup>57</sup>Fe/<sup>56</sup>Fe =0,04650 +/- 0,00004 (соотношение в естественном железе = 0,02309) - никогда ранее не использовалось.

<sup>29</sup>Si/<sup>28</sup>Si=0,02345 +/- 0,00006 (соотношение в естественном кремнии = 0,0508) никогда ранее не использовалось, зависит от начальной концентрации в алюминии из-за захвата нейтронов <sup>27</sup>Al и последующего бета-распада до <sup>28</sup>Si –( ${}^{27}_{13}Al(n, \gamma){}^{28}_{13}Al$  и

 $^{28}_{13}Al \rightarrow ^{28}_{14}Si(1,78M) + e + v_e)$ , в расчетах принимается 0,2-0,3%.

Для инспекции ОТВС в хранилище использовали методы, приведённые в работе [68; c23-27].

Для определения потока нейтронов в точке отбора образца проведено моделирование в MCNP [69;1392-1402] активной зоны реактора BBP-CM.

Характеристики исходной модели: считали, что в активной зоне реактора находится 24 ТВС типа ИРТ-4М, все аварийные и регулирующие стержни в верхнем положении, тепловая колонна и 9 горизонтальных каналов также учтены.

С использованием MCNP определена плотность потока нейтронов и отслеживалось соотношение изотопов в кожухе активной зоны.

Выгорание топлива считали с использованием программы ORIGEN.

Кадмиевый канал загружен между горизонтальными каналами 4 и 5.

Учтена конфигурация бериллиевого отражателя в активной зоне, с водяными каналами и бериллиевыми пробками. Приблизительное отравление бериллиевым отражателем 0,8853 ppm <sup>3</sup>He и 1,382 ppm <sup>6</sup>Li [70; с. 1-12].

На рисунке 3.3 показано место отбора образца в модели МСМР и в реальности.



Рис. 3.3. Место отбора образца

В таблице 3.1 приведена упрощенная история времени работы реактора на номинальной мощности, для определения флюенса нейтронов.

# Таблица 3.1

# Упрощенная история времени работы реактора на номинальной мощности

Годы	Описание активной зоны реактора	Фактические энерговыделения, 10МВт*Сутки	Расчетная плотность потока f нейтронов в месте расположения образца, н/(см <sup>2</sup> *сек)
1959-1977	10% обогащение 51 ЕК10, нет Ве, 2 МW	344	
1978-1998	90% обогащение 24 ИРТ-3М, 10 МW	4534	3.0E+13
1999-2009	36% обогащение 18 ИРТ-3М, 10 МW	2206	2.1E+13
2010-2013	19.8% обогащение 24 ИРТ-4М, 10 МВт	576	
Суммарно		7659	

В таблице 3.2 приведены элементы индикатора для применения метода изотопных отношений.

## Таблица 3.2

Элемент	Основные соотношения	Микроскопические
	ИЗОТОПОВ	сечения, барн
Бор	$^{10}{ m B}/^{11}{ m B}$	3838
Литий	<sup>6</sup> Li/ <sup>7</sup> Li	941
Хлор	<sup>36</sup> Cl/ <sup>35</sup> Cl	43.6
Титан	<sup>48</sup> Ti/ <sup>49</sup> Ti	7.9
Уран	<sup>235</sup> U/ <sup>238</sup> U, <sup>236</sup> U/ <sup>238</sup> U	
Плутоний	<sup>240</sup> Pu/ <sup>239</sup> Pu, <sup>241</sup> Pu/ <sup>239</sup> Pu,	
	$^{242}P_{11}/^{239}P_{11}$	

## Элементы индикатора для применения метода изотопных отношений

Результаты измерений соотношения изотопов и определение, на основе измерений, энерговыделения исследовательского реактора BBP-CM с 1959 года до 2013 года приведены в таблице 3.3.

## Таблица 3.3

# Измерение соотношений изотопов и определенные значения на основе измерения энерговыделения исследовательского реактора BBP-CM с 1959 года

Изотопное соотношение	Измеренное значение соотношения изотопов	<b>Измеренное значение</b> энерговыделения, 10МВт*Сутки
Si29/Si28	0.02345	5100
Si29/Si28	0.02345	9100
Si29/Si28	0.02345	7100
<sup>49</sup> Ti/48Ti	0.15603	7400
<sup>57</sup> Fe/ <sup>56</sup> Fe	0.04650	6600

## до 2013 года

На рисунке 3.4 приведены определенные значения на основе измерения суммарного энерговыделения исследовательского реактора BBP-CM с 1959 года до 2013 года.



Рис. 3.4. Значение времени работы реактора на номинальной мощности на основе измерения суммарного энерговыделения исследовательского реактора ВВР-СМ с 1959 года до 2013 годов

Расчет отношения <sup>48</sup>Ті/<sup>49</sup>Ті произведен по формуле:

<sup>48</sup>Ti/<sup>49</sup>Ti = 1 / {C1 + C2\*exp[( $\sigma_{48}$ - $\sigma_{49}$ )<sup>·</sup>Ф<sup>·</sup>t]}, это формула верна до 1.0E+23нейтрон/см<sup>2</sup> (рис 3.5).

Здесь, C1 -1,3166666667, C2 1,390052451,  $\sigma_{48}$ =7,9 барн,  $\sigma_{49}$ =1,9барн.

Ф=4,7E+12 нейтрон/см<sup>2</sup>сек

t- время работы реактора на мощности.



Рис. 3.5. Сравнение расчетных и измеренных сотношений<sup>48</sup>Ti/<sup>49</sup>Ti

Из рисунка 3.5 видно, что можно использовать вышеуказанную формулу до значения 500000 дней при плотности потока нейтронов 2,03E+23 нейтрон/см<sup>2</sup>.

Рассчитанное время работы реактора на номинальной мощности 10МВт по результатам измерений изотопного отношения<sup>49</sup>Ті/<sup>48</sup>Ті (7450 сутки), совпадает в пределах 5% с реальным значением 7674,261 сутки.

По результатам исследований можно сказать, что при применении метода изотопных отношений с достаточной точностью можно определить заявленное время работы и мощности реакторов. Также определен флюенс в конструкционных материалах, который необходим для определения срока эксплуатации.

# § 3.1.1. Определение срока эксплуатации конструкционных материалов реактора BBP-CM

Расчетным путем определен поток и флюенс быстрых нейтронов (E>0,821 МэВ) на корпус активной зоны, тепловой колонны, опорную решетку и торцы горизонтальных экспериментальных каналов (ГЭК) реактора BBP-CM до 2040 года.

Расчетные значения энерговыработки реактора ВВР-СМ приведены в таблице 3.4. Таблица 3.4

### Расчетное значение энерговыработки реактора ВВР-СМ

Год	Операцио нное время реактора, час	Мощнос ть реактора , МВт	Энергов ыработк а, МВт Часы	Энерговыра ботка, МВт сек.	Год	Операцио нное время реактора, час	Мощ ность реакт ора, МВт	Энерговыра ботка, МВт Часы	Энерговыра ботка, МВт сек.
1959	15	2	3,0E+01	1,1E+05	1990	5452	10	5,5E+04	2,0E+08
1960	70	2	1,4E+02	5,0E+05	1991	5180	10	5,2E+04	1,9E+08
1961	700	2	1,4E+03	5,0E+06	1993	6400	10	6,4E+04	2,3E+08
1962	1800	2	3,6E+03	1,3E+07	1994	6334	10	6,3E+04	2,3E+08
1963	1550	2	3,1E+03	1,1E+07	1995	5896	10	5,9E+04	2,1E+08
1964	1650	2	3,3E+03	1,2E+07	1996	5246	9,7	5,1E+04	1,8E+08
1965	1700	2	3,4E+03	1,2E+07	1997	6105	9,4	5,7E+04	2,1E+08
1966	2688	2	5,4E+03	1,9E+07	1998	5923	8,8	5,2E+04	1,9E+08
1967	1620	2	3,2E+03	1,2E+07	1999	6359	6,1	3,9E+04	1,4E+08
1968	1116	2	2,2E+03	8,0E+06	2000	6603	6,4	4,2E+04	1,5E+08
1969	2256	2	4,5E+03	1,6E+07	2001	6352,2	10	6,4E+04	2,3E+08
1970	2358	2	4,7E+03	1,7E+07	2002	6653	10	6,7E+04	2,4E+08
1971	2160	2	4,3E+03	1,6E+07	2003	5187	10	5,2E+04	1,9E+08
1972	3360	2	6,7E+03	2,4E+07	2004	5266	10	5,3E+04	1,9E+08
1973	3620	2	7,2E+03	2,6E+07	2005	4937	10	4,9E+04	1,8E+08
1974	4055	2	8,1E+03	2,9E+07	2006	5221	10	5,2E+04	1,9E+08
1975	4565	2	9,1E+03	3,3E+07	2007	4205	10	4,2E+04	1,5E+08
1976	4050	2	8,1E+03	2,9E+07	2008	4411	10	4,4E+04	1,6E+08
1977	4580	2	9,2E+03	3,3E+07	2009	2588	10	2,6E+04	9,3E+07
1978	3000	10	3,0E+04	1,1E+08	2010	3917	10	3,9E+04	1,4E+08
1979	5450	10	5,5E+04	2,0E+08	2011	4020	10	4,0E+04	1,4E+08
1980	5519	10	5,5E+04	2,0E+08	2012	2076	10	2,1E+04	7,5E+07
1981	5834	10	5,8E+04	2,1E+08	2013	3649	10	3,6E+04	1,3E+08
1982	5550	10	5,6E+04	2,0E+08	2014	3206	8	2,6E+04	9,2E+07
1983	5990	10	6,0E+04	2,2E+08	2015	2400	8	1,9E+04	6,9E+07
1984	5850	10	5,9E+04	2,1E+08	2016	1165	8	9,3E+03	3,4E+07
1985	5640	10	5,6E+04	2,0E+08	2017	469,2	8	3,8E+03	1,4E+07
1986	4472	10	4,5E+04	1,6E+08	2018	454,8	9	4,1E+03	1,5E+07
1987	5346	10	5,4E+04	1,9E+08	2019	1845,5	8	1,5E+04	5,3E+07
1988	5430	10	5,4E+04	2,0E+08	2020	3026	8	2,4E+04	8,7E+07
Всего				2,4E+09	Всего				4,4E+09

Максимальные значения плотностей потока быстрых нейтронов (E>0,821 МэВ) на корпусе активной зоны, торцах ГЭКа и торце корпуса тепловой колонны реактора ВВР-СМ приведены в таблице 3.5.

Таблица 3.5

# Максимальные значения плотности потока быстрых нейтронов (E>0,821 МэВ), на корпусе активной зоны, торцах ГЭКа и торце корпуса тепловой колонны реактора BBP-CM, 10<sup>-12</sup>н/см<sup>2</sup> с MBт

N⁰	Корпус акт	ивной зоны	Торец	ГЭКа	Торец корпуса	Заполнение отверстия в
	22,6 мм от	111 мм от	1,2,5	3, 4,	тепловой	центральном бериллиевом
	границ	границ	9,	7, 8	колонны	блоке
	Зоны.	Зоны.				
2	1,83	1,08	1,11	0,80	0,58	Вода
3	1,86	1,10	1,1	0,81	0,59	Алюминий
4	1,84	1,08	1,08	0,79	0,55	Be
5	1,82	1,07	1,07	0,76	0,52	Компактная зона

Максимальное значение плотности потока быстрых нейтронов на уровне верха опорной решетки равно:

 $\phi = 6,54 \cdot 10^{11} \text{ н/см}^2 \text{ с MBt } [71; \text{ с. 1-7}]$ 

Среднее по высоте опорной решетки значение плотности потока быстрых нейтронов равно:

$$\phi = 3,13 \cdot 10^{11}$$
 н/см<sup>2</sup> с МВт [71; с. 1-7]

Используя данные таблиц 3.4 и 3.5, определим максимальное значение флюенсов быстрых нейтронов на основных элементах конструкции реактора BBP-CM до 2040 года (см. таблицу 3.6). Предполагали, что реактор будет работать до 2030 года в таком же режиме, как с 2010 по 2020 года. Для расчета флюенса с 2030 по 2040 года энерговыработка с 2010 по 2020 года умножена на 2.

#### Таблица 3.6

# Расчёт флюенса быстрых нейтронов на корпусе, опорной решетке и торцах горизонтальных экспериментальных (ГЭК) каналов реактора BBP-CM

	Допустимый	Флюенс на	Ожидаемый	Ожидаемый
Наименование узла	флюенс	конец 2020	флюенс на	флюенс на конец
	нейтронов Е	года, н/см <sup>2</sup>	конец 2030	2040 года, н/см <sup>2</sup>
	≥ 0,8Мэв		года, н/см <sup>2</sup>	
Корпус активной зоны	2*10 <sup>22</sup>	1,24*10 <sup>22</sup>	1.63*10 <sup>22</sup>	1.87*10 <sup>22</sup>
22,6 мм от границ				
активной зоны				
Торец ГЭК	2*10 <sup>22</sup>	7,21*10 <sup>21</sup>	9,7*10 <sup>21</sup>	1,11*10 <sup>22</sup>
Максимальное	2*10 <sup>22</sup>	4,45*10 <sup>21</sup>	5,71*10 <sup>21</sup>	6,56*10 <sup>21</sup>
значение на верху				
опорной решетки				
6.54*10 <sup>11</sup>				
Среднее значение по	2*10 <sup>22</sup>	2,13*10 <sup>21</sup>	$2,74*10^{21}$	3,15*10 <sup>21</sup>
высоте опорной				
решетки				
3,13*10 <sup>11</sup>				

Расчет флюенса быстрых нейтронов на корпусе активной зоны и тепловой колонне, опорной решетке и торце ГЭК показал самый максимальный флюенс на корпусе активной зоны в 2040 году будет 1,87·10<sup>22</sup>, это меньше, чем допустимый флюенс нейтронов 2·10<sup>22</sup> н/см<sup>2</sup>[72; с. 89-110]. В работе [73; с. 274-277] авторы доказали, что максимально допустимый флюенс нейтронов 3,5·10<sup>22</sup> н/см<sup>2</sup> для конструкционных материалов ядерного реактора САВ-1.

# § 3.2. Изучение характеристик отработанного ядерного топлива в исследовательском ядерном реакторе ВВР-СМ

Проведены измерения степени выгорания <sup>235</sup>U в 12-ти сборках отработанного ядерного топлива исследовательского реактора BBP-CM после 3-х летней выдержки на основе измерения активности <sup>137</sup>Cs [74; с. 163-167]. Расхождение между измеренными и рассчитанными значениями выгоревшей массы <sup>235</sup>U составило не более 3%. Для повышения достоверности и кросс-проверки полученных результатов использован метод регистрации нейтронного излучения. Среднее расхождение двух методов составило 12%.

Расчет относительной плотности потока нейтронов проводился с использованием программы ИРТ-2Д, а выгорание урана-235 и максимально допустимую температуру активной зоны реактора рассчитывали созданными подпрограммами VGR, и JMNEW, которые монтировались в программу ИРТ-2Д.

В данное время расчет выгорания урана-235 на реакторе ВВР-СМ ИЯФ АН РУ производится с использованием этих подпрограмм.

В первое время основными методами анализа отработанного ядерного топлива были радиохимические, требующие разрушения элементов. Эти методы являются затратными и по времени и по денежным расходам. Вскоре начали появляться так называемые неразрушающие методы (non-destructive analysis methods - NDA), которые совершенствуются и по сей день. NDA применяются для измерения различных параметров ОТВС, среди которых определение степени выгорания (burn-up) является одним из наиболее важных. Оно используется для регулирования запасов топлива, проверки различных расчётов параметров реактора и для обеспечения его безопасной работы (criticality). Существуют различные методики измерения данного параметра - например, альфа-спектрометрия [75; с. 673-682].

Одним из распространённых методов измерения параметров отработанного топлива является определение гамма-активности долгоживущих продуктов деления [76; с. 328-336].

81

Одним из таких продуктов является изотоп  $^{137}$ Cs с периодом полураспада в 30,17 лет, с характерным гамма-излучением 662 КэВ и выходом в 6,2% при делении  $^{235}$ U. Наработка  $^{137}$ Cs в реакторе прямо пропорциональна потоку нейтронов и т.е. количеству делящихся ядер  $^{235}$ U. Данный изотоп имеет хорошие характеристики для его использования при определении параметров отработанного топлива, а именно: малое сечение радиационного захвата нейтронов, примерно одинаковый выход для деления урана и плутония, большой период полураспада по сравнению со временем облучения TBC, низкую миграцию в материале TBC и относительно высокую энергию испускаемого гамма-излучения. Данный радионуклид вносит основной вклад в гамма-активность ОТВС после длительной выдержки. Всё вышесказанное привело к широкому использованию данной методики в ядерной энергетике [77; с. 47-75; 78; с. 1-89; 79; с. 1-507; 80; с. 1-41; 81; с. 806-815].

Другим методом определения обогащения и содержания урана-235 в ядерном топливе является система измерения отработавшего ядерного топлива [82; с. 3-175; 83; с.7-723].

Используются как "активные" - active neutron assay (облучение ОТВС источником нейтронов), так и "пассивные"- passive neutron assay (нейтроны от спонтанного деления в ОТВС) методы. Зачастую, гамма- и нейтронные измерения используются вместе [84; с. 1-11].

Приведены результаты по измерению выгорания топлива двумя вышеуказанными методами для 12-ти ОТВС реактора ВВР-СМ (время выдержки для всех ОТВС - около 3-х лет) и проведено их сравнение с рассчитанными величинами.

#### Методика эксперимента.

В 2009 году был осуществлён переход на низкообогащённое топливо типа ИРТ-4М [85] с обогащением 19.7%. В настоящее время реактор содержит 24 ТВС, обеспечивающие поток нейтронов в активной зоне в 10<sup>13</sup>-10<sup>14</sup> н./см<sup>2</sup>с для проведения экспериментов в 9-ти горизонтальных и 37-ми вертикальных каналах [86; с. 31-37].

Для измерений по цезиевой методике необходим детектор с хорошим энергетическим разрешением, так как топливный элемент является сложным гамма-

источником, содержащим множество линий в спектре. Нами использовался HP-Ge детектор [87; с. 5-15] (относительная эффективность - 15%, разрешение - 0.825 кэВ/122 кэВ и 1.8 кэВ/1.3 МэВ) с многоканальным анализатором InSpector-2000 [88; с. 1-54] и пакетом Genie-2000 [89; с. 1-279] для обработки спектров. Загрузили детектор внутри сухого канала, который находился в бассейне хранилища. Измеряемую ТВС располагали на расстоянии около 50 см от сухого канала (при более близком расположении детектор не работает) на глубине около 5 м и фиксировали внутри канала на вертикальном уровне центра топливного элемента.

Сначала снимался фон в бассейне для его последующего вычитания из измеряемых спектров. Затем к каналу подносилась эталонная ОТВС (по устройству полностью аналогичная измеряемой) с известным значением выгорания и затем измерялся спектр. По площади пика 661кэВ определялась активность <sup>137</sup>Cs в эталонном образце за вычетом фона и с корректировкой на распад цезия к моменту измерений.

Также вводилась поправка на эффективность детектора, которая зависит от типа детектора (его размеров, конфигурации, материала и т.д.), энергии гаммаквантов и геометрии измерения. Для построения зависимости эффективности регистрации детектора от энергии γ-квантов были использованы стандартные источники (<sup>57</sup>Co, <sup>133</sup>Ba, <sup>137</sup>Cs, <sup>241</sup>Am, <sup>54</sup>Mn) в нескольких стандартных геометриях. В завершении вводилась корректировка на квантовый выход измеряемой гамма-линии.

Учитывая полученную удельную активность <sup>137</sup>Cs (3,2 ТБк/г) и зная выход <sup>137</sup>Cs (6,2%) из продуктов деления <sup>235</sup>U, определялась масса последнего в эталонной ОТВС. Далее, проводились измерения исследуемых ОТВС со строгим сохранением геометрии эксперимента для исключения поправок, связанных с поглощением излучения в промежуточных материалах и с геометрией (телесный угол и т.д.) измерений. Масса урана в измеренных образцах определялась простым методом соотношений к эталонной ОТВС.

Энергия в 662 кэВ подразумевает, что данным методом исследуется, в основном, внешний слой топливной сборки (например, для топливного элемента диаметром 1 см, 39% излучения цезия на 662 кэВ поглощается в самом элементе) [90;

с. 529-562]. Несмотря на это, исследования показывают (см. напр. [91; с. 1-12]), что после длительного облучения, выгоревшая масса урана распределена относительно равномерно по топливному элементу, что позволяет применять результаты измерений внешнего слоя ко всему объёму.

Известны исследования по миграции цезия внутри топливных сборок, которая влияет на результат данной методики. Однако, мы считаем, что этот эффект незначителен и лежит в пределах ошибки измерений, в связи с чем нами не проводились дополнительные исследования в этом направлении.

Для кросс-проверки данных, полученных цезиевым методом, нами использованы результаты измерений этих же ОТВС через регистрацию нейтронного излучения от актинидов, образующихся в реакциях радиационного захвата нейтронов. Основной вклад в данное излучение вносят изотопы <sup>240</sup>Pu, <sup>242</sup>Cm и <sup>244</sup>Cm [92; с. 1-24].

Использовался нейтронный счётчик, разработанный в Лос-Аламосской Национальной Лаборатории - LANL [93; с. 401-402].

Данный счётчик может использоваться для пассивных (когда TBC загружается в счётчик без источника) и активных (TBC загружается в счётчик с AmLiисточником) измерений нейтронов, для методики нейтронных совпадений (neutron coincidence counting) и для измерения полной гамма-активности (gross gamma counting). Поток нейтронов измерялся с использованием <sup>3</sup>He трубки для счета нейтронов, а гамма излучение измерялось ионизационной камерой. Были использованы результаты пассивного и активного метода измерений, где "чистая" нейтронная активность получалась путём вычитания пассивного нейтронного фона и самой активности AmLi-источника. Подробное описание данной методики и полученные результаты представлены в [94; с. 89-95].

#### Экспериментальные результаты и их обсуждение

В таблице 3.7 приведены результаты измерений выгоревшей массы <sup>235</sup>U по вышеописанной цезиевой методике.

#### Таблица 3.7

# Результаты измерений активности <sup>137</sup>Cs, массы и выгорания <sup>235</sup>U в ОТВС [74; с. 163-167].

№ OTBC	Начальная масса <sup>235</sup> U	Активность <sup>137</sup> Cs на день выгрузки ОТВС из зоны, Ки	Macca <sup>137</sup> Cs, г	Измеренная выгоревшая масса <sup>235</sup> U, г	Выгора ние <sup>235</sup> U, %	Рассчитанная выгоревшая масса <sup>235</sup> U, г	Ошибка измерения, %
1	314,1	515	5,95	96,04	31,57	99,16	3,25
2	305,3	652	7,54	121,59	41,1	125,48	3,20
3	304,4	887	10,26	165,42	56,1	170,77	3,24
4	301,6	915	10,58	170,64	58,42	176,19	3,25
5	308,1	949	10,97	176,98	59,3	182,7	3,23
6	305,5	950	10,98	177,17	59,9	182,99	3,29
7	300,2	936	10,82	174,56	60,02	180,18	3,22
8	310,8	975	11,27	181,83	60,4	187,72	3,24
9	303,3	956	11,05	178,29	60,7	184,1	3,26
10	303,2	980	11,33	182,76	62,22	188,65	3,22
11	306,7	997	11,53	185,93	62,6	191,99	3,26
12	314,8	1180	13,64	220,06	71,94	226,47	2,91

Вышеприведенные данные указывают на высокую точность данной методики: для 12-ти ОТВС расхождение между измеренной и рассчитанной величинами выгоревшей массы <sup>235</sup>U составляло около 3%. Также видно, что значения рассчитанной массы во всех случаях превышают измеренные, что, вероятно, связано с определённой систематической ошибкой в измерении или в расчётах.

# §3.3. Измерение ОТВС ИРТ-4М с использованием усовершенствованного экспериментального счетчика топлива (AEFC)

Усовершенствованный экспериментальный счетчик топлива (AEFC) был разработан в Лос-Аламосской национальной лаборатории (LANL) для подводного неразрушающего контроля (NDA) отработанных тепловыделяющих сборок, для измерения содержания плутония и <sup>235</sup>U, а также обогащения отработавших тепловыделяющих элементов и сборок исследовательских реакторов и реакторов МАGNOX (топливо с оболочкой из оксида магния) [94; с. 89-95, 95; с. 1-96]. Усовершенствованный экспериментальный счетчик топлива был использован для измерения ОТВС в реакторе ВВР-СМ [96; с.418-425].

Также было выполнено моделирование облучения топлива и переноса нейтронов от охлажденного отработанного топлива к детекторам в приборе AEFC. Шесть <sup>3</sup>Не трубок используются для подсчета совпадений нейтронов в AEFC как в пассивных измерениях (только топливо), так и в активных измерениях (топливо + источник запроса <sup>252</sup>Cf). Ионная камера (ИК) также используется для измерения гамма-излучения топлива. Цель измерений с помощью AEFC - определить такие параметры топлива, как остаточная делящаяся масса отработанного топлива исследовательского реактора.

Для измерения делящейся массы <sup>235</sup>U активный нейтронный компонент имеет нейтронный источник AmLi для счета нейтронов.

В 2014 году AEFC (advanced experimental fuel counter) был задействован в испытаниях для измерения облученных тепловыделяющих сборок ИРТ исследовательского реактора BBP-CM в Институте ядерной физики AH РУз. Ряд тепловыделяющих сборок с различным выгоранием (и, следовательно, массой делящегося материала) и времени охлаждения был измерен с помощью AEFC и определены массы делящегося вещества [96; с. 418-425].

С использованием AEFC были измерены обогащение отработавшего топлива ураном-235, его масса и степень выгорания. Работа была проведена экспертами МАГАТЭ, сотрудниками Института ядерной физики и Лос-Аламосской национальной лаборатории. Были измерены двадцать две топливные сборки, охватывающие широкий диапазон начального обогащения, выгорания и времени охлаждения. Эти измерения были первым применением AEFC к топливу исследовательских реакторов типа ИРТ.

Самопроизвольное деление и (α, n) нейтроны исходят из самого топлива и распространяются посредством размножения к детекторам, расположенным снаружи сборки, чтобы получить пассивные счета, которые пропорциональны выгоранию ядерного топлива.

Активные нейтронные измерения с источником <sup>252</sup>Cf также полезны при оценке содержания делящихся материалов.

Обнаружение нейтронов, как при активных, так и при пассивных измерениях облученного ядерного топлива дает ценную информацию о том, сколько делящегося материала присутствует в TBC.

Также выполнено моделирование облучения для репрезентативной модели сборки ИРТ-4М с использованием программы переноса/выгорания Монте-Карло MCNP/Monteburns для определения изотопного состава в топливе и программы SOURCES определения пассивных источников нейтронов. ДЛЯ Результаты моделирования и измерения скорости одиночного и двойного счета сравнивали с экспериментом. Существенные изменения смоделированных результатов наблюдались при различной начальной массе И плотности топлива, И наличии/отсутствии регулирующего стержня во время облучения. Также исследована чувствительность эффектов этих изменений.

#### §3.3.1. Усовершенствованный экспериментальный счетчик топлива

АЕFC (advanced experimental fuel counter) состоит из цилиндрического полиэтиленового замедлителя, свинцового экрана и семи детекторов излучения, окруженных корпусом из нержавеющей, стали. Шесть трубок с <sup>3</sup>Не имеют давление газа 4 атмосферы. Ожидается, что трубки будут измерять нейтроны без гамма-интерференции для уровней дозы на поверхности образца до 5000 Р/ч (50 Зв/ч). Более высокие уровни дозы можно измерить, уменьшив смещение высокого напряжения (HV) на трубках <sup>3</sup>Не и работая с пониженным КПД. Ионизационная камера рядом с

верхней частью системы измеряет гамма-излучение продуктов деления и обеспечивает профиль движения отработавшего топлива через канал для образца.

Нейтронные данные собирались с помощью двух сдвиговых регистров JSR-15 и двух портативных компьютеров. Кроме того, коробка преобразователя тока в импульс использовалась для преобразования тока ионизационной камеры (IC) в частоту импульсов. Частота сбора нейтронных данных составляла 30 секунд. Сигнал от суммы шести трубок <sup>3</sup>He разделялся и подавался на оба модуля JSR-15. Один JSR-15 работал с затвором 100 мкс, а другой JSR-15 работал с затвором 300 мкс. Задержка для обоих устройств была установлена на 4,5 мкс. Назначение двух затворов разной длины состояло в том, чтобы оценить новый метод дифференциального самоанализа затухания (DDSI) для измерения остаточной делящейся массы в тепловыделяющих сборках

Прибор AEFC содержит шесть покрытых бором <sup>3</sup>Не трубок, залитых в полиэтилен высокой плотности (HDPE) на одной стороне топливной измерительной воронки. Источник <sup>252</sup>Cf используется для активных измерений, расположен на противоположной стороне воронки, и нейтроны проходят через топливную сборку, затем достигают <sup>3</sup>Не трубок. Эффективность источника <sup>252</sup>Cf в воздухе составляет примерно 2,2%. Коллимированная вольфрамом ИК расположена над оболочкой из полиэтилена высокой плотности и, следовательно, измеряет немного более высокую осевую область топлива, чем трубки из <sup>3</sup>He. На рисунке 3.6 показаны схемы прибора AEFC. Более подробную информацию о геометрии, включая размеры, рабочие параметры и механическую конструкцию, можно найти на рисунке 3.7, а также 3.8 [96; с. 418-425].

Детекторы <sup>3</sup>Не в АЕFC измеряют общую скорость обнаружения нейтронов (одиночная скорость) и скорость обнаружения нейтронов с временной корреляцией (удвоенная скорость). Скорость удвоения широко используется в методах неразрушающего контроля как признак деления [97; с. 1-15].

ИК выполняет общий подсчет гамма-излучения. Сигнал ИК подключается к преобразователю тока в импульс (СРС), который генерирует импульсы транзисторнотранзисторной логики (TTL) пропорционально скорости обнаружения гаммаизлучения в ИК. Импульсы TTL от ИК подаются в сдвиговый регистр (JSR-15) вместе с сигналами трубки <sup>3</sup>He, так что для обоих типов детекторов можно использовать один блок сбора и анализа данных. Поскольку AEFC представляет собой подводную измерительную систему, все сигнальные кабели, а также кабели высокого и низкого напряжения проходят от прибора к блоку сбора данных через трубки.





Рис. 3.6. Поперечное сечение и вид сверху-вниз прибора AEFC из [138]



## Фотографии счетчика АЕГС

Рис. 3.7. Фотография счетчика AEFC



Рис. 3.8. Фотография собранного AEFC на опорной стойке на верхней части хранилища отработавшего топлива на площадке реактора

В таблице 3.8 приведены регистрируемые сигналы и атрибуты отработанного топлива.

Эффективное спонтанное деление <sup>240</sup>Ри сокращенно обозначается как <sup>240</sup>9Ри (СД), а вынужденное деление <sup>235</sup>U – (ВД).

Калибровка прибора. Калибровка AEFC для топлива типа ИРТ осложняется тем фактом, что 1) не было доступных стандартов тепловыделяющих элементов ИРТ; 2) длина детектора AEFC покрывает только около 40% от общей длины топлива (примерно 600 мм); и 3) распределение плутония и <sup>235</sup>U по длине твэла неоднородно из-за профиля нейтронного потока реактора. Чтобы решить эти проблемы, мы использовали свежий топливный элемент МTR, содержащий известное количество <sup>235</sup>U, для получения активной нейтронной калибровки. Расчеты Monte Carlo N-Particle Extended (MCNPX) [95; с. 1-96] могут использоваться для корректировки данных для неравномерного вертикального распределения топлива в отработавшем топливе. Измерения отработавшего топлива ИРТ проводились с помощью откалиброванного блока AEFC. Стержневые тепловыделяющие сборки не были включены в первоначальные калибровочные оценки из-за отсутствия спецификаций топлива.

Измерения	Основные атрибуты топлива
Пассивный режим	
Скорость счета единичных нейтронов (6 трубок)	Ри-240э (СД) + α,п
Скорость дуплетных нейтронов (6 трубок)	Ри-240э (СД)
Скорость счета единичных нейтронов (2 задние трубки)	Ри-240э (СД) + α,п
Ионизационная камера	Относительное выгорание (Cs-137) + сечение
Отношение «передние детекторы/задние детекторы»	Средняя энергия нейтронов
Режим активного нейтронного подсвета	
Чистая скорость счета дуплетных нейтронов (6 трубок)	U-235 (ВД)
Чистая скорость счета единичных нейтронов (2 задние трубки)	U-235 (ВД)
Фон, с помощью источника нейтронов AmLi (единичные нейтроны)	Фон, источник AmLi

Регистрируемые сигналы и атрибуты отработанного топлива

Было два варианта коаксиальных ТВС. Большинство из них имело начальное обогащение 36% и длину ~ 600 мм, но две сборки (ИРТ-4М 04 и ИРТ-4М 07) имели начальное обогащение 19,7% и немного большую длину. Выгорание тепловыделяющих сборок составляло от 29% до 72%.

Помимо различий между типами топлива MTR и ИРТ, было несколько других различий между калибровочными измерениями MTR в LANL и измерениями ИРТ. Например, высокое напряжение для измерений MTR составляло 1680 Вольт по сравнению с 1600 Вольт для измерений ИРТ. Опять же, высокое напряжение было

установлено более низким при измерениях отработавшего топлива ИРТ из-за большого гамма-накопления топлива с самым коротким временем охлаждения. Более низкое значение HV снижает эффективность обнаружения на 17%. Источники активного опроса AmLi также имели разные выходы в измерениях МTR и ИРТ. Распределение <sup>235</sup>U в свежем и отработанном топливе различается. В свежем топливе МTR <sup>235</sup>U распределяется равномерно, тогда как в центре отработавшего топлива содержание <sup>235</sup>U падает из-за профиля выгорания. Наконец, длина части TBC, используемая для подсчета удвоений, была различной при измерениях МTR и ИРТ. В случае МTR он был установлен на 128 мкс. Для измерений ИРТ два регистра сдвига принимали данные параллельно. Один имел длину затвора 100 мкс, а другой - 300 мкс. Чтобы количественно определить разницу в скорости удвоения для затвора 100 мкс и 128 мкс, подсчитали топливную сборку № 126 с обоими затворами, получив D128/D100 = 1,16 ± 2%. На рисунке 3.9 приведена калибровочная кривая в зависимости от количества дуплетов нейтронов.



Рис. 3.9. Калибровочная кривая в зависимости от количества дуплетов нейтронов

#### §3.3.2. Методика измерений

Твэлы измеряются как в пассивном, так и в активном режиме с помощью детекторов нейтронов и гамма-излучения. После нескольких лет охлаждения большая часть короткоживущих продуктов деления в отработавшем топливе распалась и <sup>137</sup>Cs становится доминирующим источником гамма-излучения. Ионизационная камера в

верхней части AEFC обеспечивает относительную гамма-активность, а также профиль сканирования. Ширина и форма профиля зависят от скорости сканирования; однако пиковая активность не зависит от скорости передачи, поскольку частота сбора составляла 0,2 с.

Нейтронное измерение в пассивном режиме - это первичный сигнал, используемый для определения начального обогащения НОУ по сравнению с ВОУ. Для НОУ топлива с высоким уровнем выгорания изотопы кюрия начинают вносить вклад в выбросы нейтронов. Скорость активных нейтронов является функцией выгорания, поэтому измерения активных нейтронов <sup>235</sup>U необходимы для определения выгорания тепловыделяющего элемента. АЕFC имеет избыточность в измерении <sup>235</sup>U с шестью трубными двойными и одиночными скоростями и одиночными скоростями тыловых ламп.

Делящиеся элементы в топливном элементе связаны со значительным самим экранированием тепловых нейтронов и размножением нейтронов, и, к счастью, эти два эффекта имеют тенденцию нейтрализовать друг друга. Данные калибровки с использованием нового элемента MTR включают оба этих эффекта. Плутоний не вносит значительного вклада в умножение из-за его низкого содержания на элемент по сравнению с массой <sup>235</sup>U на элемент.

Активные нейтронные измерения определяют остаточное содержание <sup>235</sup>U в твэлах без значительной зависимости от времени охлаждения и состава твэлов. Однако, пассивные нейтронные и гамма-измерения будут зависеть от времени охлаждения и состава урановых отложений.

Ионизационная камера в верхней части AEFC используется для измерения относительной интенсивности гамма-излучения от отработавших топливных сборок. Общий уровень гамма-излучения зависит как от выгорания, так и от времени охлаждения. Программы для расчета выгорания могут использоваться для корректировки времени охлаждения, чтобы измеренная скорость обеспечивала относительную активность <sup>137</sup>Cs.

93

#### §3.3.3. Параметры отработанного топлива

Отработавшие твэлы реактора ИРТ имеют конструкцию как стержневых, так и коаксиальных топливных труб. Более старые сборки С-36 имеют цилиндрическую конструкцию с твэлами разного диаметра. Топливо представляет собой ураналюминиевый сплав (UAlx), плакированный алюминием для более старого топлива, а новый НОУ с обогащением 19,7% содержит уран-молибденовый сплав для достижения более высокой плотности. Алюминий имеет более высокий выход реакции ( $\alpha$ , n), чем молибден, но скорость нейтронов в основном обусловлена спонтанным делением <sup>240</sup>Pu в обоих случаях. Топливный сплав влияет на выход нейтронов пассивной альфа-реакции из сплава, но не оказывает существенного влияния на измерение активных нейтронов для содержания <sup>235</sup>U.

Заявленные технические характеристики измеренных отработавших тепловыделяющих элементов приведены в таблице 3.9. Остаточная масса <sup>235</sup>U была получена из заводских записей для начальной массы <sup>235</sup>U, уменьшенной на запись с учетом выгорания (BU). Запись BU содержит неопределенности, связанные с положением тепловыделяющих элементов в активной зоне, а также с перемещением топлива и уровнями мощности реактора. Во всех случаях активная длина топлива ИРТ близка к 600 мм.

Измеренные в ходе испытаний тепловыделяющие сборок, используются для сравнения моделирования. Цель сравнения со смоделированными сборками - попытаться определить логические тенденции в реакции прибора AEFC на параметры топлива. Таким образом, сборки, выбранные для сравнения, показали наиболее логичные и физические тенденции с измеренным для практического сравнения с моделированием. Все отработавшие тепловыделяющие сборки ИРТ, использованные в данной работе, представляют собой UO<sub>2</sub>-Al-топливо с обогащением 19,75% общей длиной 882 мм и активной длиной 600 мм [94; с. 89-95]. Все использованные сборки имеют шесть концентрических квадратных топливных пластин и заявленное выгорание в пределах 55-62%, где выгорание определяется как процентное содержание  $^{235}$ U, выгоревшего во время облучения в активной зоне. Сборки были выгружены за 2-12 лет до испытаний.

#### Таблица 3.9

TBC №	Начальное	Выгорание [%]	Остаток	Тип топлива
	обогащение [%]		массы <sup>235</sup> U [г]	
231	36	71.94	88.33	Коаксиальные трубы
28	36	29.1	216.95	Коаксиальные трубы
359	36	60.4	123.08	Коаксиальные трубы
141	36	60.7	119.20	Коаксиальные трубы
232	36	71	91.32	Коаксиальные трубы
215	36	31.57	214.94	Коаксиальные трубы
84	36	41.1	179.82	Коаксиальные трубы
186	36	62.22	114.55	Коаксиальные трубы
140	36	59.9	122.51	Коаксиальные трубы
131	36	56.1	133.63	Коаксиальные трубы
143	36	59.3	125.40	Коаксиальные трубы
183	36	60.02	120.02	Коаксиальные трубы
19	36	39.49	183.41	Коаксиальные трубы
228	36	70.9	91.37	Коаксиальные трубы
142	36	62.6	114.71	Коаксиальные трубы
126	36	58.42	125.41	Коаксиальные трубы
ИРТ-4М 07	19.7	60.00	105.8	Коаксиальные трубы
ИРТ-4М 04	19.7	66.50	99.8	Коаксиальные трубы
C36A	36	29.7	148.77	Стержень
C36B	36	29.7	148.77	Стержень
EK-10J	10	29.7	148.77	Стержень
EK-10D	10	29.7	148.77	Стержень

## Технические характеристики топлива ИРТ и ЭК

# §3.3.4. Анализ гамма-излучения продуктов деления ОТВС

Активность ОТВС пассивного гамма-излучения измерялась с помощью ионизационной камеры для определения максимальной активности топливного элемента. Для времени охлаждения менее примерно 3 лет гамма-активность, в первую очередь, зависит от времени охлаждения и уровня мощности реактора. При

длительном хранение ОТВС распад <sup>137</sup>Сs становится доминирующей активностью, а период полураспада 30,17 дает возможности провести измерение активности. После выполнения расчетов выгорания гамма-активность можно сравнить с выгоранием.

Топливные сборки были опущены через AEFC на приподнятый «пол» с помощью крана. Затем к мостовому крану прикрепляли ручную штангу, чтобы поднять сборку в центральное положение для счета нейтронов. В конце периода пассивного и активного счета нейтронов элемент был поднят над коллимационным отверстием ИК для сбора данных гамма-сканирования.

На рисунке 3.10 приведены гамма-профиль ТВС 4М-04М, 26 шагов подсчета во время сбора данных, общая длина измеренных ТВС - 86 см.



Рис. 3.10. Гамма-профиль ТВС 4М-04М

## §3.3.5. Использование<sup>252</sup>Сf вместо AmLi

Для окончательной сборки ( $\mathbb{N}$  126), которая была измерена, были выполнены измерения как с AmLi, так и <sup>252</sup>Cf, чтобы оценить возможность использования <sup>252</sup>Cf для будущих приложений AEFC. Источник <sup>252</sup>Cf размещался внутри небольшого вольфрамового цилиндра, который используется для нейтронов AmLi. Затем были выполнены 600-секундные пассивные и активные измерения, а также измерение фона <sup>252</sup>Cf без образца в AEFC.

Чистая скорость <sup>252</sup>Cf плюс удвоение SFA значительно больше, чем фоновая скорость <sup>252</sup>Cf, поэтому вычитание фона оказывает лишь небольшое влияние на статистическую ошибку. Полученная статистическая ошибка для <sup>252</sup>Cf net Doubles составила 3,6% по сравнению с ~ 10% для источника AmLi с 600-секундными пассивными и активными измерениями. Таким образом, <sup>252</sup>Cf можно использовать для будущих измерений после завершения дополнительной калибровки и моделирования MCNPX [95, с. 3-96].

# §3.3.6. Методология моделирования ТВС в активной зоне реактора ВВР-СМ

Выполнены расчеты облучения с помощью программы Monteburns для определения изотопного состава топлива в различных сборках ИРТ-4М в зависимости от выгорания. Monteburns связывает программу Монте-Карло MCNP с программой генерации и выгорания изотопов CINDER90 или ORIGEN-S для выполнения системно-зависимых расчетов трансмутации. [98; с. 169-175].

Одной ИЗ проблем при сравнении результатов моделирования С экспериментами было незнание подробных условий работы реактора во время каждого облучения. Модель МСПР сборки шести трубной ТВС ИРТ и топливом из сплава урана с обогащением 19,7% (UO<sub>2</sub>-Al) была создана, как показано на рисунке 3.11 Расчеты были выполнены с использованием двух различных исходных масс урана в сборке, двух разных мощностей для самой сборки, и различных положений управляющих стержней. Таблица 3.10 содержит время облучения и выгорание урана-235 в зависимости от расчетных временных шагов. Фактическое моделирование использовало временные шаги в 20 дней, но для простоты здесь приводятся результаты за каждые 60 дней.

97



Рис. 3.11. Модель ТВС в МСПР

## Таблица 3.10

Время облучения	Выгорание	U-235 %,
(дни)	(МВт д / МТU)	выгорания
0	0	0.00
0.5	112.54	0.09
3	788.25	0.52
23	5291.91	3.40
63	14294.02	9.05
123	27805.48	17.23
183	41313.05	25.22
243	54823.20	33.03
303	68335.01	40.46
363	81843.85	47.67
423	95353.69	54.60
483	108861.84	61.20

### Время облучения и выгорание при моделировании ИРТ

После облучения ТВС с источником нейтронов были определены изотопные составы с использованием кода SOURCES4C для каждой ТВС как для спонтанного деления, так и для (α, n) реакций [99; с. 3-12, 100; с. 45-73].

Общее количество нейтронов, испущенных сборкой для различных случаев с выгоранием  $\sim 60\%$  от начально расщепленного <sup>235</sup>U и двух лет охлаждения после выгрузки, приведено в таблице 3.11. Как видно из таблицы, существует большая разница в источнике нейтронов, когда моделирование облучения проводилось в различных условиях. Когда стержень управления был введен, полученный расчетный член пассивного источника нейтронов в средней осевой области был слишком низким по сравнению с измерениями, но, когда он был взведен, член источника нейтронов был слишком большим. Таким образом, частичное введение регулирующего стержня дало сопоставимые результаты с экспериментальными данными в осевом центре сборки.

#### Таблица 3.11

Геометрия	Macca	Плотность	Мощность	КС загружен	Выход
	<sup>235</sup> U	топлива	(МВт)	(см)	нейтронов
	(г)	(г/см)			Скорость (н/с)
округлый / сборка	263.25	3.5	0.3	4 из 58 см	4.02E+04
округлый / сборка	263.25	3.5	0.3	19 из 58 см	2.8E+04

Расчет плотности потока нейтронов для различных случаев

#### §3.3.9. Результаты измерений

Для создания высокоточной модели AEFC была использована программа MCNP. Для проверки достоверности модели использовалось сравнение измеренных и смоделированных эффективностей обнаружения одиночных и двойных нейтронов для активного источника и в центре топливной воронки. В полевых испытаниях каждая сборка измерялась в трех положениях: верхнем, среднем и нижнем, которые представляли области сборки в пределах диапазона детекторов <sup>3</sup>He. Для сравнения мы используем средние активные и пассивные измерения каждой сборки. Таким образом, модели MCNP тепловыделяющих сборок ИРТ центрированы в осевом

направлении (относительно центра трубок с <sup>3</sup>Не) и радиально в топливной воронке в моделированном приборе AEFC (см.рисунок 3.12).



Рис.3.12. Поперечное сечение модели MCNP тепловыделяющей сборки ИРТ, центрированный по оси относительно активного центра трубок с <sup>3</sup>Не и радиально в топливной воронке

При активном счете нейтроны термализуются в воде внутри топливной сборки и вызывают деление изотопов в топливе пропорционально массе делящегося материала. Поскольку заявленное выгорание является мерой обедненной массы <sup>235</sup>U, остаточную расщепляющуюся массу теоретически легко смоделировать. Было смоделировано количество делящегося материала в отработавших тепловыделяющих сборках, согласие с экспериментальными результатами активного счета было хорошим, как показано на рисунке 3.11 и 3.12. Эффективность измерений нейтронов в пассивном режиме: около 4,7%

• Воспроизводимость счета: 1-2% в течение 10 мин.

- Типичное время измерения составляет ~ 20 мин на TBC + подготовительные работы с топливом (при измерениях в режиме инспекции: 10 мин в пассивном режиме и 10 минут в активном режиме).
- Измерения с помощью источника AmLi позволяют измерять остаточную массу <sup>235</sup>U с точностью ~ 5%.
- Счет как единичных нейтронов, так и дуплетных нейтронов дает согласующиеся результаты для массы делящихся материалов.
- Выгорание (в %) представляет собой отношение измеренной массы <sup>235</sup>U к исходной массе <sup>235</sup>U, известной для каждого типа реактора.
- После ввода поправок на время выдержки, измеренное гамма-излучение дает относительное выгорание (OB) и распределение мощности в активной зоне.
- Сопоставление графиков дуплетов нейтронов и единичных нейтронов в сочетании с расчетным ОВ для пассивных нейтронов источников (Pu-238, 239, 240 и Cm) позволяет получить исходное обогащение.

В таблице 3.12 приводится сравнение значений массы<sup>235</sup>U и результатов измерения AEFC для массы <sup>235</sup>U. Мы применили фиксированную поправку в 14% к профилю BU OЯT; однако эта коррекция будет зависеть от фактического значения BU, которое колеблется в пределах 29-70%. Узлы с низким BU потребуют меньшей корректировки, чем узлы с высоким BU.

Большой разброс результатов в некоторых активных режимах одиночных и парных измерений указывает на проблему с позиционированием для некоторых измерений. Масса <sup>235</sup>U является функцией вертикального положения в сборке с минимумом в центре сборки. Значительно труднее точно смоделировать пассивные нейтронные одиночные и двойные скорости от отработавшего топлива. Существуют известные проблемы с ядерными данными, которые затрудняют определение правильного количества <sup>244</sup>Cm, <sup>240</sup>Pu и других высших актинидов в моделируемых отработавших тепловыделяющих сборках. Поскольку <sup>244</sup>Cm и другие нуклиды спонтанного деления являются основным источником нейтронов в пассивных измерениях, любая ошибка в массе <sup>244</sup>Cm в сборках приведет к ошибке в смоделированных AEFC-измеренных одиночных и удвоенных скоростях.

101

#### Таблица 3.12

Сравнение значений массы метки 235U и	результатов измерения л	AEFC
---------------------------------------	-------------------------	------

Иденфикация ТВС	Выгорание <sup>235</sup> U %	Заявленная	Результаты	
		масса <sup>235</sup> U,	измерения AEFC	
		г.		
		L	Дуплеты,	Одиночные,
			масса, г.	масса, г.
231	71.9	88.33	96.69	68.96
28	29.1	216.95	_	207.86
359	60.4	123.08	122.92	119.29
141	60.7	119.20	90.61	107.48
232	71.0	91.32	104.46	129.21
215	31.6	214.94	180.40	200.41
84	41.1	179.82	154.29	158.25
186	62.2	114.55	122.87	127.48
140	59.9	122.51	93.24	115.02
131	56.1	133.63	131.93	124.19
143	59.3	125.40	129.72	120.48
183	60.0	120.02	114.72	119.56
19	39.5	183.41	179.02	
228	70.9	91.37		
142	62.6	114.71	91.95	83.95
126	58.4	125.41	132.69	127.01
ИРТ-4М 07	60.0	105.80	173.80	114.12
ИРТ-4М 04	66.5	99.76	86.42	85.91

Масса произведенных  $^{244}$ Cm и  $^{240}$ Pu также сильно зависит от таких параметров, как плотность топлива, установка управляющего стержня и мощность реактора. Другой источник пассивных нейтронов от отработавшего топлива ИРТ— это реакции ( $\alpha$ , n), которые моделируются отдельно от источников спонтанного деления, а результаты суммируются для составного пассивного нейтронного сигнала. На рисунках 3.13 и 3.14 показано сравнение результатов моделирования и эксперимента

одиночных и двойных нейтронных скоростей, которые согласуются со среднеквадратичной ошибкой 22,0% и 11,9%, соответственно [132; с. 89-95].



Рис. 3.13. Сравнение смоделированных и экспериментальных одиночных нейтронных скоростей из пассивных измерений AEFC отработавших

тепловыделяющих сборок ИРТ [94; с. 89-95]



Рис. 3.14. Сравнение смоделированных и экспериментальных двойных нейтронных скоростей из пассивных измерений AEFC отработавших

тепловыделяющих сборок ИРТ

В таблице 3.13 показаны результаты сравнения двух методов: измерением удельной активности <sup>137</sup>Cs и измерением импульсов нейтронов (одиночных нейтронов N<sub>single</sub> и нейтронов совпадения N<sub>coin</sub>).

#### Таблица 3.13

	Оставшаяся	Оставшаяся	Оставшаяся	Разница между	Разница между
N⁰	масса <sup>235</sup> U по	масса <sup>235</sup> U по	масса <sup>235</sup> U по	методами Cs и N <sub>single</sub> ,	методами Cs и
	Cs, г	$N_{\text{single}}, \Gamma$	$N_{coin}, \Gamma$	%	$N_{coin}$ , %
1	218,06	180,4	200,41	17,27	8,09
2	183,71	154,29	158,25	16,01	13,86
3	138,98	131,93	124,19	5,07	10,64
4	130,96	132,69	127,01	-1,32	3,02
5	131,12	129,72	120,48	1,07	8,11
6	128,33	93,24	115,02	27,35	10,37
7	125,64	114,72	119,56	8,69	4,84
8	128,97	122,92	119,29	4,69	7,51
9	125,01	90,61	107,48	27,52	14,03
10	120,44	122,87	127,48	-2,02	-5,85
11	120,77	91,95	83,95	23,86	30,49
12	94,74	96,69	68,96	-2,06	27,21

Сравнение результатов гамма и нейтронного методов [74; с. 163-167].

Как видно из таблицы 3.13, расхождение в двух подходах может составлять до 30%. По нашему мнению, это объясняется различиями в геометрии экспериментов и в самих методах измерений. Несмотря на это, среднее отклонение между цезиевым и двумя нейтронными методами не превышает 12%.

Измерения в активном и пассивном режимах были выполнены для двадцати двух отработавших тепловыделяющих сборок. Остаточная масса <sup>235</sup>U измерялась в активном режиме с использованием источника нейтронов AmLi. Для тепловыделяющих элементов ИРТ статистическая точность около 10% для чистых двойников была получена за 600-секунд измерения. Статистическая погрешность для скорости одиночных нейтронов в двух задних трубках составила ~ 2% за тот же период измерения.

Основные результаты эксперимента следующие:

• Нейтронные измерения в активном режиме дали хорошие совпадения с заявленной остаточной массой <sup>235</sup>U. Измеренная масса <sup>235</sup>U по сравнению с заявленной массой дала относительное стандартное отклонение ~ 13% для 22 элементов. Погрешность позиционирования ОТВС также способствует погрешности измерения.

• Пассивный коэффициент удвоения по сравнению с коэффициентом одиночного разряда показывает значительно больше НОУ от ВОУ и указывает на то, что удельные и одиночные нейтроны выше для НОУ, чем для ВОУ для топлива ИРТ. Причина этого увеличения количества нейтронов связана с тем, что источником пассивных нейтронов в отработавшем топливе является плутоний, а НОУ содержит больше <sup>238</sup>U, чем ВОУ и соответственно большую степень наработки плутония.

• Как правило, выход пассивных нейтронов и гамма-излучения из отработавшего топлива является функцией начального обогащения, выгорания, времени охлаждения, размножения и состава ТВС. Активный нейтронный счет отработавшего топлива AEFC обеспечивает однозначную проверку выгорания и остаточной массы <sup>235</sup>U, которая не зависит от параметров реактора. Однако пассивное нейтронное и гамма-определение начального обогащения представляет собой более сложную комбинацию параметров реактора и топлива.

• Тестовое измерение с использованием источника запроса <sup>252</sup>Cf вместо источника AmLi дало обнадеживающие результаты, в которых статистическая ошибка была значительно лучше, чем соответствующая неопределенность для источника запроса AmLi. Замена <sup>252</sup>Cf на AmLi упростила использование AEFC для приложений МАГАТЭ с точки зрения транспортировки нейтронных источников и сокращения времени измерения.

105

# §3.4. Определение степени выгорания и массы урана-235 в исследовательском ядерном реакторе ВВР-СМ

Целью исследования является проверка начального обогащения, глубины выгорания ядерного топлива исследовательского реактора. Приводится сравнение характеристик отработанного ядерного топлива, определенных методом измерения активности <sup>137</sup>Cs и методом измерения нейтронов спонтанного деления и нейтронов, образующихся при делении ядер <sup>235</sup>U.

Существуют различные методики и приборы контроля отработанного ядерного топлива (ОЯТ). Основные параметры контроля это остаточные масса и обогащение <sup>235</sup>U в ОЯТ.

Обычно масса выгоревшего урана определяется расчетным путем, которого недостаточно, так как нейтронные поля в местах нахождения урана-235 непостоянные. Нейтронные поля меняются от возмущения вносимых образцов, стрежней управления, выгорания урана-235, отравления ксеноном, шлаками продуктов деления, таких как самарий и др. При расчете выгорания нейтронные поля считаются постоянными в определенный промежуток времени, это допущение вносит определенную ошибку в расчеты.

# §3.4.1. Определение степени выгорания <sup>235</sup>U в ТВСах с использованием расчетных данных по распределении мощности в активной зоне реактора

Для основных величин, используемых в расчете, вводятся следующие обозначения:

ΔW – энерговыработка реактора за период времени, для которого проводится расчет выгорания в МВт-сутках [101, с. 19-21];

 $\alpha_{\rm I}$  – мощность TBC, полученная расчетным путем, в относительных единицах (должно быть выполнено условие нормировки -  $\Sigma \alpha = 1,0$ );

М<sub>і</sub><sup>н</sup> - масса урана-235 в і-ой ТВС в начале расчетного периода времени;

Х<sub>і</sub><sup>н</sup> – выгорание урана-235 в і-ой ТВС в начале расчетного периода времени;

М<sub>і</sub><sup>к</sup> - масса урана-235 в і-ой ТВС в конце расчетного периода времени;

М<sub>i</sub><sup>(0)</sup> - масса урана-235 в i-ой ТВС; взятая из паспорта;

N-количество ТВС в активной зоне;

M<sup>(0)</sup> - масса урана-235 во всех ТВС, находящихся в активной зоне, для невыгоревшего состояния;

М<sup>н</sup> – масса урана-235 во всех ТВС активной зоны в начале расчетного периода времени;

М<sup>к</sup> – масса урана-235 во всех ТВС активной зоны в конце расчетного периода времени;

X<sub>i</sub><sup>к</sup> – среднее выгорание урана-235 в активной зоне в конце расчетного периода времени;

Расчеты проводятся по следующим формулам:

$$\mathbf{M}_{i}^{\kappa} = \mathbf{M}_{i}^{H} - 1.24 \,\alpha_{\mathrm{I}} \Delta \mathbf{W} \tag{1}$$

$$X_{i^{\kappa}} = (1 - M_{i^{\kappa}}/M_{i^{(0)}})100$$
(2)

Вычисляется полная масса урана-235 в активной зоне в конце расчетов

$$\mathbf{M}^{\kappa} = \Sigma \mathbf{M}_{i}^{\kappa} \tag{3}$$

И среднее выгорание урана-235 в активной зоне

$$X^{\kappa} = (1 - M^{\kappa} / \Sigma M_i^{H(0)}) 100$$
(4)

Из экспериментальных методов можно отметить способ нейтронной подсветки на основе импульсного генератора нейтронов с использованием стационарного сурьмяно-бериллиевого источника нейтронов - [102; с. 99-115, 103; с. 1-5]. В работе [104; с. 3-83, 105; с. 437-438] приведены способ, в котором измеряется собственное нейтронное излучение ТВС с помощью двух детекторов нейтронов, разнесенных по длине контролируемой сборки.

В Лос-Аламосской Национальной Лаборатории США разработан нейтронный счетчик для определения обогащения и содержания <sup>235</sup>U в ядерном топливе [106; с. 588-593].

Счетчик регистрирует нейтроны спонтанного деления и деления под действием нейтронов, испускаемых Am-Li-источником. Счетчик испытывался на реакторе BBP-СМ ИЯФ АН РУ [91; с. 1-12]. Методы и аппаратуру для неразрушающего контроля выгорания и нуклидного состава отработавшего и свежего ядерного топлива разрабатывают и совершенствуют в лабораториях разных стран. Известны методы определения содержания <sup>235</sup>U по содержанию радионуклида <sup>137</sup>Cs [107; с. 222-224, 108; с. 22-224].

Эти методы не универсальны и оборудование для проведения измерений является громоздким.

Характеристики ОЯТ реактора BBP-CM исследовались с использованием методики определения массы и глубины выгорания <sup>235</sup>U в отработанном ядерном топливе, основанной на измерении активности <sup>137</sup>Cs в ОЯТ, проведено сравнение характеристик ОЯТ полученных разными методами.

#### § 3.4.2. Методика определения массы урана

Методика проведения измерений основывается на измерении гамма спектра <sup>137</sup>Cs в отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС). НРGе-детектор, погруженный в четырехметровую алюминиевую трубу (так называемый «сухой» канал), опускался в бассейн с водой хранилища ОЯТ. После измерения фона хранилища, к трубе подносили ОТВС. С использованием спектрометрической аппаратуры определяется активность <sup>137</sup>Cs. По площади спектра <sup>137</sup>Cs определяли содержание <sup>137</sup>Cs на момент измерений, далее по формуле  $A_0 = Ae^{-\lambda t}$  определяли массу ( $M_{Cs-137}$ ) на момент выгрузки ОТВС из активной зоны реактора. Учитывая удельную активность <sup>137</sup>Cs и зная выход <sup>137</sup>Cs из продуктов деления <sup>235</sup>U, определяли массу ( $M_{U-235}$ ) <sup>235</sup>U в ОТВС по следующей формуле:

$$M_{U-235} = \frac{M_{Cs-137}.100}{6.2}$$

### § 3.4.3. Установка для проведения измерений

Установка для проведения измерений состоит из [134; с. 481-484]:

- Гамма-спектрометра с НРGе-детектором и многоканальным анализатором;
- «сухого» канала в виде 4-х метровой алюминиевой трубы;
• компьютера, подключенного к спектрометру, на котором проводится обработка спектров <sup>137</sup>Cs;

На рис. 3.15 показано оборудование, использованное нами для измерения гамма спектра ОЯТ.



Рис. 3.15. Оборудование для измерения спектра ОЯТ

#### § 3.4.4. Апробация установки для измерений

В целях получения надежных результатов, нами проведена апробация установки для измерений содержания <sup>235</sup>U в ОЯТ. Проводились замеры спектров <sup>137</sup>Cs и вычислялось содержание <sup>235</sup>U, а также процент выгорания топлива в ОЯТ, содержание и выгорание топлива в которых заранее известно. После сопоставления данных проведена калибровка оборудования [134; с. 481-484].

#### § 3.4.5. Измерение и создание базы данных

Нами измерены содержание <sup>235</sup>U и процент его выгорания в 6 ОЯТ, находившихся в хранилищах отработавшего ядерного топлива и подготовленных для отправки на переработку. Время выдержки ОЯТ до момента измерения 3-7 лет [134; с. 481-484].

На рисунке 3.16 показан спектр гамма излучения в ОЯТ, пик γ-линии <sup>137</sup>Cs 662 кэВ был четко выделен, поэтому для определения выгорания выбран радионуклид <sup>137</sup>Cs [134; с. 481-484].



Рис. 3.16. Гамма спектр ОЯТ

В таблице 3.14 приведены результаты измерения гамма спектра ОЯТ после 3 летней выдержки. Как видно из таблицы 3.14, основной вклад в активность ОЯТ вносится за счет <sup>137</sup>Cs. В последнем столбце приведены активности<sup>137</sup>Cs гамма линии к соответствующим энергиям. Такие измерения раньше не проводились. Из таблицы видно, что основной вклад в радиоактивность дает радионуклид <sup>137</sup>Cs [134; с. 481-484].

В таблице 3.15 приведены результаты измерений с использованием нейтронного счетчика, созданного в Лос-Аламосской национальной лаборатории США для измерения массы <sup>235</sup>U, помещенный в бассейн хранилища ОЯТ №2.

Эта система для измерений содержит компоненты для активного счета нейтронов (при наличии внешнего Am-Li источника нейтронов), пассивного счета нейтронов (нейтроны, испускающиеся при спонтанном делении в OЯТ), подсчета нейтронных совпадений и подсчета гамма-излучения от ОЯТ. Активный способ счета использует два метода измерения: 1) нейтронный подсчет совпадения, и 2) общее количество нейтронов, в которых учитываются более низкая средняя энергия нейтронов от источника (Am-Li), чем от нейтронов, вызванных делением [134; с. 481-484].

#### Таблица 3.14

ТВО	Нуклид	Энергия, кэВ	Период полураспада, год	Постоянна я распада, λ	Активност ь, Ки
Выгорание 66,07%	<sup>134</sup> CS	475,3	2,06	1,06212E-08	0,00E+00
		563,2			8,80E-01
		569,3			1,29E-01
		604,4			1,04E+01
		795,8			3,54E-01
		801,9			2,50E+00
		1167,94			4,38E+00
		1365,2			2,21E+00
	<sup>137</sup> Cs	661,7	30,10	7,25E-10	1,56E+03
	<sup>60</sup> Co	1173,2	5,20	4,21E-09	1,10E-03
				Всего	1,58E+03

Результаты измерения гамма спектра ОЯ Т [134; с. 481-484]

#### Таблица 3.15

Сравнение результатов измерений [134; с. 481-484]

							Разница
	Druponovuvo	However	Оставшаяся	Оставшаяся	Оставшаяся	Разница между	между
№	выгорание,	пачальная масса <sup>235</sup> U, г	масса <sup>235</sup> U	масса <sup>235</sup> U (2-	масса <sup>235</sup> U (2-	методами (1) и	методами
	/0		(1), г	1), г	2), г	(2-1), %	(1) и (2-2),
							%
1	56,1	304,4	138,98	131,93	124,19	5,07	10,64
2	58,42	301,6	130,96	132,69	127,01	-1,32	3,02
3	59,3	308,1	131,12	129,72	120,48	1,07	8,11
4	60,02	300,2	125,64	114,72	119,56	8,69	4,84
5	60,4	310,8	128,97	122,92	119,29	4,69	7,51
6	62,22	303,2	120,44	122,87	127,48	-2,02	-5,85

В таблице 3.15 приведено сравнение результатов измерений остаточной массы <sup>235</sup>U в ОЯТ, проведенных с измерением спектра <sup>137</sup>Cs HP Ge-детектором (1) и

измерением с помощью счетчика нейтронов с <sup>252</sup>Cf источником нейтронов [91; с. 1-12]: масса <sup>235</sup>U, определенная методом измерения одиночных нейтронов (2-1) и масса <sup>235</sup>U, определенная измерением нейтронов совпадений (2-2). Как видно из таблицы, при сравнении результатов максимальное отклонение измеренных значений двумя различными методами не превышает 10% [134; с. 481-484].

### §3.5. Контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М

Все ядерное топливо, загружаемое в активную зону реактора, должно быть герметичным. С возрастанием выгорания ядерного топлива, на поверхности тепловыделяющих элементов (твэлов) появляются микропоры и микротрещины и элементы деления <sup>235</sup>U выходят из топливной композиции, и этот процесс называется разгерметизацией.

При нормальной работе реактора на номинальном уровне мощности 10 МВт активность теплоносителя не должна превышать 10<sup>-4</sup> Ки/л.

При облучении с высокими потоками нейтронов в конструкционных материалах зарождаются и растут вакансионные поры, что приводит к заметному увеличению объема материала - радиационному распуханию [109; с. 316-321].

Проводился контроль герметичности оболочек (КГО) 12 тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М с различными выгораниями, которые были выгружены из активной зоны исследовательского реактора ВВР-СМ. Активности продуктов деления, выходящих из топливных сборок, были измерены и сравнены с максимально допустимыми значениями. Активности некоторых ТВС были измерены несколько раз по мере возрастания их выгорания и изучено их поведение [110; с. 44-47].

Часть продуктов деления <sup>235</sup>U выходит из ТВС в воду первого контура и частично в надреакторное пространство. Существуют ограничения для выходов радиоактивных веществ из ТВС, превышение которых может указать на разгерметизацию топлива [111; с. 1-47, 112; с. 171-187,113; с. 189-190; 114; с. 283-286].

#### Процедура измерения

Процедура контроля герметичности оболочки включает [135; с. 408]:

- 1. Размещение ТВС в специальный стакан и заполнение его дистиллированной водой.
- 2. Отбор проб воды через 24 часа.
- 3. Измерения активностей продуктов распада в пробах воды.

Специальный стакан (рис. 3.17) опускают в бассейн хранилища ОТВС. ТВС загружен в специальный стакан и стакан плотно закрыт для предотвращения проникновения воды бассейна хранилища в стакан. Стакан заполняют дистиллированной водой через нижнюю трубку и дают ей протечь через стакан в течение 10 минут. После чего стакан заполняют дистиллированной водой и оставляют на 24 часа.

После этого отбираются 10 проб воды (0,5 л каждая) из стакана. Мощность доз этих проб измеряют с использованием прибора FH-40G. Образцы, имеющие более высокие дозы, далее отбираются для измерения их активностей с использованием HPGe детектора. Активности 18 самых наблюдаемых нуклидов - продуктов деления<sup>235</sup>U - отбираются для анализа.

Измерения активностей проб проводятся на гамма спектрометре, состоящем из высокочистого германиевого детектора GC 1020 (диаметр 46 мм, длина 29 мм) и многоканального анализатора InSpector-2000 (Канберра, США). Обработка гамма спектров проводится с помощью программного пакета Genie-2000, входящего в комплект спектрометра. В качестве аналитических линий, для расчета флюенсов тепловых и быстрых нейтронов используются линии 1332,5 кэВ для <sup>60</sup>Со и 834,8 кэВ для <sup>54</sup>Mn.

Наблюдаемые в спектре продуктов деления <sup>235</sup>U двенадцать нуклидов отбираются для анализа.



Рис. 3.17. Специальный стакан для контроля герметичности оболочки

Для проведения контрольных измерений активностей радионуклидов в воде Іго контура реактора была проведена калибровка анализатора и просчитана эффективность регистрации детектора при различных значениях энергии регистрируемого гамма излучения по активности ряда радионуклидов некоторых элементов. Расчет эффективности детектора проводился по формуле:

$$\mu = \frac{A_1}{A_2}$$

где A1-истинная активность радионуклида и A2-измереная детектором активность того же радионуклида.

Активность проб воды измеряли после отбора через 1 час (для спада активностей короткоживущих радионуклидов <sup>16</sup>O, <sup>28</sup>Al, <sup>17</sup>N и др.), 1 сутки и 7-10 суток. Из измеренного спектра определяли удельную активность в теплоносителе следующих радионуклидов: <sup>95</sup>Nb,<sup>95</sup>Zr,<sup>99</sup>Mo,<sup>103</sup>Ru, <sup>106</sup>Ru, <sup>131</sup>I, <sup>133</sup>L,<sup>134</sup>Cs,<sup>137</sup>Cs,<sup>140</sup>La,<sup>141</sup>Ce, <sup>144</sup>Ce, из которых отбирали радионуклиды наиболее характерные для деления <sup>235</sup>U для определения относительной герметичности ядерного топлива активной зоны.

#### Результаты измерений и их анализ

В течение одного квартала был проведен контроль герметичности оболочек ТВС типа ИРТ-4М со следующими номерами (в скобках дано выгорание в %): 438 (1,38), 437 (7,6), 448 (10,3), 434 (21,8), 435 (24,4), 446 (25,2), 431 (36,3), 419 (43,05), 428 (43,4), 429 (46,2), 411 (49,5), 414 (50,21). Были измерены активность воздуха в стакане для КГО, а также активность воздуха над реакторного пространства и воды первого контура.





Рис. 3.18. Гамма-спектр образца воды

Были отобраны 18 самых наблюдаемых нуклидов и их активности представлены в таблицах с 3.16 по 3.20. Общая активность ТВС увеличивается с увеличением выгорания <sup>235</sup>U.

Таблица 3.16

Активность радионуклидов в воде в зависимости от выгорания <sup>235</sup>U в TBC при отборе образцов, Ки/л [112; с.171-187]

Номер ТВС	451	438	437	448	435	446	431	429	419
Выгорание <sup>235</sup> U	1,41	7,9	13,8	15,1	28,7	30,1	42,4	49,4	51,01

Nb-95	2,9E-09	1,7E-08	8,4E-08	1,0E-07	1,3E-07	1,4E-07	7,6E-07	1,0E-06	1,1E-06
Zr-95	0,0E+00	0,0E+00	8,6E-09	8,8E-09	1,1E-08	1,2E-08	8,1E-07	1,1E-06	1,5E-06
Mo-99	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	9,7E-07	1,5E-06	2,7E-06
Ru-103	5,6E-09	3,6E-08	1,8E-08	2,2E-08	1,5E-07	1,5E-07	7,4E-07	1,3E-06	1,7E-06
Ru-106	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	9,1E-07	8,1E-07	1,2E-06
Cd-109	0,0E+00								
I-131	1,2E-08	5,2E-08	1,4E-07	1,5E-07	9,1E-07	9,4E-07	7,1E-06	1,2E-05	1,5E-05
I-133	1,1E-09	1,4E-08	1,1E-07	1,1E-07	1,5E-06	1,6E-06	1,9E-06	1,3E-05	1,7E-05
Cs-134	4,3E-09	7,2E-09	1,8E-08	2,0E-08	9,8E-08	1,3E-07	7,2E-07	8,6E-07	1,1E-06
I-134	0,0E+00								
Xe-135	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	9,1E-07	9,8E-09	1,3E-07	2,2E-07
Cs-137	2,3E-08	9,4E-09	9,0E-08	9,6E-08	1,5E-07	1,6E-07	1,3E-06	1,6E-06	1,7E-06
Xe-138	0,0E+00								
Ce-139	0,0E+00								
La-140	2,4E-08	1,5E-08	8,1E-08	9,7E-08	1,0E-06	1,2E-06	7,6E-06	1,0E-05	1,4E-05
Ba-140	0,0E+00								
Ce-141	2,5E-08	4,2E-09	9,2E-09	9,6E-09	1,5E-07	1,7E-07	1,4E-06	1,7E-06	2,0E-06
Ce-144	9,7E-10	4,3E-09	1,2E-08	1,4E-08	1,6E-07	1,7E-07	1,3E-06	1,8E-06	2,6E-06
Суммарная активность	9,90E-08	1,59E-07	5,69E-07	6,33E-07	4,30E-06	5,62E-06	2,55E-05	4,74E-05	6,18E-05
							1		

Некоторые ТВС измеряли несколько раз, по мере возрастания выгорания. Результаты нескольких измерений активностей воды и воздуха ТВС представлены на рисунке 3.19.



Рис. 3.19. Результаты измерений активности радионуклидов в воде для ТВС

Верхний предел общей активности для нуклидов в ТВС составляет 1,00Е-04 Ки/л. Если предел превышен, то ТВС не подходит для использования. Если значение больше, чем 1,00Е-05 Ки/л, то мы проводим дополнительное изучение ТВС различными способами: визуальное обследование с помощью подводной камеры и измерения.

Верхний предел общей активности для нуклидов в воздухе составляет 7,5Е-07 Ки/л. Если предел превышен, то ТВС непригоден для использования. Если значение больше, чем 7,5Е-08 Ки/л, то мы начинаем дополнительные исследования этой ТВС. В таблице 3.17 и на рисунке 3.20 показана зависимость активности воздуха ТВС от выгорания <sup>235</sup>U в ТВС.



Рис. 3.20. Результаты измерений активности радионуклидов в воздухе для ТВС

Анализы показывают, что измеренные активности радионуклидов в воде первого контура, ниже допустимых пределов (1,00Е-04 Ки/л).

Результаты измерений активностей радионуклидов в воздухе надреакторного пространства и соответствующий ей график приведены на рисунке 3.20. Результаты показывают, что суммарная активность радионуклидов в воздухе надреакторного пространства (1,07Е-07 Ки/л) ниже допустимых пределов (7,50Е-07 Ки/л).

Результаты измерений активности воды первого контура до фильтра, отобранной в течение 64 дней, отображены в таблице 3.18 [115; с. 257-262].

#### Таблица 3.17

Активность радионуклидов в воздухе в зависимости от выгорания <sup>235</sup>U в TBC

Активность воз	духа, Ки/л								
Номер ТВС	451	438	437	448	435	446	431	429	419
Выгорания	1,41	7,9	13,8	15,1	28,7	30,1	42,4	49,4	51,01
Kr-85M	5,22E-11	1,7E-10	5,5E-10	6,2E-10	6,4E-10	6,6E-10	7,2E-09	9,4E-09	1,5E-08
Kr-89	8,74E-10	9,2E-11	6,1E-10	7,1E-10	5,5E-09	6,2E-09	6,1E-09	8,5E-09	2,6E-08
Xe-135	6,62E-10	3,5E-09	5,4E-09	8,1E-09	2,4E-08	2,6E-08	6,3E-08	8,6E-08	9,8E-08
Cs-137	3,74E-13	2,1E-12	4,2E-12	5,6E-12	6,2E-10	6,6E-10	2,5E-10	4,4E-10	5,4E-10

#### при отборе проб, Ки/л

#### Таблица 3.18

Результаты измерений активности радионуклидов в воде первого контура до фильтра в зависимости от даты измерений после отбора, Ки/л, [112; с.171-187]

No	Нуклил	Период		Дата и	змерения по	осле отбора,	дни	
JIZ	пуклид	полураспад а, часы	0	7	21	36	50	64
1	Nb-95	841,439	4,80E-07	2,09E-07	8,25E-07	5,57E-07	4,43E-07	1,05E-06
2	Zr-95	1536,48	4,31E-07	4,70E-07	6,12E-07	6,31E-07	1,04E-06	8,42E-07
3	Mo-99	66,02	6,54E-08	1,02E-07	1,25E-07	1,10E-07	1,49E-07	7,39E-08
4	Ru-103	944,4	8,24E-08	1,24E-07	1,37E-07	1,65E-07	1,07E-07	1,08E-07
5	Ru-106	8836,8	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
6	Cd-109	11136	4,31E-07	2,64E-07	2,25E-07	6,91E-07	1,02E-06	1,02E-06
7	I-131	192,96	9,42E-07	8,46E-07	1,03E-06	1,07E-06	1,36E-06	1,17E-06
8	I-133	20,8	5,08E-06	4,90E-06	8,85E-06	2,92E-06	8,47E-06	8,11E-06
9	Cs-134	18075	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
10	I-134	0,84	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
11	Xe-135	9,11	1,23E-05	1,07E-05	1,45E-05	1,70E-05	1,27E-05	1,97E-06
12	Cs-137	264463	4,82E-07	7,04E-07	1,02E-06	1,36E-06	8,03E-07	1,49E-06
13	Xe-138	0,2355	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
14	Ce-139	3303,84	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
15	La-140	306,936	2,72E-07	5,79E-07	7,97E-07	1,47E-06	1,74E-06	1,74E-06
16	Ba-140	306,936	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
17	Ce-141	780	1,42E-07	1,36E-07	1,65E-07	3,10E-07	1,11E-07	9,08E-08
18	Ce-144	6823,2	4,27E-07	2,43E-07	7,36E-07	1,02E-06	4,65E-07	5,71E-07
	Общая ак	тивность	2,11E-05	1,93E-05	2,90E-05	2,74E-05	2,84E-05	1,82E-05

Результаты измерений активности радионуклидов в воде первого контура, после фильтра, отобранной в течение 64 дней, отображены в таблице 3.19.

#### Таблица 3.19

# Результаты измерений активности радионуклидов в воде первого контура после фильтра в зависимости от даты измерений после отбора, Ки/л, [112;

	н	Период		Дата	а измерения	и после отбо	ра, дни	
JN⊇	Нуклид	полураспада, часы	0	7	21	36	50	64
1	Nb-95	841,439	6,24E-08	4,90E-08	2,49E-07	3,16E-08	1,17E-07	4,71E-08
2	Zr-95	1536,48	1,49E-07	8,43E-08	4,71E-08	4,31E-08	8,51E-08	1,04E-07
3	Mo-99	66,02	1,08E-08	2,43E-08	7,31E-09	6,47E-09	8,46E-09	6,43E-09
4	Ru-103	944,4	6,57E-09	4,95E-08	2,50E-08	4,87E-08	6,47E-09	2,43E-08
5	Ru-106	8836,8	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
6	Cd-109	11136	7,05E-08	4,91E-08	4,69E-08	5,00E-08	8,22E-08	6,51E-08
7	I-131	192,96	6,96E-08	4,95E-08	3,97E-08	7,14E-08	4,23E-08	2,91E-08
8	I-133	20,8	1,27E-07	1,17E-07	1,13E-07	5,09E-07	2,05E-07	7,39E-07
9	Cs-134	18075	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
10	I-134	0,84	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
11	Xe-135	9,11	3,57E-07	2,85E-07	4,47E-06	6,53E-06	1,97E-06	2,04E-07
12	Cs-137	264463	4,28E-10	2,82E-09	0,00E+00	1,09E-08	2,42E-08	9,55E-09
13	Xe-138	0,2355	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
14	Ce-139	3303,84	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
15	La-140	30,69	3,53E-08	5,13E-08	6,65E-08	3,08E-08	2,91E-08	5,09E-08
16	Ba-140	306,936	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
17	Ce-141	780	2,72E-09	4,82E-09	1,65E-08	7,13E-09	1,52E-08	7,13E-09
18	Ce-144	6823,2	1,65E-08	8,43E-08	8,51E-09	8,46E-09	1,31E-08	4,04E-09
(	Общая акт	ивность	9,07E-07	8,51E-07	5,09E-06	7,35E-06	2,60E-06	1,29E-06

c.171-187]

Сравнение результатов измерений активности радионуклидов в воде 1-го контура до и после ионообменного фильтра приведены в таблице 3.20.

Результаты измерений активности радионуклидов в воде первого контура,

отобранных до и после ионообменного фильтра, Ки/л, [112; с.171-187]

		до	после				
№	Нуклид	ионообменного фильтра	ионообменного фильтра				
1	Nb-95	4,80E-07	6,24E-08				
2	Zr-95	4,31E-07	1,49E-07				
3	Mo-99	6,54E-08	1,08E-08				
4	<b>Ru-103</b>	8,24E-08	6,57E-09				
5	<b>Ru-106</b>	0,00E+00	0,00E+00				
6	Cd-109	4,31E-07	7,05E-08				
7	I-131	9,42E-07	6,96E-08				
8	I-133	5,08E-06	1,27E-07				
9	Cs-134	0,00E+00	0,00E+00				
10	I-134	0,00E+00	0,00E+00				
11	Xe-135	1,23E-05	3,57E-07				
12	Cs-137	4,82E-07	4,28E-10				
13	Xe-138	0,00E+00	0,00E+00				
14	Ce-139	0,00E+00	0,00E+00				
15	La-140	2,72E-07	3,53E-08				
16	Ba-140	0,00E+00	0,00E+00				
17	Ce-141	1,42E-07	2,72E-09				
18	Ce-144	4,27E-07	1,65E-08				
	Всего	2,11E-05	9,07E-07				

Также проведены визуальные проверки ОТВС в хранилище №1, рисунок 3.21.



Рис. 3.21. Визуальная проверка ОТВС

Эквивалентная герметичность ядерного топлива в активной зоне ( $\beta_{a.3.}$ ) определяется по измерениям концентрации газовых осколочных радионуклидов в воде І-го контура ( $C_I$ ) и в системе газовых выбросов ( $C_r$ ), исходя из определения герметичности для стационарного состояния как отношение скорости выхода радионуклида к скорости его генерации:

$$\beta_{a.s.} = \frac{1}{E_f W_n} \sum_{i=1}^n \frac{(C_z \cdot Q + \lambda_i C_I V_I)}{\lambda_I \eta_i} ,$$

где Q – расход воздуха в системе спец вентиляции;

V<sub>I</sub> – объем воды І-го контура;

λ<sub>i</sub>;η<sub>i</sub> – константы распада и выход радионуклида при делении соответственно;

E<sub>f</sub>- энергия, выделяемая при одном акте распада;

W – мощность реактора;

n – количество радионуклидов, используемых в усреднении.

Как показал многолетний опыт эксплуатации реактора BBP-CM, используемые методы контроля герметичности ядерного топлива надежны и достаточно чувствительны, а именно, позволяют вести контроль герметичности на уровне

 $(1\div 3)\cdot 10^{-5}$ %, т.е. на уровне допускаемого поверхностного загрязнения ядерного топлива, равного  $10^{-9} \frac{e^{235}U}{cM^2}$ ;

Среднее значение эквивалентной герметичности ядерного топлива активной зоны за последние 5 лет эксплуатации реактора находится на уровне 10<sup>-4</sup>%.

#### Выводы по главе III

По результатам исследования можно сказать, что с использованием метода изотопных отношений достаточно точно можно определить заявленное время работы и мощность реактора. Этим методом определен флюенс в конструкционных материалах, который необходим для определения срока эксплуатации.

Расчет флюенса быстрых нейтронов на корпусах активной зоны и тепловой колонны, опорной решетке и торце ГЭК показал, что самый максимальный флюенс на корпусе активной зоны в 2040 году будет 1,87·10<sup>22</sup>.Это меньше, чем допустимый флюенс нейтронов - 2·10<sup>22</sup> н/см<sup>2</sup>[116; с. 98].

Полученные экспериментальные результаты показывают, что методика определения выгорания ядерного топлива по измерению активности продуктов деления (в данном случае, <sup>137</sup>Cs) является несложной в осуществлении, и при этом, достаточно точной. При сравнении полученных результатов с нейтронным методом, среднее расхождение составило около 12%.

Обнаружено, что смоделированные счетчики нейтронов для отработанных тепловыделяющих сборок ИРТ могут быть успешно подтверждены результатами измерений, полученными с помощью прибора AEFC. Разработанный нами метод можно использовать при определении массы урана в ОЯТ. Первый метод измеряет величину выгоревшего  $^{235}$ U в ОЯТ, а второй метод измеряет непосредственно оставшуюся в ОЯТ массу  $^{235}$ U.

Использование обоих методов дает полную информацию о состоянии ОЯТ. Использованный метод является простым и доступным. Сравнение результатов измерений различными методами дает неплохие результаты, нет необходимости использования дополнительных источников нейтронов и специального оборудования.

Результаты измерений герметичности ТВС показали, что разгерметизация ядерного топлива на реакторе ВВР-СМ не наблюдается, и активность всех нуклидов ниже максимально допустимой активности. Ядерное топливо типа ИРТ-4М, которое было исследовано в ходе экспериментов, находится в хорошем состоянии, а использованный метод показывает хорошие результаты. Поведение активностей нуклидов с возрастанием выгорания увеличивается согласно известному поведению активности отработавшего ядерного топлива. Ядерное топливо типа ИРТ-4М может быть использовано в активной зоне до значений более, чем 65% выгорания без вреда для эксплуатации и радиационной обстановки.

Исследованное ядерное топливо было визуально осмотрено настолько, насколько это было возможно. Ни трещин, ни разрывов, ни набуханий или какихлибо других повреждений не наблюдалось. Это показывает аккуратное обращение с ядерным топливом при их загрузке и выгрузке в активную зону или из зоны персоналом, а также качественное изготовление ядерного топлива ее производителем.

### ГЛАВА 4. ВНЕДРЕНИЕ НОВЫХ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НА РЕАКТОРЕ ВВР-СМ

#### §4.1. Экспериментальные устройства в активной зоне реактора СМ

После перевода реактора на использование ТВС типа ИРТ-4М с топливом 19.7%-го обогащения, он вначале эксплуатировался с загрузкой активной зоны из 20 6-ти трубных ТВС ИРТ-4М. В 2017 году количество ТВС в активной зоне ВВР-СМ было увеличено до 24, и реактор, в основном, стал эксплуатироваться с этой загрузкой при мощности 10 МВт.

В 9 ТВС размещены каналы с рабочими органами (PO) СУЗ: 3 органа аварийной защиты и 4 органа компенсации реактивности. В других 9 ТВС установлены каналы, которые используются, в основном, для облучения изотопов сера-32 и сера-33 с целью наработки по ядерным реакциям (n, p) изотопов фосфор-32 и фосфор-33. Для облучения таких изотопов или соединений, как ксенон-124, TeO<sub>2</sub>, MoO<sub>3</sub> и других, используются вертикальные каналы, установленные в бериллиевых блоках отражателя. Каналы в отражателе используются также и для нейтронно-активационного анализа.

Максимальная плотность потока тепловых нейтронов (с E<0,625 эВ) в вертикальных каналах в отражателе –1,1×10<sup>14</sup> н/см<sup>2</sup>с.

Максимальная плотность потока быстрых нейтронов (с E>0,821 МэВ) в вертикальных каналах в 6-ти трубных TBC – 5,0×10<sup>13</sup> н/см<sup>2</sup>с.

Горизонтальные экспериментальные каналы (ГЭК) реактора BBP-CM используются для различных научно-исследовательских работ сотрудниками лабораторий ИЯФ АН РУз.

125

# §4.2. Влияние спектра нейтронов в вертикальных каналах ВВР-СМ на наведенную радиоактивность и окраску природных топазов

#### §4.2.1. Облучение минералов потоками быстрых нейтронов

В настоящее время радиационные технологии окрашивания (облагораживания) многих разновидностей природных минералов для ювелирных изделий поставлены на промышленную основу. Главным сдерживающим фактором их развития на мировом рынке является радиоактивность камней, наведенная при облучении. Известно, что при радиационной обработке алюмосиликатных минералов в ядерном реакторе основной вклад в наведенную радиоактивность камней вносят тепловые и резонансные нейтроны. Поэтому разрабатываются способы и устройства выделения быстрых нейтронов, приводящие к снижению остаточной радиоактивности камней топазов при их окрашивании в голубой и синий цвет для ювелирных целей. Например, в контейнер с камнями помещают также вещество или смесь веществ, которые содержат элементы, поглощающие тепловые и резонансные нейтроны в потоке реактора, за счет чего уменьшается наведенная активность облученных минералов [117]. При этом необходимо рассчитывать плотность заполнения каждого контейнера веществами, поглощающими нейтроны, в каждом конкретном случае, а также учитывать то, что при увеличении массы облучаемых минералов увеличивается и количество вещества, поглощающего тепловые и резонансные нейтроны, что приводит к уменьшению запаса реактивности активной зоны реактора и снижает производительность радиационной обработки.

Используя приведенные расчетные и экспериментальные значения потоков быстрых и тепловых нейтронов, а также их распределение по каналам, были выбраны позиции в исследовательском реакторе BBP-CM ИЯФ АН РУз с максимальным отношением  $\Phi_6/\Phi_T$  для облучения топазов.

В таблице 4.1 приведены экспериментальные значения активности изотопов при облучении топазов в каналах, сильно различающихся вкладом тепловых и резонансных нейтронов из общего спектра. В результате проведенных экспериментов были найдены условия облучения, которые позволили уменьшить в 3 раза наведенную активность минерального сырья или ограненных кристаллов топазов даже при увеличении массы облучаемых камней [118; с. 288-293].

Было также установлено, что наведенная активность облученных камней уменьшается за 6 месяцев до 74 Бк/г, что по международным нормам МАГАТЭ не представляет радиационной опасности для потребителей и допустимо для перевозок пассажирским транспортом. Соответствие радиационно-наведенной окраски установленным ювелирным стандартам проверяли методами оптического поглощения, термического и фото отжига [119; с. 2-148].

#### Таблица 4.1

Активность радионуклидов, образующихся в топазах при облучении в

Изотопы	А, Бк/г
<sup>110m</sup> Ag	1,05.10-2
<sup>58</sup> Co	1,07.10-4
<sup>60</sup> Co	2,26
<sup>51</sup> Cr	5,16·10 <sup>-3</sup>
<sup>134</sup> Cs	16,3
<sup>152</sup> Eu	22,5
<sup>59</sup> Fe	2,82.10-4
<sup>54</sup> Mn	2,90
<sup>95</sup> Nb	4,03.10-3
<sup>233</sup> Pa	1,61·10 <sup>-3</sup>
<sup>86</sup> Rb	2,40·10 <sup>-3</sup>
<sup>46</sup> Sc	1,74
<sup>182</sup> Ta	5,58
<sup>65</sup> Zn	6,46·10 <sup>-1</sup>
<sup>95</sup> Zr	8,72·10 <sup>-2</sup>
	1

#### каналах реактора ВВР-СМ

\_\_\_\_

На рис. 4.1 показаны спектры оптического поглощения плоскопараллельных полированных пластинок кристаллов топаза: природного бесцветного до облучения (кривая 1) и после облучения в условиях  $\Phi_6 > \Phi_T$  (кривая 2).



Рис. 4.1. Спектр оптического поглощения кристаллов топаза: - бесцветного до облучения (1) и синего после облучения (2)

Видно, что спектр поглощения исходного природного бесцветного кристалла топаза не имеет никаких полос в видимой и ближней ИК-области, в УФ-области есть широкая полоса с максимумом около 245 нм и край полосы около 190 нм. После облучения образуется дискретный уровень с очень высокой оптической плотностью (заселенностью) при 255 нм, асимметричная полоса при 300 нм с крылом рассеяния до 400 нм и очень широкая слабая полоса с максимумом при 620 нм. Эти две полосы и обусловливают синий цвет топаза, требуемый ювелирным стандартом. Окраска природных голубых топазов предположительно связана с наличием *R*-центров (пара анионных вакансий, захвативших один или два электрона), ответственных за полосу поглощения 15 300 см<sup>-1</sup> [120].

Окраска облученных топазов оказывается устойчивой к яркому освещению и нагреву до 200 °C. Кроме того, в них не образуются нежелательные дефекты структуры, ответственные за серую или коричневую окраски.

В таблице 4.2 приведены максимально допустимые активности изотопов в 1 грамме топазов.

#### Таблица 4.2

N⁰	Изотоп	Т1/2, дни	Предел, Бк/г	N⁰	Изотоп	Т1/2, дни	Предел, Бк/г
1	Ag-110m	249	11,1	13	Mn-54	312,4	37
2	As-76	1,1	7,4	14	Nb-95	34,97	37
3	Ba-131	11,5	74	15	Np239	2,355	0,04
4	Br-82	1,47	111	16	Pa-233	27	0,04
5	Ce-141	32,5	33,3	17	Rb-86	18,65	25,9
6	Co-58	70,9	18,5	18	Sb-124	60	7,4
7	Co-60	1924	37	19	Sc-46	83,81	14,8
8	Cr-51	27,7	740	20	Sc-47	3,34	33,3
9	Cs-134	754	3,33	21	Ta-182	114,4	14,8
10	Eu-152	4944	22,2	22	Tb-160	72,3	14,8
11	Fe-59	44,5	22,2	23	W-187	1	25,9
12	Hf-181	43,4	25,9	24	Zn-65	243	37
				25	Zr-95	64	22,2

Максимально допустимые активности радионуклидов в 1 грамме топазов

Известен оптический эффект - чем крупнее камень, тем темнее кажется его окраска, даже если концентрация центров окраски в мелком и крупном камнях одинакова. Поскольку концентрация центров окраски прямо пропорциональна дозе облучения, а ювелирная оценка интенсивности окраски камня визуальная и поэтому связана с его размерами, то в радиационной технологии окрашивания до выбранного ювелирного стандарта цвета можно варьировать потоки быстрых нейтронов и время облучения в соответствии с размерами камней и выбирать соответствующий канал в реакторе. В этой связи с учетом измеренного распределения нейтронных потоков в активной зоне, были проведены серии облучений и получены экспериментальные зависимости времени облучения от положения канала в зоне, а также от размера камней для получения синего цвета (рис. 4.2). Была проведена теоретическая экспериментальной кривой, аппроксимация которая хорошо согласуется с экспериментальными данными  $y = 70,5 x^{-0.75}$ .

В результате исследования была определена зависимость цвета камней от времени облучении в каждом вертикальном канале реактора (рис. 4.2). Номера вертикальных каналов 6-2, 1-4, 1-5, 2-3, 2-6, 3-1, 3-2, 3-7, 5-1, 5-8, 6-7.



Размер камней, мм

Рис. 4.2. Зависимость времени облучения от вертикальных каналов реактора

Также определены время хранения камней до отправки в зависимости от размера и цвета (см. рисунок 4.3).

Цвет камней	Цвет камней Размер,		
	ММ	хранения до	
		отправки	
		месяц	
	1-4	10-11	MER OFFICER , COMPARING AND
Baby (Sky) Blue	5-8	6-7	
	9-14	4-5	
	15-30	3-4	
	1-4	21-22	Address operation of party acres
Swiss Blue	5-8	12-14	8.97
60%	9-14	9-10	
	15-30	5-7	
	1-4	28-30	ADDITION OF THE OWNER
Super Swiss	5-8	16-19	00°00
	9-14	12-14	
	15-30	6-9	and the second second second
	1-4	36+	ROLL INCOMENT COMPANY
London Blue	5-8	21-24	and the second
100%	9-14	15-18	
	15-30	8-12	

Рис. 4.3. Зависимость времени отправки камней после облучения от размера и цвета

На рисунке 4.4 приведены топазы различных размеров после облучения на реакторе BBP-CM. До облучения все камни были бесцветные.



Рис. 4.4. Топазы различных размеров после облучения на реакторе ВВР-СМ.

Для облучения камней были разработаны различные блок-контейнеры (рис. 4.5 и 4.6).



Рис. 4.5. Разработанный вертикальный облучательскии канал и блокконтейнеры для облучения топазов



Рис. 4.6. Фотография различных контейнеров, разработанных для облучения

топазов

Таким образом, экспериментально измерены плотности потока нейтронов с энергиями от 0,025 эВ до 12 МэВ во всех каналах активной зоны реактора ВВР-СМ активационным методом с помощью пороговых мониторов (Au, Ni, Fe, Ti, Mg, Y). Сравнение плотности потоков нейтронов разных энергий с расчетами, проведенными по программам ИРТ-2Д, показало их согласие в пределах 5%. Получено распределение потоков и спектров нейтронов в активной зоне, что имеет практическое значение для радиационных технологий. Проведены серии облучений топазов и найдены экспериментальные зависимости времени облучения от положения канала в зоне, а также от размера камней для получения стандартного голубого и синего цвета [118; с. 288-293]. Найдены условия облучения, позволяющие снизить в 3 раза наведенную радиоактивность минералов благодаря увеличению отношения потоков быстрых нейтронов к тепловым.

# §4.3. Оценка производительности <sup>99</sup>Мо из природного молибдена в исследовательских реакторах

Молибден-99 и его дочерний радионуклид <sup>99m</sup>Tc являются одними из важнейших радионуклидов в медицинской диагностике. Чтобы позволить различным исследовательским реакторам в мире оценить свои производственные возможности по наработке <sup>99</sup>Мо, в 2015 году МАГАТЭ организовало межлабораторное испытание, где 16 институтов со всего мира, которые имеет исследовательские реакторы, облучали крупные образцы природного молибдена, измеряли индуцированную радиоактивность И пытались предсказать экспериментальные результаты количественно путем выполнения модельных расчетов. Участники этого испытания измерили и рассчитали активности по насыщению, достигаемые для реакции <sup>98</sup>Мо (n, γ) <sup>99</sup>Мо. Эта реакция представляет интерес как средство для локального и в небольших масштабах производства <sup>99</sup>Мо из природного молибдена. Обнаружено, что в этом случае большое значение имеет активация над тепловыми нейтронами, а также самоэкранирование тепловых нейтронов.

133

Распад молибдена-99 происходит по двум путям: переход <sup>99</sup>Мо в <sup>99m</sup>Tc (87,5%) и в <sup>99</sup>Tc (12,5%). Гамма-излучение технеция-99m связано с переходом в стационарное состояние <sup>99</sup>Tc энергией фотонов 140 кэВ. В то же время поставка <sup>99</sup>Мо находится под угрозой, поскольку она производится только в нескольких местах, и в основном в виде из продуктов деления <sup>235</sup>U. <sup>99</sup>Mo, продукт деления <sup>235</sup>U, имеет очень высокую удельную активность после химического отделения от других продуктов деления, но недостатком является образование большого количества радиоактивных отходов. В последнее время производителям также мешает ограниченное использование высокообогащенных урановых мишеней в качестве исходного материала. Изотопный состав природного молибдена приведен в таблице 4.3.

#### Таблица 4.3

$A_{Mo}$	92	94	95	96	97	98	100
%	14,8	9,3	15,9	16,7	9,6	24,1	9,6

Изотопный состав природного молибдена

Теоретическая удельная активность «чистого» <sup>99</sup>Мо равна 480 кКи/г.

Международное агентство по атомной энергии [121; с. 1-168, 6; с. 714] и другие организации [7; с. 385-399, 8; с. 1817-1820] предлагают более распределенную сеть из производственных площадок <sup>99</sup>Мо, где она будет производиться через реакцию <sup>98</sup>Мо (n,  $\gamma$ ) <sup>99</sup>Мо [9; с. 203-214].

Химические методы разделения атомов были разработаны для отделения <sup>99m</sup>Tc от изотопов молибдена для улучшения удельной активности продукта [10; с. 499-506].

В 2012 году в институте Atom в Вене было выполнено технико-экономическое обоснование для небольших образцов MoO<sub>3</sub> [11; с. 413-418]. Рябчиков и др., [12; с. 364-368] сообщили о сложной взаимосвязи между скоростью образования <sup>99</sup>Mo, спектром нейтронов и эффектами самоэкранирования нейтронов при различных резонансных энергиях при облучении природного и обогащенного молибдена, заключив, что использование обогащенного молибдена оказывает незначительное влияние на скорость активации через самоэкранирование над тепловыми нейтронами другими изотопами молибдена. В обеих работах подчеркивается преобладание

эпитермального вклада в скорости активации. Надтепловой вклад нейтронов иногда упускается из виду при сравнении этого пути производства с другими [13; с. 773-779]. В Японии производство <sup>99</sup>Мо из <sup>98</sup>Мо, из твердого и растворенного Мо были исследованы в качестве мишеней [14; с. 1151-1158]. В работе [15; с. 321-326] сообщается об измерениях поперечного сечения реакции <sup>98</sup>Мо (n, γ) <sup>99</sup>Мо и резонансного интеграла, выполненные на металлической фольге (толщиной 0,15 мм для естественного молибдена).

#### §4.3.1. Теоретические основы расчетов потоков нейтронов

В производстве <sup>99</sup>Мо, через реакцию 98Мо (n,  $\gamma$ ) 99Мо, важную роль играют спектр нейтронов в исследовательском реакторе. При этом, достижимое насыщение активности менее вероятно, но достигнутые активности могут быть вполне достаточными для местных нужд. Впоследствии это также может улучшить эффективность использования исследовательских реакторов.

Чтобы быстро оценить производственную способность 99Мо в данной установке для облучения показаны конкретные активности насыщения, которые следует ожидать в установке для облучения с потоком нейтронов 10<sup>13</sup> см<sup>-2</sup>с<sup>-1</sup>, в зависимости от отношения тепловой/эпитермальный поток для типичных значений оксида молибдена и металлического молибдена толщиной 1 мм, рассчитанных с использованием процедур и уравнений, где был использован метод поправки на самоэкранирование эпитермальных нейтронов.

В дальнейшем рассмотрим часто используемые существующие методы моделирования скорости активации нейтронов и как они связаны друг с другом. В разных реакторах применяются различные методы определения потока тепловых нейтронов (также известного как «скорость потока тепловых нейтронов») и потока эпитермальных нейтронов, и возникшая путаница может привести к ошибочной оценке производства активности [122; с. 493-499].

135

Если в экспериментах по активации поток нейтронов можно считать однородным в образце, то скорость активации R (s<sup>-1</sup>) на атом определяется выражением:

$$R = \int_0^\infty \Phi(v) \,\sigma(v) dv = \int_0^\infty \Phi(E) \sigma(E) dE, \tag{4.1}$$

где v - скорость нейтронов (мс<sup>-1</sup>), (v)  $\sigma$ - сечение захвата нейтронов (м<sup>-2</sup>) для нейтронов со скоростью v, а  $\Phi(v)dv$ - поток нейтронов (м<sup>-2</sup>c<sup>-1</sup>) со скоростью между v и v+dv, Еэнергия нейтронов (eV),  $\sigma$  (E) - сечение захвата нейтронов (м<sup>-2</sup>) для нейтронов с энергией E, а  $\Phi(E) dE$  - поток нейтронов (м<sup>-2</sup>c<sup>-1</sup>) с энергиями между E и E+dE [136; с. 409-418].

Если в качестве источника нейтронов используется ядерный реактор, полезно выделить три области энергии (см. рисунок 4.7): тепловую область (где нейтроны находятся в тепловом равновесии с замедлителем, их скорости представлены распределением Максвелла – Больцмана и (n,  $\gamma$ ) сечения захвата нейтронов в основном обратно пропорциональны скорости нейтронов), эпитермальную область (где замедляются нейтроны, поток нейтронов примерно обратно пропорционален энергии нейтронов, а сечения захвата (n,  $\gamma$ ) демонстрируют резонансы) и область быстрых нейтронов (где нейтроны имеют распределение энергии, обусловленное излучением быстрых нейтронов в процессе деления <sup>235</sup>U, а сечения захвата (n,  $\gamma$ ) очень малы).

Тепловая область берется здесь в диапазоне от 0 до 0,55 эВ, где 0,55 эВ - это «энергия отсечки Cd», а соответствующий поток нейтронов затем называется «субкадмиевым потоком», эпитермальная область от 0,55 эВ до 100 кэВ как «поток эпикадмия» и быстрая область от 100 кэВ до нескольких МэВ.



Рис. 4.7. Энергетическое распределение нейтронов [123; с. 49]

Уравнение (4.1) тогда можно записать в виде:

$$R = \int_0^{0.55} \Phi(E) \,\sigma(E) dE + \int_{0.55}^{10^5} \Phi(E) \sigma(E) dE + \int_{10^5}^{\infty} \Phi(E) \sigma(E) dE, \qquad (4.2)$$

Далее предполагается, что сечение захвата нейтронов в тепловой области можно записать в виде:

$$\sigma(v) = \frac{\sigma_0 v_0}{v},\tag{4.3}$$

где  $v_0$  - 2200 м/с, а  $\sigma_0$  - сечение захвата нейтронов (м<sup>2</sup>) для нейтронов с такой скоростью, и это:

$$\Phi_{\rm e}({\rm E}) = \frac{\Phi_{\rm e}}{{\rm E}},\tag{4.4}$$

где Φ<sub>e</sub> - эпитермальный поток (м<sup>-2</sup> c<sup>-1</sup>) при 1 эВ. Кроме того, вклад быстрых нейтронов считается пренебрежимо малым, поскольку сечения захвата (n, γ) очень малы для таких нейтронов. Уравнение (4.1) затем переходит в

$$R = \int_0^{10251} \Phi(\nu) \frac{\sigma_0 \nu_0}{\nu} d\nu + \int_{0,55}^{10^5} \frac{\Phi_e \sigma(E)}{E} dE, \qquad (4.5)$$

где 10251 м/с - скорость нейтрона, соответствующая 0,55 эВ. Теперь можно наблюдать, что

$$n = \int_0^{10251} \frac{\Phi(v)}{v} dv, \tag{4.6}$$

где n - плотность нейтронов (м<sup>-3</sup>) в тепловой области, а обычный поток тепловых нейтронов Ф<sub>0</sub> определяется как

$$\Phi_0 = nv_0 \tag{4.7}$$

Резонансный интеграл  $I_0$  (м<sup>2</sup>) определяется как

$$l_0 = \int_{0,55}^{10^5} \frac{\sigma(E)}{E} dE, \qquad (4.8)$$

Так что уравнение (4.1) можно написать в виде [122; с. 493-499]:

$$\mathbf{R} = \sigma_0 \Phi_0 + I_0 \Phi_0, \tag{4.9}$$

Значения для  $\sigma_0$  и I<sub>0</sub> сведены в таблицу и широко доступны в литературе [124], а также в онлайновых базах данных.

#### §4.3.2. Эпитермальная активация и самоэкранирование

Если ядро, возникшее в результате захвата теплового нейтрона имеет резонансную энергию, близкую к возбужденному состоянию, в котором оно будет создано, сечение захвата не будет обратно пропорционально скорости нейтрона в тепловом диапазоне. Тогда скорость теплового захвата R<sub>t</sub> аппроксимируется

$$R_t = g(T)\sigma_0\Phi_0 \tag{4.10}$$

где g(T) - фактор Уэсткотта, для которого имеются табличные значения как функция температуры T распределения нейтронных скоростей Максвелла – Больцмана [125; с. 553-565]. Только несколько (n,  $\gamma$ ) -реакций демонстрируют этот эффект в определенной степени в условиях исследовательского реактора. В сообществе нейтронно-активационного анализа, где интересна максимально возможная точность, установлено, что форма эпитермального спектра нейтронов лучше описывается следующей формулой:

$$\Phi_{\rm e}({\rm E}) = \frac{\Phi_{\rm e}({\rm E}_1)}{(\frac{{\rm E}}{{\rm E}_1})^{1+\alpha'}}$$
(4.11)

где E<sub>1</sub> равно 1 эВ и α характеризует отклонение от идеального эпи термального спектра [126; с. 371-375]. Соответственно, определение резонансного интеграла меняется на

$$I_0 = \int_{0,55}^{10^5} \frac{\sigma(E)}{(\frac{E}{E_1})^{1+\alpha}} dE,$$
(4.12)

что приводит к дополнительному параметру, характеризующему зависимость I<sub>0</sub> от α, т.е. эффективной энергии резонанса E<sub>r</sub>. Это отношение может быть выражено как

$$I_0(\alpha) = \frac{I_0 - 0.429}{E_r^{\alpha}} + \frac{0.429}{(2\alpha + 1)0.55^{\alpha}},$$
(4.13)

Когда облучаются образцы, которые непрозрачны для нейтронов из-за рассеяния или поглощения, это влияет на поток нейтронов внутри материала. Это явление называется самоэкранированием нейтронов и зависит от состава, размера и формы образца, а также от энергии падающего нейтрона.

Со всеми этими уточнениями средняя частота захвата образца тогда определяется как

$$R = g(T)G_t\sigma_0\Phi_0 + G_eI_0(\alpha)\Phi_{e_i}$$
(4.14)

где G<sub>t</sub> и G<sub>e</sub> - поправочные коэффициенты для само экранирования тепловых и эпитермальных нейтронов.

Удельная активность насыщения А<sub>s</sub> (Бк г<sup>-1</sup>) может быть затем рассчитана с

$$A_{s} = \frac{R \Theta N_{A}}{M}, \qquad (4.15)$$

где  $\theta$  - изотопное содержание, N<sub>A</sub> - число Авогадро, а М - молярная масса элемента.

В других работах аналогичные выражения получены, но поток тепловых нейтронов может быть определен по-другому. Например, Беккурс и Вирц [122; с. 493-499] определяют тепловой поток Ф<sub>т</sub> как

$$\Phi_{\rm T} = n \langle v \rangle = n \frac{2}{\sqrt{\pi}} \sqrt{\frac{T}{T_0}} v_0 \tag{4.16}$$

и соответствующее усредненное по потоку тепловое сечение Максвелла – Больцмана

$$\sigma_{\rm T} = \langle \sigma \rangle = \frac{\int_0^\infty \Phi(v)\sigma(v)dv}{\int_0^\infty \Phi(v)dv} \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sqrt{\frac{T_0}{T}} \sigma_0, \tag{4.17}$$

где T - температура, связанная с распределением скоростей Максвелла – Больцмана, а T<sub>0</sub> - 293,6 К.

В каждом соглашении определения теплового сечения и потока тепловых нейтронов совпадают, поэтому произведение R = Фσ всегда получается одинаковым. Таким образом, выбор метода является произвольным, если используются соответствующие совпадающие пары определений σ и Φ.

Из-за легкой доступности литературных значений для  $\sigma_0$  и I<sub>0</sub>, уравнение (4.14) с его параметрами принимается как соглашение, чтобы связать другие, в этом случае, напишем:

$$\Phi_0 = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sqrt{\frac{T_0}{T}} \Phi_T \tag{4.18}$$

# §4.3.4. Методы определения потока эпитермальных и эпикадмиевых нейтронов

Поток эпитермальных или эпикадмиевых нейтронов часто определяется как

$$\Phi_{\rm e}^* = \int_{E_{min}}^{E_{max}} \Phi(E) dE, \qquad (4.19)$$

где E<sub>min</sub> и E<sub>max</sub> - пределы энергии, выбранные для интеграции - для этой цели используются различные значения. Используя формулу E<sub>q</sub> (4.4), два эпитермальных потока связаны

$$\Phi_{\rm e}^* = \int_{E_{min}}^{E_{max}} \frac{\Phi_{\rm e}}{E} = \Phi_{\rm e}[In(E_{max}) - In(E_{min})], \qquad (4.20)$$

или

$$\Phi_{\rm e} = \frac{\Phi_{\rm e}^*}{\ln(\frac{E_{\rm max}}{E_{\rm min}})} \tag{4.21}$$

#### §4.3.5. Параметры спектра: тепловое/эпитермальное соотношение

Форма нейтронного спектра может быть охарактеризована параметром f, то есть отношением теплового к эпитермальному потоку, определяемым как

$$f = \frac{\Phi_0}{\Phi_e} \tag{4.22}$$

так что

$$\Phi_{\rm e} = \frac{\Phi_0}{\rm f},\tag{4.23}$$

и часто также с соотношением кадмия R<sub>Cd</sub>, т.е. отношением скорости активации без и с покрытием кадмия, определяемым как

$$R_{Cd} = \frac{\left(\sigma_0 \Phi_0 + I_0(\alpha) \Phi_e\right)}{I_0(\alpha) \Phi_e} \tag{4.24}$$

так что

$$\Phi_{\rm e} = \Phi_0 \frac{\sigma_0}{I_0(\alpha)} \frac{1}{({\rm R}_{\rm Cd} - 1)}$$
(4.25)

Как правило, золото используется в качестве монитора потока, и в качестве следствия должны использоваться табулированные значения для σ<sub>0</sub> и I<sub>0</sub> для реакции

<sup>197</sup>Au (n, γ) <sup>198</sup>Au. Несостоявшееся экранирование субкадмиевых нейтронов кадмиевым покрытием, а также самоэкранирование нейтронов в мониторе магнитного потока здесь не рассматривалось.

# §4.3.6. Определение энергетического спектра плотности нейтронов в активной зоне

Параметры нейтронного спектра (U<sub>0</sub>, Ue, f, a и т. д.) могут быть определены различными способами, начиная от теоретических расчетов по методу Монте-Карло, где реактор и облучательная установка моделируются в полном объеме, до экспериментального облучения и измерения соответствующих комбинаций элементов (таких как Zr-Au или Cr-Mo-Au), возможно, с покрытием кадмия и без него.

Поток как теплового, так и эпитермального нейтронов имеет тенденцию быть неоднородным по всему образцу. Отношение усредненного по объему потока внутри образца и потока в том же месте в отсутствие образца является поправочным коэффициентом самоэкранирования.

В тепловой области уравнения для расчета этих факторов легко доступны для различных форм образцов. Хороший обзор дает Де Корте [122; с. 493-499].

В эпитермальной области ситуация более сложная из-за наличия резонансных энергий, где поглощение нейтронов может быть чрезвычайно высоким. В этой работе использовались два подхода: программное обеспечение MATSSF, разработанное Трковым [125; с. 553-565], и метод Мартиньо [126; с. 371-375] и Чилиана [127; с. 745-749].

Страны-участницы и реакторы представлены в таблице 4.4.

МАГАТЭ отправило 3 образца молибдена каждому участнику: прибл. 1 г Mo<sub>2</sub>O<sub>3</sub> в полиэтиленовой капсуле (внутренний диаметр 9 мм, высота 9 мм) и два прямоугольных куска металла Mo 10x10x1 и 50x10x1 мм, весом около 1 и 5 г, соответственно.

141

#### Таблица 4.4

N⁰	Страна-участник	Реактор	Мощность
			(MBt)
1	Чили	RECH-1	5
2	Египет	ETRR-2	22
3	Венгрия	BRR	10
4	Индия	DHRUVA	100
5	Казахстан	WWR-K	6
6	Корея	HANARO	30
7	Малайзия	RTP	1
8	Мексика	TrigaMark III	1
9	Марокко	MA-R1	2
10	Нидерландия	HOR	2
11	Перу	RP-10	10
12	Португалия	RPI	1
13	Румыния	Triga II Pitesti	12
14	Словения	TrigaMark II	0.25
15	Украина	BBP-M	8
16	Узбекистан	BBP-CM	10
17	Вьетнам	Dalat RR	0.5

#### Страны-участницы, реакторы и их максимальные тепловые мощности

На основании параметров спектра нейтронов использованной облучательной установки, как сообщили участники, были рассчитаны скорости захвата и удельная активность насыщения для очень небольшого образца природного молибдена (т.е. с пренебрежимо малым экранированием нейтронов), а также для фактических крупногабаритных образцов молибдена. Применялись оба метода эпитермальной коррекции самоэкранирования.

Большинство участников экспериментально активировали три образца молибдена и измерили индуцированные активности, используя детектор Ge (HP).

Время облучения, охлаждения и измерения должно быть выбрано так, чтобы точность времени облучения была лучше, чем 1%, время охлаждения было бы

достаточно длинным, чтобы можно было измерять образцы с мертвым временем ниже 10%, и измерение обеспечит неопределенность Пуассона в наблюдаемой области пика менее 1%.

Из наблюдаемых площадей пиков рассчитывали скорости захвата во время активации (в процессе коррекции на мертвое время, эффекты суммирования совпадений и подсчета различий геометрии), используя

$$R = \frac{\lambda N_p}{(1 - e^{-\lambda t_{ir}})e^{-\lambda t_d}(1 - e^{-\lambda t_m})\gamma\varepsilon} \frac{M}{w N_{A\nu}\theta}$$
(4.26)

где Np - площадь пика после поправки на мертвое время во время измерения,  $t_{ir}$ ,  $t_d$  и  $t_m$  - время облучения, время затухания и время счета (c),  $\lambda$  - скорость затухания (c-1),  $\gamma$  - вероятность гамма-излучении ,  $\varepsilon$  - эффективность регистрации полной энергии, а w - масса образца (г).

Эффективность обнаружения для образцов молибдена отличалась от эффективности обнаружения, измеренной с помощью небольших калибровочных источников, что требовало коррекции гамма-излучения и геометрических эффектов. Участники, которые оценили эти поправки, использовали телесно-угловые подходы, где численное интегрирование выполняется по объему образца, принимая во внимание длину пути через образец к детектору, а также расстояние от детектора. Результатом является один поправочный коэффициент, а не два отдельных для геометрии и самопоглощения. Кроме того, <sup>99</sup>Мо испускает фотон с энергией 740 кэВ одновременно с 181 кэВ, так что необходимо применять поправки, суммирующие истинное совпадение. Получено конкретное уравнение (4.15). Наконец, измеренные удельные активности насыщения сравнивались с рассчитанными для оценки качества различных используемых методов.

Во время семинара в МАГАТЭ в Вене в декабре 2015 года участники сравнили примечания, исправили свои результаты для ряда найденных проблем и определились с лучшими ядерными данными и методами, которые будут использоваться для оценки скорости производства <sup>99</sup>Мо. Использованные ядерные данные, все взяты из De Corteetal [122; с. 493-499].

143

### §4.3.7. Характеристика нейтронного спектра

Характеристики используемых Ge детекторов показаны в таблице 4.5.

#### Таблица 4.5

N⁰	Страна	Диаметр	Высота	Расстояние	Пиковая	Примечание
		(мм)	(мм)	(мм)	эффективность	(кэв)
1	Египет	80	100	100	7.81.10-3	740
					7.60.10-3	778
2	Марокко	58.5	76.3	100	1.93.10-3	
3	Малайзия	50	20	223	1.54.10-3	
4	Вьетнам	69.4	67.1	50	1.08.10-3	140
5	Венгрия	64.9	89.6	300	5.88·10 <sup>-3</sup>	
	Узбекистан	46	29	100	1.54.10-3	
6	Казахстан	59	50	60	4.94·10 <sup>-3</sup>	
7	Нидерланды	55	60	150	1.12.10-3	
8	Португалия	51	48	295	5.41.10-3	366
					3.30.10-3	740
					3.18.10-3	778
					$3.05 \cdot 10^{-3}$	822
9	Румыния	50	65.4	100	1.74.10-3	
				150	9.24·10 <sup>-3</sup>	
				200	$5.75 \cdot 10^{-3}$	
				250	$3.90 \cdot 10^{-3}$	
10	Словения	35.5	50	160	1.88.10-3	
11	Украине	74	53	1510	3.63.10-3	778
12	Чили	49	36	55	2.50.10-3	
13	Мексика	42	43.5	57	1.29.10-3	
				107	3.60.10-3	
14	Перу	80.3	54	240	1.58.10-3	

Характеристики детектора

Кривые эффективности регистрации при полной энергии были определены для источников со смесью радионуклидов, излучающих гамма-излучения с различной энергией или комбинацию калибровочных точечных источников, измеренных во всех
случаях на одинаковых расстояниях от детектора, как и используемые для измерений образцы. С этой целью каждый участник использовал свой собственный неуказанный источник ядерных данных. Все участники использовали один и тот же выход гаммалиний для гамма-излучения <sup>99</sup>Мо.

Показанная эффективность обнаружения применима к основной энергии <sup>99</sup>Мо 740 кэВ.

В таблице 4.6 показаны удельные активности насыщения для небольших молибденовых мишеней, рассчитанные из параметров спектра нейтронов и ядерных данных для реакции <sup>98</sup>Мо (n,  $\gamma$ )<sup>99</sup>Мо, при условии отсутствия самоэкранирования нейтронов, с использованием уравнений 13, 14 и 15.

В таблице 4.7 показаны коэффициенты самоэкранирования тепловых и эпитермальных нейтронов. Последние, рассчитанные с использованием методов Тркова и Чилиана, для трех типов образцов.

В таблице 4.8 показаны измеренные удельные активности насыщения, а также их отношения к значениям, которые были рассчитаны с помощью двух методов самоэкранирования эпитермальных нейтронов.

Удельная активность насыщения для реакции <sup>98</sup>Мо (n,  $\gamma$ ) <sup>99</sup>Мо в природном молибдене может быть оценена с хорошей точностью, т.е. лучше, чем 10%, если учесть активацию эпи термальными нейтронами. Поэтом, когда целью является получение максимально возможного количества <sup>99</sup>Мо, следует отдавать предпочтение реакторам на тепловых нейтронах.

Металлический молибден обладает большим само экранированием нейтронов, чем оксид молибдена, что приводит к более высокой удельной активности насыщения в самом молибдене. С другой стороны, из-за более низкой плотности меньшее количество материала может быть введено в установку для облучения.

Возможно получение <sup>99</sup>Мо с удельной активностью до 2,0 Ки/г на мишенях природного изотопного состава на базе реакторов с потоком нейтронов 1,2×10<sup>14</sup> н/см<sup>2</sup>с.Такой удельной активности <sup>99</sup>Мо достаточно для реализации технологии рентабельного извлечения <sup>99</sup>mTc.

145

## Таблица 4.6

# Энергетический спектр нейтронов и методы измерения спектра,

N⁰	Страна- участник, объект	Метод описания нейтронного спектра	$\Phi_0$ (cm <sup>-2</sup> c <sup>-1</sup> )	$\Phi_{e}$ (cm <sup>-2</sup> c <sup>-1</sup> )	Фе (интеграл) (см <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup> )	E <sub>min</sub> (eV)	E <sub>max</sub> (eV)	α	F	R <sub>Cd</sub>	Активность насыщения (Ки / г)
1	Чили	Не указано	4.76E+12	2.80E+11							3.72E-02
2	Египет	Au + Zr	2.80E+11	1.12E+09				0.180	250		1.62E-03
3	Венгрия	Au + Zr	9.37E+13	3.86E+12				-			1.84E+00
								0.038			
4	Индия	Monte Carlo	3.60E+13	4.26E+11	6.00E+12	0,625	8.21E+05				3.13E-01
5	Казахстан	По оценкам	6.50E+13	0.00E+00							3.47E-01
6	Корея	Monte Carlo	6.78E+13	1.21E+11	1.45E+12	0,625	1.00E+05				3.97E-01
7	Малайзия	Au, Cd-	7.99E+12	1.54E+11						4.30	8.64E-02
		cover									
8	Мексика	Не указано	2.88E+13	1.56E+11	1.87E+12						1.93E-01
9	Марокко	Au+Zr,	6.40E+12	2.85E+11				-	22.5		1.15E-01
		Au+Cr+ Mo						0.020			
10	Нидерланды	Au+Cr+ Mo	2.40E+13	1.73E+12				0.000	13.9		6.18E-01
11	Нидерланды	Au+Cr+ Mo	5.55E+12	6.97E+10				0.040	79.65		4.57E-02
12	Перу	Au+Mo+	6.76E+12	1.62E+11				0.071	40		6.94E-02
		Co+Lu									
13	Португалия	Au, Cd-	1.90E+12	1.80E+10				0.061	42		1.53E-02
		cover									
14	Румыния	Monte Carlo	1.20E+13	2.88E+11				0.012	41.65	3.61	1.41E-01
15	Словения	Au, Cd-	1.04E+12	3.85E+10				-	27.11		1.67E-02
		cover						0.004			
16	Украина	Monte Carlo	1.84E+14	9.85E+11						12.9	1.26E+00
17	Узбекистан	Не указано	3.70E+13	4.65E+11					79.57		3.29E-01

#### предоставленные странами участницами

# Таблица 4.7

# Факторы самоэкранирования тепловых и эпитермальных нейтронов G<sub>th</sub> и G<sub>epi</sub>

N⁰	Метод	Мо <sub>2</sub> О <sub>3</sub> , порошок 1 г		Мо, пласт	ина 1*1 см	Мо, пластина 1*5 см	
		Gth	Gepi	Gth	Gepi	Gth	Gepi
1		0.982		0.954		0.954	
2	Chilian		0.857		0.742		0.742
3	Trkov		0.804		0.599		0.574

# для трех типов образцов

Для расчета надтепловой самозащиты использовались два метода.

#### Таблица 4.8

		Время	Измернная	Расчетная
	Macca,	облучения,	активность,	активность,
Образец	грамм	час	Ки	Ки
МоО3-порошок	0,97	20	0,83	0,89
Мо-металл	4,94	10	3,80	4,20
Мо-металл	1,02	15	0,88	0,92

Расчетная и измеренная активности облученого молибдена в реакторе ВВР-СМ

# §4.4. Получение радионуклида иридий-192 высокой удельной активности на реакторе ВВР-СМ ИЯФ АН РУз

Радионуклид Иридий-192 широко применяется в ядерной медицине для брахитерапии, большое количество радионуклида используется в качестве гаммаисточника дефектоскопов, применяемых для неразрушающего контроля качества швов металлоконструкций и др. Ежегодная потребность в <sup>192</sup>Ir в мире насчитывается десятками миллионов Кюри.

Основным способом получения <sup>192</sup>Ir является облучение природного или обогащенного по изотопу <sup>191</sup>Ir металлического иридия нейтронами ядерного реактора, при котором по реакции <sup>191</sup>Ir (n,  $\gamma$ ) <sup>192</sup>Ir образуется целевой радионуклид <sup>192</sup>Ir. В природном иридии содержание изотопа <sup>191</sup>Ir составляет 37,3 %, поэтому при облучении обогащенного <sup>191</sup>Ir (98%) активность наработанного <sup>192</sup>Ir в 2,6 раза больше, чем при облучении природного иридия.

Однако стоимость 1 г обогащенного <sup>191</sup>Ir (98%) примерно в 200 раз выше, чем 1 г природного иридия. Поэтому обогащенный <sup>191</sup>Ir применяется только в тех случаях, когда необходима высокая удельная активность источника, в основном при использовании в медицине [128].

Ядерно-физические характеристики радионуклида иридия-192 приведены в таблице 4.9

Таблица 4.9

Нуклид	Распростран	Ядерная	Период	Сечение, ба	рн	Аналитические
	енность	реакция и образующийся радионуклид	полурасп.	Тепл.	Pe3.	линии, кэВ (вых. %)
<sup>191</sup> Ir	37,4	$^{191}$ Ir(n, $\gamma$ ) $^{192}$ Ir	74,17	924±53	3464±198	316,5 (87%)
			суток			468,0 (51,8%)
<sup>193</sup> Ir	62.6	$^{193}$ Ir(n, $\gamma$ ) $^{194}$ Ir	17.4 часа	112,5±7.5	1311±9	293,6 (6,5%)
						328,0 (13,0%)

Ядерно-физические характеристики радионуклида иридий-192

Из таблицы 4.9 видно, что в процессе облучения нейтронами реактора природного иридия, одновременно с ядерной реакцией <sup>191</sup>Ir ( $n,\gamma$ ) <sup>192</sup>Ir происходит также и ядерная реакция <sup>192</sup>Ir ( $n,\gamma$ ) <sup>193</sup>Ir, вследствие которой происходит выгорание изотопа иридий-192.

Разработано оптимальное условие наработки радионуклида <sup>192</sup>Ir с высокой удельной активностью [129; с. 42-47]. Диски природного иридия-191 размером 2,7 мм в диаметре и толщиной 0,15 мм облучали в реакторе BBP-CM.

При работе реактора недельным циклом (неделя работает, неделя остановка), в канале 7-3 с плотностью потока тепловых нейтронов 7,8E+13 н./см<sup>2</sup>с получена активность иридиевых дисков 7,64 Ки на диск массой 0,02 г, что соответствует удельной активности 382Ки/г.

Для выполнения поставленной цели необходимо было выбрать оптимальные условия облучения образца с учетом эффектов экранирования и возмущения потока нейтронов, подобрать время облучения и остывания, а для определения наработанной активности иридия разработать методики расчета и измерения высокой наведенной активности.

Накопление радиоактивных ядер при облучении пробы нейтронами описывается следующим уравнением [130; с. 25]:

$$Q = \varphi_{\rm T} \sigma \theta N (1 - e^{-\lambda \iota}) \tag{4.27}$$

где: Q - активность образца, Кюри;  $\phi_{T}$ -плотность потока тепловых нейтронов, н./см<sup>2</sup>с;  $\sigma$ -сечение активации, барн;  $\theta$  - доля активируемого изотопа в естественной смеси изотопов; N - число активируемых атомов изотопа; (1-е<sup>- $\lambda$ 1</sup>) - фактор накопления;  $\lambda$  константа распада,  $\lambda$ = 0,693/T<sub>1/2</sub>; T<sub>1/2</sub> -период полураспада; t- время облучения;

Как видно из (4.27) для получения высокой удельной активности, необходимо учесть зависимость между активностью образца и периодом полураспада, временем облучения, массой исходного материала, плотностью потока нейтронов, а также долей активируемого изотопа в естественной смеси изотопов элемента.

Основными параметрами, которые необходимо оптимизировать для получения высокой удельной активности это выбор каналов с высокой плотностью потока нейтронов, время облучения, количество облучаемого образца и степень обогащения. Плотность нейтронного потока зависит от физических характеристик активной зоны реактора, его мощности, и конечно, от расположения вертикального канала в активной зоне реактора.

Расчетные значения максимальной удельной активности иридия и время ее достижения при облучении иридия в различных потоках тепловых нейтронов ядерного реактора [131; с. 1-119] приведены в таблице 4.10.

#### Таблица 4.10

Расчетные значения максимальной удельной активности иридия и время ее достижения при облучении иридия в различных потоках тепловых нейтронов

Плотность потока тепловых нейтронов, нейтрон/(см <sup>2</sup> с)	10 <sup>12</sup>	10 <sup>13</sup>	1014	10 <sup>15</sup>
Максимальная удельная активность, Ки/г <sup>192</sup> Ir	21	170	660	1010
Время достижения максимальной активности, дни	507	270	87	13

ядерного реактора

Расчет коэффициента ослабления плотности потока нейтронов в образцах. Иридий имеет высокое сечение поглощения тепловых нейтронов - 1120 барн. В связи с этим при облучении образца плотность потока нейтронов с каждым слоем уменьшается. В свою очередь, это приводит к уменьшению удельной и валовой активности образца иридия по ее глубине. Чтобы определить оптимальные размеры образцов необходимо определить К<sub>ос</sub> - коэффициент ослабления плотности потока нейтронов по глубине образца.

При получении радионуклида высокой удельной активности имеются определенные трудности из-за высокого сечения активации в тепловой и резонансной области спектра нейтронов, в зависимости от толщины образцов происходит сильное возмущение потока, что оказывает существенное влияние на значение наведенной активности образца. Для того, чтобы учесть возмущение плотности потока нейтронов в образце в формулу (4.27) вводится коэффициент ослабления К<sub>ос</sub>.

$$Q = \varphi_T \sigma \theta N (1 - e^{-\lambda \iota}) / K_{oc}$$
(4.28)

К<sub>ос</sub> легко определяется для нуклидов, имеющих сечение активации сотни барн по отношению

$$K_{oc} = 1 - \tau / 2 (0.9228 + \ln 1 / {}^{0}C)$$
(4.29)

где, τ= Nσh - для тонкой фольги; h = толщина фольги, см.

Определение коэффициента ослабления для образцов сложного состава и с более высоким сечением активации (> 1000 барн) имеет определенные трудности. Эта задача решена нами, с учетом теории возмущений в двух групповом диффузионном приближении.

Результаты расчета коэффициента ослабления  $K_{oc}$  в зависимости от толщины образца для <sup>191</sup>Ir приведены в таблице 4.11. Приведенные значения ослабления плотности потока в зависимости от толщины образца показывают, что при толщине до 20 мкм ослабление плотности потока на образце составляет ~10 %, а при толщине 500 мкм поток тепловых нейтронов полностью поглощается.

N₂	Толщина		Ir <sup>192</sup>
Π/Π	ММ	μΧ	K <sub>oc</sub>
1	0,02	3,09	1,1
2	0,5	15,45	0,2*106

Результаты расчета коэффициента ослабления К<sub>ос</sub> в зависимости от толщины образца для <sup>191</sup>Ir

Исходя из вышеизложенного следует, что необходимо иметь фольгу или проволоку иридия, обогащенного по иридию-191 (99,9%) толщиной не более 20 мкм. Путём подбора необходимого размера и количества облученных образцов можно набрать активность требуемого типа источника излучения. Нами предложен вариант закрепления иридиевой фольги толщиной 20 мм вокруг Al–трубки. Размеры Al-трубки не должны превышать размеры блока-контейнера, т.е. длина - 100 мм, диаметр - 34 мм.

Алюминиевые трубки с закрепленными на них иридиевыми дисками облучали в двух каналах: внутри ТВС (тепловыделяющие сборки) и в бериллиевом отражателе.

Для облучения внутри ТВС использовали специальные блок-контейнеры внутренним диаметром 22,5 мм, высотой для загрузки дисков 300 мм, в которых облучали 500 дисков, а для облучения внутри бериллиевого отражателя использовали блок-контейнеры с диаметром 44 мм и высотой 360 мм, в которые загрузили до 1000 дисков.

Оптимальное время облучения, выбранное с учетом проведенных расчетов, составляло 35 дней при мощности реактора 10 МВт. Использование разработанной методики облучения позволило получить радионуклид <sup>192</sup>Ir более 7000 Ки в одном контейнере за одно облучение с удельной активностью до 380 Ки/г.

На основе расчетов созданы иридиевые источники для гамма-дефектоскопа типа «Гаммарид-192» [132; с. 1-7].

Измерения активности иридия-192 проводили как расчетным путем, с помощью уравнения активации, так и экспериментально, измеряя различными детекторами.

Предварительный расчет активности производили с использованием следующей формулы [133; с. 1-344]:

$$A_{1} = \frac{\sigma.\Phi.N.m.\theta}{M.3,7.10^{10}} (1 - e^{-\lambda T}).(e^{-\lambda t})$$

где, A<sub>1</sub>- активность одного диска иридия, Ф-поток тепловых нейтронов в вертикальном канале реактора, σ-сечение активации иридия, N-число Авогадро, тмасса диска, θ - доля изотопа в облученном образце, λ-постоянная распада, T-время облучения, t-время остывания.

На рисунке 4.8 приведены расчеты активности иридиевых дисков в зависимости от времени облучения в вертикальном канале 7-3.



Рис. 4.8. Активности иридиевых дисков в зависимости от времени облучения в вертикальном канале 7-3

При работе реактора недельным циклом (неделя работает неделя остановка), в канале 7-3 с плотностью потока тепловых нейтронов 7,8E+13 н./см<sup>2</sup>с получена активность природных иридиевых дисков 7,64 Ки/г (рис. 4.9).



Рис. 4.9. Активность иридиевых дисков в зависимости от времени облучения в вертикальном канале 7-3, в зависимости от цикла работы реактора

Для измерения активности иридиевых дисков (количество 500 шт.) блокконтейнер с иридиевыми дисками помещали на транспортную ленту на расстоянии 3х метров от детектора FH-40G. Прибор регистрирует гамма излучение в диапазоне энергий от 36 кэВ до 1.3 МэВ, диапазон измерения 100 нЗв/ч – 10 Зв/ч.

Также измерение проводили стационарной системой контроля мощности дозы на объекте «Пеликан», гамма датчиком с диапазоном энергий от 0,05 МэВ до 3 МэВ и диапазоном измерения мощности дозы от 10 мкЗв/ч до 1 Зв/ч.

Дополнительно проводили измерение с использованием прибора Target (IndentiFinder), предназначенного для измерения экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы рентгеновского и гамма излучений, нейтронного излучения, а также идентификации радионуклидного состава.

Полученную мощность дозы преобразовывали на активность изотопа иридия-192 с использованием формулы:

$$A=(P^*r^2)/K_{\gamma}$$

где А- активность 500 шт. иридиевых дисков, Р- мощность дозы гамма-излучения, r – расстояние от образца до детектора, К<sub>γ</sub>-гамма постоянная иридия.

Проведены экспериментальные измерения и теоретические расчеты плотности потока нейтронов в вертикальных каналах активной зоны реактора, и выбраны каналы для облучения иридиевых мишеней.

Найдены условия облучения иридиевых дисков, которые позволяют получать высокую (350-380 Ки/г) активность после облучения.

Разработана специальная методика облучения иридиевых дисков с целью минимизации эффектов самоэкранирования и возмущения нейтронного потока для получения максимально высокой, для используемого реактора, удельной активности нарабатываемого иридия-192.

На основе выполненных работ по расчетам активной зоны ядерного реактора ВВР-СМ подготовлены и облучены иридиевые диски.

Созданы иридиевые источники для Гамма-дефектоскоп типа «Гаммарид-192».

В таблице 4.12 показан выход наведенной активности иридия-192, время облучения 724 часа.

Таблица 4.12

N⁰						Удельная
$\Pi/\Pi$		Параметри	Активность	активность		
	Диаметр,	Высота,	Масса, г	Объём,	Ки	Ки/г
	ММ	ММ		MM <sup>3</sup>		
1	3,0	0,02	0,08655	3,53	36,0	380
2	2,0	0,5	0,440	1,57	16,0	350

Выход наведенной активности иридия-192, время облучения 724 часа

В России и других странах на реакторах используют графитовые болванки для размещения в них иридиевых дисков и дальнейшего облучения.

Наши исследования выявили, что специальное расположение иридиевых дисков на поверхности алюминиевых трубок дает возможности увеличить активности дисков (см.рисунок 4.10).



Рис. 4.10. Закрепление иридиевых дисков в алюминиевую фольгу и расположение иридиевых дисков на поверхности алюминиевых трубок

Создана установка для обработки (растворения в щелочи алюминиевой фольги и трубки) облученных иридиевых дисков и дальнейшей сушки этих дисков горячим воздухом. После этого диски загружались в капсулу и производилась аргонная сварка крышки капсулы. Установка располагалась в горячей камере (см.рисунок 4.11).





Рис.4.11. Установка для обработки облучённых иридиевых дисков и специальный контейнер для перевозки

## Выводы по главе IV

Выявлено влияние спектра нейтронов в ВВР-СМ на центры окраски природных топазов.

Найдены условия облучения топазов, которые позволяют снизить в 3 раза наведенную радиоактивность минералов после облучения, благодаря увеличению

отношения потоков быстрых нейтронов к тепловым. Это позволило снизить длительность технологического процесса за счет сокращения времени хранения.

Установлено, что удельная активность насыщения для реакции <sup>98</sup>Мо (n, γ) <sup>99</sup>Мо в природном молибдене может быть оценена с более высокой точностью (<10%), если учесть самоэкранирование эпитермальных нейтронов

Получен радионуклид иридий-192 высокой удельной активности на реакторе BBP-CM ИЯФ АН РУз. Выбраны оптимальные условия облучения образца с учетом эффектов экранирования и возмущения потока нейтронов, подобрано время облучения и остывания, а для определения наработанной активности иридия разработана методика расчета и измерения высокой наведенной активности.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По исследований, результатам проведенных диссертации ПО теме «Оптимизация параметров реактора **BBP-CM** при использовании тепловыделяющих сборок ИРТ-4М, разработка И внедрение ядерных технологий» сделаны следующие выводы:

- Обоснована наиболее оптимальная конфигурация активной зоны реактора с 24 TBC типа ИРТ-4М по результатам расчёта нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны реактора BBP-CM, с использованием программ WIMS, ИРТ-2Д, МСNР4С, PLTEMP, которая позволяет внедрять новые ядерные технологии и существенно расширить экспериментальные возможности реактора по производству радионуклидов медицинского и промышленного назначения.
- 2. Созданы подпрограммы VGR для расчета выгорания <sup>235</sup>U в ядерном топливе и JMNEW для определения максимальной допустимой мощности активной зоны реактора, которые монтированы в программу ИРТ-2Д.
- Выявлена закономерность изменения максимальной допустимой температуры на поверхности твэла в зависимости от теплопроводности оболочки с учетом радиационного эффекта, и от выгорания ядерного топлива, что позволило довести выгорание ядерного топлива до 60%.
- Установлена возможность оценки накопленного флюенса быстрых нейтронов в конструкции реакторного материала с помощью изотопного отношения Ti49/Ti48.
- 5. Разработана методика измерения выгорания и массы <sup>235</sup>U в отработанном ядерном топливе с применением усовершенствованного экспериментального счетчика топлива (AEFC).
- 6. Установлена зависимость герметичности тепловыделяющих сборок в зависимости от выгорания урана-235 в ядерном топливе.

- 7. Выявлена возможность получения удельной активности насыщения для реакции <sup>98</sup>Mo (n, γ) <sup>99</sup>Mo при облучении природного молибдена с учетом самоэкранирования эпитермальных нейтронов.
- Выявлено влияние формы спектра нейтронов в активной зоне BBP-CM и содержания примесей на центр окраски природных топазов и исследован метод охлаждения камней внутри контейнера с использованием теплоносителя активной зоны реактора.
- Показано, что использование разработанных контейнеров большего объёма с охлаждением водой 1-го контура топазов, находящихся внутри контейнеров, позволяет увеличить облучательный объём активной зоны в 5 раз.
- 10.Определен оптимальный режим получения радиоактивного нуклида иридия-192 высокой удельной активности на реакторе BBP-CM.

В целом решен комплекс научно-технических проблем по оптимизации параметров реактора BBP-CM при использовании тепловыделяющих сборок ИРТ-4М для расширения внедрения ядерных технологий.

Результаты проведенных исследований могут найти применение при создании новых конструкционных материалов и улучшении параметров исследовательских реакторов.

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙЛИТЕРАТУРЫ

- Обзор ядерных технологий 2020. // Сборник МАГАТЭ. Австрия, 2020. –С. 90. Microsoft Word - 20-02434R GC64INF2 body.docx
- Обзор ядерных технологий 2019. // Сборник МАГАТЭ. Австрия, 2019. –С. 59. gc63-inf2\_rus.pdf
- 3. Обзор ядерных технологий 2018. // Сборник МАГАТЭ. Австрия, 2018. –С. 67
- 4. Малков А. П. Обеспечение ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов. Автореферата по ВАК РФ 05.14.03, доктор технических наук, <u>https://www.dissercat.com/content/obespechenie-yadernoi-bezopasnosti-vodookhlazhdaemykh-issledovatelskikh-reaktorov-0</u>
- Юлдашев Б.С., Салихбаев У.С., Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Рязанцев Е.П., Егоренков П.М. Эксплуатация и использование реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ с UO2 топливом 36%-го обогащения // Атомная Энергия. – Москва, 2005. - т. 99, вып. 2. – С. 147-152.
- Ramamoorthy N., Adelfang P., Bradley E., Alldred K. The IAEA support to addressing shortagesin 99 Mo productionandsupplies //NuclearMedicineandBiology. –Elsevier, 2010. - Vol.37, Issue.6. – P.714.
- 7. Pillai M.R.A., Knapp F.F. Molybdenum-99 production from reactor irradiation of molybdenum targets a viable strategy for enhanced availability of technetium-99m //The quarterly journal of nuclear medicine and molecular imaging. Italian, 2012. Vol.56. P.385–399.
- Van der Marck S.C., Koning A.J., Charlton K.E. The options for the future production of the medical isotope 99Mo // European journal of nuclear medicine and molecular imaging. - Italian, 2010. - Vol.37. – P.1817–1820.
- 9. Zykov M.P., Kodina G.E. Methods for production of Mo-99 (review) // Radiochemistry.
   1999. Vol.41. P.203–214.
- 10.Tomar B.S., Steineback O.M., Terpstra B.E., Bode P., Wolterbeek H.T. Studies on production of high specific activity Mo-99 and Y-90 by Szilard Chalmers reaction // Radiochim Acta. - 2010. – vol.98. – P.499–506.

- Matyskin A.V., Ridikas D., Skuridin V.S., Sterba J., Steinhauser G. Feasibility study for production of <sup>99m</sup>Tc by neutron irradiation of MoO<sub>3</sub> in a 250 kW TRIGA Mark II reactor // Journalof Radioanalytical and Nuclear Chemistry. –Springer, 2013.- vol. 298. P.413–418.
- 12.Ryabchikov A.I., Skuridin V.S., Nesterov E.V., Chibisov E.V., Golovkov V.M. Obtaining molybdenum-99 in the ИРТ-Т research reactor using resonance neutrons // Nuclear Instruments and Methods B. -2004. – vol.213. – P.364–368.
- 13.Wolterbeek B., Kloosterman J.L., Lathouwers D., Rohde M., Winkelman A., Frima L., Wols F. What is wise in the production of 99Mo? A comparison of eight possible productions routes //Journalof Radioanalytical and Nuclear Chemistry. –Springer, 2014. vol.302. P.773–779.
- 14.Iimura K., Hosokawa J., Izumo H., Hori N. Status of development on Mo-99 production technologies in JMTR // IEEE Transactions Nuclear Science. -2011. – vol.58. – P.1151– 1158.
- 15.El Abd A. Measurements of the thermal neutron crosssections and resonance integrals for 186 W (n, γ) 187 W and 98Mo (n, γ) 99Mo reactions // Journalof Radioanalytical and Nuclear Chemistry. -2010. –vol.284. – P. 321–326.
- 16.Bonini A., Cristini P., De Lío L., Dell'Occhio L., Gil D., Gonzalez A.G., González R., López, M., Novara O., Taboada H. Progress Report on HEU Minimization Activities in Argentina // Research Reactor Fuel Management: Book of Abstracts, 20-24 March 2011. – Rome (Italy), 2011. – P.13
- 17.Rabin B., ColeJ., GlagolenkoI., Woolstenhulme N., Robinson A., Keiser D., Ozaltun H., Jones W., Smith J., Williams W., Moore G., Housley G., Zhang Y., Meyer M., Wachs D., Hofman G., Ye B., Kim Y. U.S. Progress in U-Mo Monolithic Fuel Development // Presented at the 2016 International RERTR Meeting. Antwerp (Belgium), 2016. https://www.rertr.anl.gov/RERTR37/pdfs/S3P3\_Abstract\_Rabin.pdf
- 18.Добрикова И.В., Ватулин А.В., Коновалов Ю.В., Кулаков Г.В., Супрун В.Б., Александров В.В., Ижутов А.Л., Новоселов А.Е., Шишин В.Ю. Разработка уранмолибденового низкообогащённого высокоплотного топлива для российских

исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: материаловедение и новые материалы. –Москва,2012. - №2(73). – С. 20-29.

- 19.Izhutov A.L., Starkov V.A., Pimenov V.V., Mainskov S.V., Iakovlev V.V., Shishin V.Yu. Testingof IRT-3M (U-Mo) LEU Lead Test Assemblies in the MIR Reactor // Presented at the 2015 International RERTR Meeting. Seoul (South Korea), 2015. P. 1-10. https://www.rertr.anl.gov/RERTR36/pdfs/S8P1 Izhutov Paper.pdf.
- 20.Vatulin A., Dobrikova I., Suprun V. Main results of the development of high density leu fuel for russian research reactors // Research Reactor Fuel Management: Book of Abctracts, 20-24 March 2011. - Rome, Italy, 2011. – P.14
- 21.Adelfang P., Alldred K., Bradley E., Morris C., Sollychin R. New IAEA Activities in Support of HEU Minimization //32nd RERTR International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors: Book of Abstracts, October 10-14, 2010. -Lisbon, Portugal, 2010. – P.3, http://www.rertr.anl.gov/RERTR32/index.html
- 22.Архангельский Н.В. Программа ИРТ-2Д.-Инв №15/642. Москва, 1972. -С. 16.
- 23.Briesmeister J.F. MCNP/4B General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A. -LA-12625-M, 1994. P. 741.
- 24.Briesmeister J. F. A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, MCNP, version 4C, LA-13709-M, 2000. – P .790.
- 25.CCC-700, MCNP4C, Oak Ridge National Laboratory, managed by UT-Battlle, LLC for the U.S. Departement of Energy, RSICC computer code collection, Monte Carlo N-Particle Transport Code System / Contributed by: Los Alamos National Laboratory. -Los Alomos, New Mexico, 2000. – P. 900.
- 26.MCNP6 User's Manual Los Alamos National Laboratory, LA-CP-13-00634, 2013. P. 765.
- 27.Brown D.A., Chadwick M.B., Capote R., et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections. New Standards and Thermal Scattering Data // Nuclear Data Sheets 148 (2018). – pp. 1–142
- 28.Rose P.F., Compiler and Editor. ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation. -BNL-NCS-17541, Brookhaven National Laboratory. - 1991. – P. 488.

- 29.Deen J.R., Woodruff W.L. WIMS–ANL User Manual. Rev. 6 ANL/TD/TM99-07. Argonne National Laboratory 9700 South Cass Avenue Argonne, Illinois 60439-4841, 1995. – P. 95.
- 30.Olson A.P., A User's Guide for the REBUS-PC Code, Version 1.4, Argonne National Laboratory, December 21, 2001. –P.146
- 31.Байтелесов С. А. «Аизическая модель активной зоны ядерного исследовательского реактора ВВР-СМ, механические и электрофизические свойства оболочечных материалов тепловыделяющих элементов», автореферат на соискание учёной степени кандидата физико-математических наук, 2012.
- 32.Сборки тепловыделяющие ИРТ-4М. Каталожное описание 0019.20.00.000. ДКО НЗХК, Новосибирск, 2004. С. 10.
- 33.Насонов В.А., Егоренков П.М., Талиев А.В. Обоснование безопасности испытаний ТВС типа ИРТ-4М в реакторе ВВР-СМ АН РУ, Отчет РНЦ «КИ». Москва, 2006. – С.31
- 34.Салихбаев У.С., Бакиев С.А., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Аликулов Ш.А. Определение макроскопических ядерных констант для нейтронно-физических расчетов // Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики»: Сборник докладов 27-29 ноября 2012. - ОАО «НИКИЭТ», Москва, 2012. - Том 2. –С. 220-224.
- 35.Архангельский Н.В., Насонов В.А. УРАН-АМ программа нейтронного расчета цилиндрической ячейки реактора с учетом изменения изотопного состава в процессе выгорания. - Препринт ИАЭ – 3861/5. – Москва, 1983. □С.44.
- 36.Архангельский Н.В., Картинкин В.И. Программа ИРТSUZ расчета эффективности стержней регулирования в реакторах на тепловых нейтронах с прямоугольной решеткой // Отчет ИАЭ. М.: 1973. -№31/695. С.27
- 37. Техническое обоснование безопасности эксплуатации исследовательского реактора BBP-CM. 2017. С.109
- 38.Nuclear reactors engineering reactor design basics / Fourth edition volume one. Samuel Glasstoneand Alexander Sesonske. - Ghapman and Hall one Penn Plaza, New York, 1994. -NY 10119. - C.458

- 39.Arne P. Olson and Kalimullah. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.1 Code. -Argonne National Laboratory, Argonne (Illinois, USA). - September 29, 2006. –P. 81.
- 40.Arne P. Olson and M. Kalimullah. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.5 Code. -Argonne National Laboratory, Argonne (Illinois, USA). -May 20, 2008. –P.184.
- 41. Емельянов М.К., Талиев А.В. Программа "ASTRA" для расчета теплового режима ТВС с трубчатыми коаксиальными твэлами. // Препринт ИАЭ-4112/4. - Москва, 1985. – С.24.
- 42. Талиев А.В. Модернизированная программа ASTRA для расчета теплового режима ТВС исследовательских реакторов с трубчатыми коаксиальными твэлами // Препринт ИАЭ-6405/5. Москва, 2006. С.20.
- 43.Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. М.: Машиностроение, 1975. С.560.
- 44. Примеры расчетов по гидравлике /под ред. А.Д. Альтшуля. Москва, 1977. С.260.
- 45. Галанин Д. Теория гетерогенного реактора. М.: Атомиздат, 1971. -С. 246.
- 46. Гутько В.И. Активационный анализ. Минск, 2008. С.74.
- 47.Николаев Ю.Ю. Изменение свойств бериллия под действием нейтронного излучения в отражателе исследовательских реакторов / Ю. Ю. Николаев; науч. рук. А. Г. Наймушин // Ресурсоэффективным технологиям - энергию и энтузиазм молодых: сборник научных трудов VI Всероссийской конференции, 22-24 апреля 2015. - Томск: Изд-во ТПУ, 2015. – С. 151-153.
- 48.Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Юлдашев Б.С. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ // Доклады академии наук РУ. Ташкент, 2019.
   № 2. С. 31-37.
- 49.Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Нейтроннофизические и теплогидравлические расчеты ВВР-СМ с ТВС из высоко- и низкообогащенного урана. // Атомная энергия. – Москва, 2008. - т. 104, вып. 5. – С. 269-273.
- 50.Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Расчет аварийных ситуаций при конверсии исследовательского реактора ИЯФ АН РУз. // Атомная Энергия. – Москва, 2008. - т. 104. вып. 6. – С. 339-343.

- 51.Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Using 6- and 8- tube ИРТ-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core // Uzbek Journal of Physics. -Tashkent: Fan, 2010. -V.12, №4-6. – C. 422-428.
- 52. Абдукадырова И.Х., Байтелесов С.А. Температурная и дозовая зависимость теплофизических свойств некоторых конструкционных алюминиевых сплавов // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология» Саров (Россия), 2011. №1(93). –С. 89-95.
- 53.Абдукадырова И.Х., Байтелесов С.А., Салихбаев У.С. О радиационном эффекте в облученном на реакторе конструкционных материалах // Труды 6 межд. конф. по РТЭП. 8 -15 августа 2008. – Томск (Россия), 2008. –С. 351-354.
- 54.Парфенова Л.С., Орлова Т.С., Картениас Н.Ф. и др. Теплопроводность высокопористого биоуглерода с канальным типом пор // ФТТ. – С.-Петербург, 2009. - № 51(10). – С. 1909-1916.
- 55.Абросимов Г.Е., Аронин А.С. Влияние концентрации редкоземельного компонента на параметры наноструктуры в сплавах на основе алюминия // ФТТ. -С.-Петербург, 2009. - № 51(9). – С. 1665-1671.
- 56.Дроздов Ю.Н., Тутнов А.А., Тутнов Ан.А. Расчетно-экспериментальные исследования фреттинг коррозии и колебаний ТВС ВВЭР-1000 // Атомная энергия. Москва, 2007. №102(6). С. 336-344.
- 57.Гонтарь А.С., Гриднев А. А., Ракитская Е. М., Немилов М.В., Сотников В.Н. Оптимизация структуры урана приментельно к твэлу термоэмисионого реакторапреобразователя // Атомная энергия. – Москва, 2005. - № 99 (4). – С. 264-267.
- 58.Алюшин В.Н., Баранов В.Г., Кудряшов Н.А. и др. Численное моделирование распределение температуры в твэла ВВЭР // Атомная энергия. – Москва, 2010. -№108(3). – С. 145-151.
- 59.Салихбаев У.С., Аликулов Ш.А., Ахмеджанов Ф.Р., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Болтабоев А.Ф. Влияние нейтронного облучения на теплопроводность алюминиевого сплава САВ-1 //Узбекский физический журнал. Ташкент, 2013. № 3-4. –С. 197-203.

- 60.Салихбаев У.С., Байтелесов С.А., Хидиров И.Г., Кунгуров Ф.Р., Саидов А.С., Сандалов В.Н. Влияние реакторного облучения на микроструктуру и микротвердость алюминиевых сплавов САВ-1 и АМГ-2 // Альтернативная энергетика и экология. – Саров (Россия), 2008. - № 9 (65). –С. 105-109.
- 61. Абдукадырова И.Х., Байтелесов С.А., Салихбаев У.С. и др. Влияние реакторного излучения на элементный состав и структуру конструкционных материалов типа сплавов САВ-1 // Тезисы докладов международной конференции по реакторной технике21-25 мая 2007. Димитровград, 2007. С. 178-179.
- 62. Абдукадырова И.Х., Таджибаев Д.П. Исследование механических свойств конструкционного алюминиего сплава САВ-1 // Атомная энергия. Москва, 2009.
   №107(2). С. 113-115.
- 63. Денисова Э.И., Шак А.В. Измерение теплопроводности на измерителе ИТ-λ-400. Екатеринбург: Изд.: ГОУ-ВПО УТТУ, 2005. С. 35.
- 64.Охоткин А.С., Боровикова Р.П., Нечаева Т.В. и др. Теплопроводность твердых тел. Справочник. М.: Атомэнергоиздат, 1984. С. 326.
- 65.Берман Р. Теплопроводность твердых тел. М.: Мир, 1979. С. 286.
- 66.Салихбаев У.С., Байтелесов С. А., Сандалов В. Н., Кунгуров Ф.Р. Халиков У.А.
  Электропроводность алюминиевых сплавов, облученных нейтронами // Атомная энергия. Москва, 2010. №109(3). С. 148-151.
- 67.Final Report on Isotope Ratio Techniques for Light Water Reactors, Prepared for the U.S. Department of Energy, PNNL-18573, July 2009. P. 24
- 68.Bruce Reid, Kory Budlong-Sylvester, George Anzelon.Strengthening IAEA safeguards for research reactors //Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, 875453. -2016. – P.59.
- 69.Benjamin E. Naes, C.J. Gesh, B.D. Reid, David W. Wootan, Eric Gauerke, Travis Gitau, R.P. Pires, D.G. Willingham, R.A. Boyd, BaytelesovS., SalikhbaevU.S., KungurovF.R., YusupovJ. Isotope ratio method analysis of the WWR-SM reactor //Proceedings INMM Annual Meeting. -2015. – pp.1392-1402.
- 70.Rakhmanov A., et al. A Neutronic Feasibility Study for LEU Conversion of the WWR-SM Research Reactor in Uzbekistan // 13-23 October International Meeting on

Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. -Sao Paulo (Brazil), 1998. P. 12.

- 71.Егоренко П.М. и др. Расчет флюенса быстрых нейтронов на корпусе, опорной решетки и торцах горизонтальных экспериментальных каналов реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУз. - Инв. № 60/213. - Москва, 1986. – С.7.
- 72.Диденко В.И., Ерыкалов А.Н., Исакс И.Э., и др. Труды совещания специалистов по обмену опытом реконструкции исследовательских реакторов в странах – членах СЭВ22-25 июня 1982. - Москва, 1982. – С.89-110.
- 73.Коноплев К.А., Фридман С.Р., Орлов С.П., Илатовский В.А., Морозов А.М., Петров В.А., Петелин А.Л., Ижутов А.Л. Исследование радиационной стойкости сплава САВ-1, облученного до флюенса ~3,51022 см-2(E>0,8МэВ) // Атомная энергия. - Москва, 2015. – №118(5). – С. 274-277.
- 74.Alikulov Sh.A., Baytelesov S.A., Boltaboev A.F., Kungurov F.R., Menlove H.O.,
  O'Conner W., Osmanov B.S., Salikhbaev U.S. Experimental studies of spent fuel burnup in WWR-SM reactor //Journal of Nuclear Engineering and Design. –Elsevier, 2014.
  Vol. 277. – P. 163–165.
- 75.Kihsoo Joe, et al. Determination of the transuranic elements inventory in high burnup PWR spent fuel samples by alpha spectrometry // Nuclear Engineering and Technology. - October 2007. - vol.39, N.5. – pp. 673-682.
- 76.Ф. Э. Гофман, А. А. Завороткин, В. М. Мосяж, В. И. Орлов, А. Е. Тихонова. Гамма-спектрометрический метод контроля состава радионуклидов в технологических продуктах переработки отработавшего ядерного топлива. Исследования в области переработки облученного топлива и обезвреживания радиоактивных отходов. Том І. Материалы У. Симпозиума СЭВ Марианске Лазне, Чехословакия, 7-10. Апреля 1981 г. – С. 328-336.
- 77.Suzaki T., Tsuruto H., Matsura S. Non-Destructive Gamma-Ray Spectrometry and Analysis on Spent Fuel Assemblies of the JPDR-I Core, Japan Atomic Energy Research Institute report JAERI-memo 8164. - 1979. – pp. 47-75.
- 78.Phillips J.R., Halbig J.K., Lee D.M., Beach S.E., Bement T.R., Dermendjiev E., Hatcher C.R., Kaieda K., Medina E.G. Application of Nondestructive Gamma-Ray and Neutron

Techniques for the Safeguarding of Irradiated Fuel Materials, Los Alamos Scientific Laboratory, report LA-8212. - 1980. – P. 89.

- 79.Kristoff E., Pregl G. Gamma Spectrometric Assessment of Nuclear Fuel // Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A. - 1990. –vol.297. – P.507.
- 80.Wang T., Hsu D., Tseng C. Feasibility Studies on Iterative Methods of Fuel Burnup Estimation Using Gamma-ray Spectrometry // App. Radiat. Isot. 1990. N 41(1).
  P.41.
- 81.Fensin M.L., Tobin S.J., Menlove H.O., Swinhoe M.T. Quantifying the Passive Gama Signal from Spent Nuclear Fuel in Support of Determining the Plutonium Content in Spent Nuclear Fuel with Nondestructive Assay, Trans. INMM, July 12–16, 2009. – Tucson (Arizona), 2009. – pp. 806-815.
- 82.Phillips J.R., Bosler G.E., Halbig J.K., Klosterbuer S.F., Menlove H.O., Rinard P.M. Experience Using a Spent-Fuel Measurement System // Proceedings of the Institute of Nuclear Materials Management 24th Annual Meeting. - 1983. – p. 175.
- 83.Reilly D., Ensslin N., Smith Jr.H., KreinerS. Passive non-destructive assay of nuclear materials // Reports NUREG/CR-5550 and LA-UR-90-732, US NRC and LANL. -March 1991. – p. 723.
- 84.Toubon H., Lebrun A., Oriol L., Saurel N., Gain T., PinP. Burn-up measurements coupling gamma spectrometry and neutron measurement. - CANBERRA Tec. Doc., 2006. –P. 11.
- 85.http://www.nccp.ru/en/products/fuel\_for\_research\_reactors/fuel/
- 86.Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Юлдашев Б.С. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ // Доклады академия наук РУ. - Ташкент, 2019. -№2. – С. 31-37.
- 87.Germanium Detectors User's Manual. Copyright 2003, Canberra Industries, Printed in the United States of America. Inc. –P. 99.
- 88.Руководство пользователя, Модель 1250, MKA Genie-2000 InSpector, Copyright 2000, Canberra Industries. С. 54
- 89.Спектрометрическая система Genie 2000, версия 2.1, Руководство пользователя, 2002, Canberra Industries, -С. 279.

- 90.PhillipsJ.R. Irradiated Fuel Measurements, in Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials, D. Riely, N. Ensslin, H. Smith, Jr., and S. Kreiner, Eds., NUREG/CR-5550, LA-UR-90-72. -Washington, D.C., 1991. – pp. 529–562.
- 91.Menlove H., et al. Field Tests of the AEFC for the Verification of Research Reactor Spent Fuel at the WWR-SM Reactor at the Institute of Nuclear Physics (INP) Uzbekistan. - LA-UR 12-21422, 2012. –P.12.
- 92.Forsyth R.S., Blackadder W.H., Ronqvist N. Burn-up determinatin by high-resolution gamma spectrometry fission product migration studies // Report AE-272, Aktiebolaget Atomenergi AB, April 1967. – P.24.
- 93.Goldstein N.P. Reactivity Measurements of Spent Fuel Assemblies Using a Burnup Meter // Trans. Am. Nucl. Soc. 1987. -vol.55. pp. 401-402
- 94.Alexis Trahan1, Holly Trellue1, James Tutt1, Karen Miller1, Sapar Baytelesov2, Fakhrulla Kungurov2, Jalil Yusupov2, and Umar Salikhbaev2, "Advanced Experimental Fuel Counter (AEFC) Model Results Compared to Measurements of Irradiated IRT Assemblies", 1 Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, USA, 2 Institute of Nuclear Physics, Tashkent, Uzbekistan, Proceedings, ESARDA 40th Non-Destructive Assay (NDA) International Annual Meeting, Luxembourg,16th-17th May, 2018. pp. 89-95.
- 95.A Thesis, ANGELA LYNN THORNTON, Development of a portable neutron coincidence counter for field measurements of nuclear materials using the advanced multiplicity capabilities of MCNPX 2.5.F and the neutron coincidence point model, Submitted to the Office of Graduate Studies of Texas A&M University in partial fulfillment of the requirements for the degree of MASTER OF SCIENCE December 2007, P.96.
- 96.Miller K.A., Menlove H.O., Rael C.D., Baytelesov S., KungurovF., YusupovJ., Salikhbaev U., Mayorov M., Yazuv U., Reid B., Gesh C., Marlow J., SzytelL. Preliminary Results of the 2014 Field Trial of the Advanced Experimental Fuel Counter (AEFC) for Verification of Research Reactor Spent Fuel at the Institute of Nuclear Physics (INP) // ESARDA Symposium Proceedings. – Manchester (UK), 2015. – pp.418-425

- 97.Menlove H.O., Swinhoe M.T., Marlow J.B., Rael C.D. Advanced Experimental Fuel Counter (AEFC) Calibration and Operation Manual. - Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, 2008. –P. 15.
- 98.D. López, C. Töre, W WER fuel rod isotopics by MONTEBURNS 1.0 Influence on the multiplication factor and comparison with the CB3 benchmark data. IAEA-TECDOC-1378. 2003. –pp. 169-175.
- 99.Goorley T., Booth J.M., et. al. Initial MCNP6 Release Overview: MNCP6 version 1.0 // Nuclear Technology. 2012. vol. 164. pp. 3-12.
- 100. Weldon R.A., Fensin M.L., Trellue H.R. Total Neutron Emission Generation and Characterization for a Next Generation Safeguards Initiative Spent Fuel Library // Progress in Nuclear Energy. -2015. - vol. 80. –pp. 45-73.
- 101. Сборник положений и инструкций научной группы реактора BBP-CM.
   Инструкция по расчету выгорания урана-235 в ТВС реактора BBP-CM. -, 2017.
   –С. 19-21.
- Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. М.: Энергоатомиздат, 1989. –С. 99-115;
- 103. Патент на изобретение №2082156. Способ обнаружения делящихся материалов / Исаков А.И., Антонов А.В. и др. // Физический институт им.П.Н.Лебедева РАН (Россия), 1997. –С.5.
- 104. Vlaskin G.N., Chvankin E.V. Passive Neutron Verification of WWR- 440 Spent Fuel Bum - up. // In: Proc. Techn. Com. Meeting on Burn - up Determination of Water Reactor Fuel. 13-16 June 1988. - JRC, Karlsruhe, 1988. –P.83.
- 105. Власкин Г.Н., Чванкин Е.В. и др. Контроль выгорания топлива по собственному нейтронному излучению отработавших ТВС // Атомная энергия. – Москва, 1993. т. 74, вып. 5. –С. 437-438.
- 106. Menlove H.O., Menlove S.H., Tobin S.J. Fissileand Fertile Nuclear Material Measurements Usinga New Differential Die-Away Self-Interrogation Technique // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. -2009. - vol. 602. - C.588-593.

- 107. Бибичев Б.А. и др. Измерение выгорания топлива в ТВС ВВЭР-440 гаммаспектрометрическим методом // Атомная энергия. – Москва,1982. - т. 53, вып. 4. – С.222-224.
- 108. Степанов А.В. и др. Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-365 // Атомная энергияю – Москва,1980. - т. 49, вып. 4. – С. 225.
- 109. Салихбаев У.С., Аликулов Ш.А., Ахмеджанов Ф.Р., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р. Радиационное распухание алюминиевых сплавов // Узбекский физический журнал. – Ташкент, 2015. - Т. 17, № 5. – С. 316-321.
- 110. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р. Определение активности изотопов в продуктах деления ядерного топлива. //Узбекский физический журнал.
   Ташкент, 2019. №21(1). -С. 44-47.
- 111. Павленко В. И., Антонов С. Н., Обоснование методики оценки радиационных последствий аварий на ЯЭУ, Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, ИАЭ-3144, Москва 1979. - С. 47
- 112. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Boltabaev A., Alikulov Sh. Study of tightness of spent fuel assemblies in storage of WWR-SM research reactor // Proceedings Series, Management and Storage of Research Reactor Spent Nuclear Fuel. Printed by the IAEA in Austria March 2013. –P.171–187.
- 113. Salikhbaev U.S., Kungurov F.R., Baytelesov S.A., Alikulov Sh A. Cladding tightness control of UPT-4M fuel assemblies // Proceedings of the third international conference on application of radiotracers and energetic beams in sciences: Saha Institute of Nuclear Physics, Jan 2014. - Kolkata (India), 2014. - p. 189-190.
- 114. Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Коблик Ю.Н., Салихбаев У.С. Активность воды и воздуха при работе реактора ВВР-СМ с топливом 36%-ного обогащения 235U // Известия Российской академии наук. Серия физическая. – 2009. -т. 73, №. 2. – С. 283–286.
- 115. Салихбаев У.С., Коблик Ю.Н., Досимбаев А.А., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р. К повышению эксплуатационного ресурса ТВС в реакторе ВВР-СМ АН РУз // Атомная Энергия. - Москва, 2011. - т.110, вып.5. – С.257-262.

- 116. Труды совещания специалистов по обмену опытом реконструкции исследовательских реакторов в странах членах СЭВ. Москва, 22-25.06.1982. С. 520.
- 117. Патент Российской Федерации RU2104770. Способ получения минералов / Коноплев К.А., Орлов С.П., Чмшкян Д.В. // Петербургский институт ядерной физики им. Б.П. Константинова РАН,06.04.1996.
- 118. Салихбаев У.С., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Ибрагимова Э.М., Влияние спектра нейтронов на радиоактивность и окраску природных топазов // Атомная энергия. – Москва, 2010. - т. 109, вып. 5. – С. 288-293
- 119. Корнилов Н.И., Солодова Ю.П. Ювелирные камни. М.: Недра, 1987. С.148
- Патент SU 1526301 А1. Способ окрашивания кристаллов топазов. /Авезов
   А.Д., Вахидов Ш.А., Гасанов Э.М., Хайдарова Х.А. // ИЯФ АН РУз. 02.02.1988
- 121. Feasibility of producing molybdenum-99 on asmall scaleusing fission of low enriched uranium or neutron activation of natural molybdenum // IAEA technical reports series No. 478.2015. – P. 168.
- 122. De Corte F. The updated NAA nuclear data library derived from the Y2 K k0database //Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2003. – vol.257. – pp. 493–499.
- 123. Владимиров В. И., Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации, Изд. 5-е, перераб. и доп. -Москва, 2009. – С. 408
- 124. Evaluated Nuclear Data File (ENDF), Database Version of 2021-05-14, Software Version of 2021-07-15, https://www-nds.iaea.org/exfor/endf.htm
- Trkov A., Zerovnik G., Snoj L., Ravnik M. On the selfshielding factors in neutron activation analysis //Nucl. Instrum. Method. A.– 2009. – vol.610. – pp. 553–565.
- 126. Martinho E., Goncalves I.F., Salgado J. Universal curve of epithermal neutron resonance self-shielding factors in foils, wires and spheres //Applied Radiation and Isotopes. – Elsevier, 2003. – vol.58. – pp. 371–375.
- 127. Chilian C., St-Pierre J., Kennedy G. Complete thermal and epithermal neutron selfshielding corrections for NAA using a spreadsheet //Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2008. – vol.278. – pp. 745–749.

- 128. https://ru.qwe.wiki/wiki/Isotopes\_of\_iridium
- 129. Юлдашев Б.С., Садиков И.И., Байтелесов С.А., Хужаев С. Получение радионуклида Иридий-192 высокой удельной активности на реакторе BBP-CM ИЯФ АН РУз // Доклады академии наук РУ. – Ташкент, 2020. -№5. – С. 42-47.
- 130. Левин В.И. Получение радиоактивных изотопов М. Атомиздат, 1972. С. 25.
- 131. Гергалов В.И. Радиохимия.Учеб. метод. пособие. в 2 ч. Часть 2. Использование радиоизотопов для решения практических задач / В. И. Гергалов. – Минск: БГУ, 2017. – С. 119.
- 132. Гамма-дефектоскоп типа «Гаммарид-192». Техническое описание и инструкция по эксплуатации. Москва, 1988. С.7.
- 133. Кузнецов Р.А. Активационной анализ. М.: Атомиздат, 1974. С. 344.
- 134. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р., Абдуманапов У.Ж., Бекбаев С.М. Минимизация активности продуктов деления и трансурановых изотопов // Материалы Международной научно практической конференции «Актуальные проблемы и тенденции инноваций в современной науке и образовании», 26-27 января, 2017. Туркестан (Казахстан), 2017. С. 481-484.
- 135. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Кудиратов С. Контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М // Международный научный форум "Ядерная наука и технологии", 12-15 сентября 2017. – Алматы (Казахстан), 2017. - С. 408.
- 136. Blaauw M., Ridikas D., Baytelesov S., Bedregal Salas P.S., Chakrova Y., Cho Eun-Ha, Dahalan R., Fortunato A.H., Jacimovic R., Kling A., Munoz L., Mohamed N.M.A., Parkanyi D., SinghT., Van Dong Duong. Estimation of 99Mo production rates from natural molybdenum in research reactors // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. - Springer (Netherlands), 2017. – vol. 311. – pp. 409–418 (№1. Web of Science; IF=1,61)