АКАДЕМИЯ НАУК РЕСПУБЛИКИ УЗБЕКИСТАН ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

На правах рукописи УДК 621.039.573

КУНГУРОВ ФАХРУЛЛА РАХМАТУЛЛАЕВИЧ

МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ В РЕАКТОРЕ ВВР-СМ ПРИ КОНВЕРСИИ НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ТОПЛИВО

01.04.01 - Приборы и методы экспериментальной физики

ДИССЕРТАЦИЯ на соискание ученой степени доктора (DSc) технических наук

Научный консультант: Садиков Илхам Исмаилович, доктор технических наук, профессор

ОГЛАВЛЕНИЕ

| ВВЕДЕНИЕ | 6 |
|--|----|
| ГЛАВА І. Конверсия исследовательских реакторов на | |
| низкообогащенное топливо и исследование параметров реакторов при | |
| конверсии (обзор литературы) | 19 |
| §1.1. Необходимость конверсии исследовательских реакторов в мире | 19 |
| §1.2. Исследование параметров ядерных реакторов при их конверсии | 26 |
| §1.3. Разработка и изготовление новых топливных элементов для | |
| конверсии ядерных реакторов | 30 |
| §1.4. Конверсия различных реакторов и расчет их параметров | 33 |
| Выводы по первой главе | 40 |
| ГЛАВА II. Результаты анализов переходных процессов/аварий для | |
| активных зон реактора ВВР-СМ с высокообогащенным урановым | |
| топливом, первой смешанной с высокообогащенным и | |
| низкообогащенным урановым топливом и для полностью с | |
| низкообогащенным урановым топливом | 41 |
| §2.1. Описание тепловыделяющих сборок | 42 |
| §2.2. Активная зона | 43 |
| §2.3. Используемые методы и программы | 44 |
| §2.4. Кинетические параметры и коэффициенты реактивности | 46 |
| §2.5. Переходные процессы/аварии, рассматриваемые в рамках | |
| анализа безопасности | 49 |
| §2.6. Выброс стержня автоматического регулирования | 51 |
| §2.7. Выброс компенсирующего стержня | 55 |
| §2.8. Отключение охлаждающих насосов первого контура в | |
| результате пропадания электропитания | 59 |
| §2.9. Моделирование возможных выходов продуктов деления | |
| тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе BBP-CM | 64 |
| §2.10. Падение тепловыделяющей сборки в ячейку активной зоны | 70 |

| §2.11. Потеря теплоносителя | | | | |
|--|-----|--|--|--|
| §2.12. Добавление холодной воды | | | | |
| §2.13. Увеличение реактивности экспериментальными устройствами | | | | |
| §2.14. Самопроизвольное извлечение стержней аварийной защиты | | | | |
| §2.15. Самопроизвольное извлечение рабочего органа | | | | |
| компенсирующего стержня | | | | |
| §2.16. Вытеснитель компенсирующего стержня заменен водой | | | | |
| §2.17. Нейтронно-физический анализ и статический | | | | |
| теплогидравлический анализ для активных зон реактора ВВР-СМ | 91 | | | |
| §2.17.1. Расчет подкритичности | 94 | | | |
| §2.17.2. Расчет реактивности стержней управления | 94 | | | |
| Выводы по второй главе | 96 | | | |
| ГЛАВА III. Результаты анализов процессов/аварий для активных | | | | |
| зон реактора ВВР-СМ с 6- и 8- трубными тепловыделяющими | | | | |
| сборками типа ИРТ-4М | 98 | | | |
| §3.1. Тепловыделяющие сборки | | | | |
| §3.2. Анализ выгорания для активных зон | | | | |
| §3.3. Подкритичность. | | | | |
| §3.4. «Вес» стержней управления | | | | |
| §3.5. Параметры активной зоны реактора для расчетов переходных | | | | |
| процессов | 105 | | | |
| §3.6. Кинетические параметры и коэффициенты реактивности | | | | |
| §3.7. Методология расчетов переходных процессов/аварийных | | | | |
| ситуаций | 108 | | | |
| §3.8. Анализ переходных процессов/аварийных ситуаций на реакторе | 112 | | | |
| §3.8.1. Выброс компенсирующего стержня | | | | |
| §3.8.2. Отключение насосов охлаждения из-за потери | | | | |
| электропитания | 119 | | | |
| §3.8.3. Падение ТВС в ячейку активной зоны | | | | |

| §3.8.4. Падение тепловыделяющей сборки на активную зону | | |
|--|-----|--|
| Выводы по третьей главе | 132 | |
| ГЛАВА IV. Анализ проектных и запроектной аварий | 133 | |
| §4.1. Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого | | |
| контура | 133 | |
| §4.2. Анализ критичности топлива при хранении | 141 | |
| §4.3. Потеря качества изоляции или обрыв в кабельной | | |
| коммуникации ионизационной камеры автоматического | | |
| регулирования | 143 | |
| §4.4. Мгновенное закрытие задвижки | 146 | |
| §4.5. Запроектная авария | 151 | |
| §4.6 Нарушения в работе второго контура | 155 | |
| §4.7 Падение свежей тепловыделяющей сборки в хранилище | | |
| отработавшего топлива | 156 | |
| §4.8. Падение предметов в хранилище отработавшего топлива | 158 | |
| §4.9. Внешние события | 158 | |
| §4.9.1. Землетрясение (в том числе сбросы и оползни | | |
| сейсмического происхождения) | 158 | |
| §4.9.2. Наводнения (в том числе прорыв расположенной выше по | | |
| течению плотины и затор на реке) | 160 | |
| §4.9.3. Песчаные бури | 160 | |
| §4.9.4. Взрывы | 161 | |
| §4.9.5. Авиационные катастрофы | 161 | |
| §4.9.6. Пожары | 162 | |
| Выводы по четвертой главе | 163 | |
| Заключение | 164 | |
| Список использованной литературы | 166 | |
| Список условных обозначений, единиц, символов и терминов | 179 | |

ВВЕДЕНИЕ (аннотация диссертации)

востребованность Ha Актуальность И темы диссертации. 53 сегодняшний лень страны мира 220 эксплуатируют около исследовательских реакторов, из которых 171 были построены с активной зоной, работающей на высокообогащенном уране. В рамках инициативы по глобальному уменьшению угрозы распространения ядерных материалов с середины 80-х годов практически прекратилось строительство новых исследовательских ядерных установок, преобладающим стал процесс их вывода из эксплуатации или конверсии на низкообогащенное топливо. При конверсии реактора на низкообогащенное топливо есть общие требования МАГАТЭ о необходимом объеме анализа аварийных ситуаций, которые могут происходить во время конверсии и при дальнейшей эксплуатации реактора на низкообогащенном топливе.

В мире в настоящее время эксплуатируемые исследовательские реакторы, работающие на высокообогащенном топливе, поэтапно переходят на низкообогащенное. Каждый исследовательский реактор отличается от других геометрией активных зон реакторов, количеством вертикальных и горизонтальных каналов, размерами и конфигурациями тепловыделяющих сборок (ТВС), их количеством в активной зоне реактора, отражателями нейтронов, теплоносителями. Поэтому проведение всестороннего анализа безопасности каждого исследовательского реактора является актуальной и приоритетной задачей.

В нашей Республике в рамках программы снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах с 1998 года был начат перевод реактора ВВР-СМ на топливо типа ИРТ-3М с 36% обогащением, а с 2009 года - на ТВС типа ИРТ-4М с обогащением 19,7%. Для обеспечения необходимого потока нейтронов при уменьшении степени обогащения производители увеличили массу и плотность урана-235 в ТВС. При этом меняется толщина материалов ТВС, тепловая и радиационная нагрузка на

материалы ТВС, а также нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора в целом. В соответствии с требованиями регуляторных органов, а также обеспечением безопасной эксплуатации ядерного реактора ВВР-СМ необходимо рассчитать характеристики реактора для всех режимов его работы и для всех конфигураций активной зоны, а также смоделировать всевозможные аварийные ситуации при использовании различного типа ТВС, включая смешанные режимы.

Исследования, проведенные в данной диссертационной работе, соответствуют задачам, предусмотренным в Указе Президента Республики Узбекистан № УП-4947 от 7 февраля 2017 года «О Стратегии¹ действий по дальнейшему развитию Республики Узбекистан на 2017-2021 года», Постановлениях Президента Республики Узбекистан № 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 2019 года «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 республики II. «Энергетика, энергосбережение и альтернативные источники энергии».

Обзор зарубежных научных исследований по теме диссертации². В рамках международной программы снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах (RERTR) ведущими научно-исследовательскими центрами мира проводятся работы по конверсии на

²Обзор зарубежных исследований по теме диссертации проведен на основе источников https://scienceandglobalsecurity.org/ru/archive/2002/01/the_conversion_of_research_rea.html, https://www.atomic-energy.ru/news/2020/02/26/101701 и других.

¹ Указ Президента Республики Узбекистан № УП-4947 «О Стратегии действий по дальнейшему развитию Республики Узбекистан» от 07 февраля 2017 г.

низкообогащенное топливо исследовательских реакторов. Среди них такие, как реактор LVR-15 (Чехия), реактор ВВР-К (Казахстан), реактор Тажура ИРТ-1 (Ливия), реактор BRR (Венгрия) и другие.

В исследовательском реакторе LVR-15 мощностью 10 МВт с 2011 года начали использовать ядерное топливо типа ИРТ-4М вместе с ИРТ-2М, при этом плотность потока тепловых нейтронов уменьшилась на 10%; реактор ВВР-К мощностью 6 МВт с 2016 года начал работать на низкообогащённом 19,7% топливе типа ВВР-Ц; реактор Тажура ИРТ-1 мощностью 10 Мвт начал работать на ВОУ (ИРТ-2М) с 1983 года, в настоящее время используется НОУ топливо типа ИРТ-4М; Будапештский исследовательский реактор ВRR с 2012 года начал использовать НОУ топливо типа ВВР-М2 с обогащением 20% по урану-235. Для всех реакторов были проведены анализы безопасности и показано, что новая конфигурация активной зоны с НОУ топливом является безопасной и превышения допустимых эксплуатационных параметров, как в стационарном состоянии, так и при переходных процессах, не происходит.

По инициативе МАГАТЭ, с участием правительств США и России исследовательские реакторы начиная с 1978 года поэтапно переводятся на топливо с более низким обогащением. В числе стран, которым МАГАТЭ оказывало поддержку в конверсии исследовательских реакторов либо в выводе их из эксплуатации, находятся Австрия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Гана, Грузия, Казахстан, Китай, Латвия, Ливия, Мексика, Нигерия, Польша, Португалия, Румыния, Сербия, Узбекистан, Украина, Чехия, Чили и Ямайка. В настоящий момент продолжаются работы по содействию в конверсии исследовательских реакторов в Гане и Нигерии.

По конверсии исследовательских реакторов ведутся исследования по следующим приоритетным направлениям: внедрение механизмов стимулирования перехода К технологиям без использования высокообогащенного урана, физическая ядерного защита материала, производство медицинских радиоизотопов с использованием мишеней из низкообогащенного урана, нераспространение и укрепление ядерной безопасности.

Степень изученности проблемы. В мире много исследовательских реакторов работали на высокообогащенном уране, что создавало риски распространения ядерного материала. В конце 1970-х годов были подписаны соглашения, поддержанные МАГАТЭ, на перевод исследовательских реакторов на топливо низкого уровня обогащения (менее 20%) без ущерба для Разработкой эксплуатационных характеристик ЭТИХ реакторов. тепловыделяющих сборок с обогащением ниже 20% по урану-235 для исследовательских реакторов, а также нейтронно-физическими расчетами и анализом безопасности занимались и занимаются многие исследователи, в том числе российские (П.М. Егоренко, В.А. Насонов, А. Талиев, А.А. Енин, Ватулин, А.Н. Ерыкалов, Ю.В. Петров, Н.В. Архангельский, К.А. Коноплев, А.Л. Ижутов), американские (N. Hanan, Jordi Roglans-Ribas, G. Hofman, Arne P. Olson, J. Matos), казахстанские (Ф.М. Аринкин, П.В. Л.В. И. Чакров, Чекушина, Добрикова, Ш.Х. Гизатулин, К.К. Кадыржанов, А.А. Шаймерденов), южно-корейские (Jong Man Park, Sangik Wu, C. Kim,), чешские (A. D'ambrosio, J. Kysela, J. Ernest, M. Marek), (Б.С. Юлдашев, У.С. Салихбаев, И.И. узбекистанские Садиков, С.А. Байтелесов) и другие специалисты.

В результате проведенных исследований в мире были разработаны технологии производства низкообогащенного уран-молибденового, уран-силицидного и уран-диоксидного топлива. На Новосибирском (Россия) заводе химконцентратов было начато производство уран-диоксидного ТВС типа ВВР-КН, ВВР-М2 и ИРТ-4М с обогащением по ²³⁵U ниже 20% для исследовательских реакторов, поставленных в Венгрию, Украину, Вьетнам, Чешскую Республику, Узбекистан, Казахстан, Ливию, Болгарию и Северную Корею. Однако все ТВС отличались друг от друга геометрическими размерами, формой, толщиной стенок твэлов, зазорами между твэлами, количеством урана в ТВС, материалами твэлов, топливной матрицы и т.д.

Для проведения конверсии реактора BBP-CM на низкообогащенное топливо необходимо было выполнить большой объем нейтронно-физических, теплогидравлических и теплотехнических расчетов, а также анализ безопасности, включающий моделирование аварийных ситуаций.

Связь диссертационного исследования c научнопланами исследовательских работ научно-исследовательского учреждения, где выполнена диссертация. Диссертационная работа выполнена в рамках плана научно-исследовательских работ 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-А3-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 BBP-CM» (2017-2020), № ФА-Атех-2018-(175+170) «Разработка методов оптимизации топливных циклов и контроля параметров ядерного реактора BBP-CM» (2018-2020), а также в рамках контракта 6F-01024 «Analysis in support of the Conversion of the WWR-SM Reactor in Ulugbek, Republic of Uzbekistan, to IRT-4M low enriched uranium (LEU) fuel» (2006-2009) с Аргоннской национальной лабораторией США.

Целью исследования является научное обоснование условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ВВР-СМ при его эксплуатации и переводе на низкообогащенное ураном-235 топливо типа ИРТ-4М и моделирование возможных аварийных ситуаций.

Задачи исследования:

провести анализ безопасности реактора ВВР-СМ при конверсии реактора на использование в активной зоне 6-трубных ТВС типа ИРТ-4М с UO₂ топливом, обогащенным изотопом ²³⁵U до 19,7%;

определить кинетические параметры и коэффициенты реактивности при использовании в активной зоне ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М;

рассчитать возможные ситуации с неуправляемым перемещением стержней управления реактора;

провести расчеты и анализ аварийных ситуаций в системе охлаждения реактора;

провести анализ возможных аварийных ситуаций в системе электроснабжения, в хранилищах ядерного топлива и оценить их последствия;

определить последствия аварийных ситуаций на экспериментальном оборудовании и устройствах;

провести анализ наиболее тяжёлых аварийных ситуаций и оценку радиационной нагрузки на персонал и население;

определить последствия запроектных и гипотетических аварий;

рассмотреть и проанализировать аварийные ситуации/переходные процессы при эксплуатации реактора с 6-трубными и 8-ми трубными ТВС ИРТ-4М;

выяснить механизмы протекания процессов при различных моделируемых аварийных ситуациях для реактора BBP-CM.

Объектом исследования является обоснование ядерной безопасности исследовательского ядерного реактора ВВР-СМ при его конверсии на низкообогащенное топливо и его дальнейшая эксплуатация с тепловыделяющими сборками ИРТ-4М с низкообогащенным ураном (19,7%).

Предметом исследования являются различные аварийные ситуации при использовании в активной зоне тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М топливом, обогащенным изотопом ²³⁵U до 19,7%.

Методы исследования. Методы компьютерного моделирования исследуемых процессов на базе пакетов специальных программ IRT-2D/PC, MCNP, WIMS, REBUS, PLTEMP, PARET.

Научная новизна исследования заключается в следующем:

впервые рассчитаны дозовые воздействия внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) при моделировании аварии с расплавлением одиночных тепловыделяющих сборок 0,25 Зв на все тело человека и 3 Зв на щитовидную железу, что значительно ниже разрешенных доз при авариях:

в результате моделирования показано, что реактор будет остановлен системой аварийной защиты при поступлении холодной воды в бак реактора;

установлено, что отключение электропитания насосов первого контура не приводит к аварийной ситуации и реактор будет остановлен по сигналу об уменьшении расхода воды ниже 80% для всех активных зон;

выявлена глубокая подкритичность в хранилище «свежего» топлива при гипотетическом случае заполнения его водой — $k_{9\varphi}<0,52$ и $k_{9\varphi}<0,82$ для хранилищ отработавших тепловыделяющих сборок, которые меньше допустимого значения для хранилищ - $k_{9\varphi}<0,95$;

впервые установлена возможность работы реактора с 24 тепловыделяющими сборками ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °C и мощностью 11 МВт без нагрузок в обычных условиях эксплуатации для 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными тепловыделяющими сборками;

определено, что поставляемый расход воды 0,245 м³/час при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ, превышает минимально требуемый при этом в 2,2-3,2 раза;

рассчитаны и проанализированы 27 моделей аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ, позволившие впервые осуществить безопасный перевод реактора на эксплуатацию с низкообогащенным урановым топливом.

Практические результаты исследования заключаются в следующем:

нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами и анализом рассмотренных аварийных ситуаций показано, что при переводе реактора на низкообогащенное топливо ИРТ-4М система безопасности успешно справляется с возможными аварийными ситуациями;

обоснована ядерная безопасность эксплуатации реактора ВВР-СМ с использованием как 6-трубных, так и 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М с 19,7% обогащением по урану-235;

установлено, что остановка реактора системой аварийной защиты при поступлении холодной воды в бак реактора происходит по сигналу о превышении мощности в 12 МВт для всех активных зон;

выявлена глубокая подкритичность в хранилище «свежего» топлива при гипотетическом случае заполнения его водой и для хранилищ отработавших тепловыделяющих сборок;

выявлено, что при неуправляемом перемещении стержней управления реактора система авариной защиты реактора остановит цепную реакцию по превышению мощности, без возникновения аварийной ситуации.

Достоверность результатов исследования обосновывается комплексным применением современных методов физического эксперимента и теоретического анализа, хорошей воспроизводимостью результатов; созданием конкретных физических моделей и непротиворечивостью выводов общим физическим представлениям.

Научная и практическая значимость результатов исследования. Научная значимость результатов заключается в развитии научных положений, вносящих весомый вклад в анализ безопасности исследовательских реакторов, откликов реактора на различные аварийные ситуации и переходные процессы. Практическая значимость результатов состоит в решении важной научной проблемы — безопасном переводе реактора ВВР-СМ на использование низкообогащенного ядерного топлива, а также установке аварийного насоса и

аварийной вентиляции с целью повышения безопасности эксплуатации реактора и минимизации последствий аварийных ситуаций.

Внедрение результатов исследований. На основе полученных результатов по моделированию аварийных ситуаций на реакторе ВВР-СМ при конверсии на низкообогащенное топливо:

рассчитанные дозовые воздействия внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора при моделировании аварии с расплавлением одиночных тепловыделяющих сборок использованы на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило обеспечить безопасную работу реактора;

установленная возможность работы реактора с 24 тепловыделяющими сборками ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт без нагрузок в обычных условиях эксплуатации была использована на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило обеспечить безопасный перевод реактора с эксплуатации топлива с высокообогащенным ураном на низкообогащенное ураном топливо;

определенный минимальный расход воды при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ, рассчитанные и проанализированные модели аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ были использованы на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило безопасно провести перевод реактора на эксплуатацию с низкообогащенным ураном топливом, в настоящее время в реакторе используется низкообогащенное топливо типа ИРТ-4М в полностью безопасном режиме;

рассчитанные и проанализированные модели аварийных

ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ были использованы на реакторе ВВР-К Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан при разработке отчета по анализу безопасности исследовательского реактора ВВР-К с низкообогащенным топливом (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан № 34-15.08-12/1181 от 20 октября 2021 года). Использование результатов позволило обосновать безопасность конверсии исследовательского реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо.

Апробация результатов исследования. Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на 8 международных и республиканских конференциях.

Опубликованность результатов исследования. По теме диссертации опубликованы 19 научных работ, из них 10 статей в научных изданиях, рекомендованных Высшей аттестационной комиссией Республики Узбекистан для публикации основных научных результатов докторских диссертаций, из которых 4 в зарубежных научных журналах.

Структура и объём диссертации. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка использованной литературы. Объем диссертации составляет 179 страниц.

Список опубликованных работ:

- 1. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Neutron-physical and thermohydraulic calculations of VVR-SM with high- and low-enrichment uranium fuel assemblies // Atomic Energy. Moscow, 2008. vol. 104, No. 5. pp. 349-354. (№3. Scopus; IF=0.317)
- 2. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Calculation of Emergency Situations Occurring During the Conversion of The Research Reactor at the Institute of Nuclear Physics of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan // Atomic Energy. Moscow, 2008. vol. 104, No. 6. pp. 444-449 (№3. Scopus; IF=0.209)

- 3. Кунгуров Ф.Р., Байтелесов С.А. Падение тепловыделяющей сборки в ячейку активной зоны реактора // Узбекский физический журнал. Ташкент, 2009. № 5-6(11). С. 402-405 (01.00.00. №5).
- Кунгуров Ф.Р. Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура. // Узбекский физический журнал. Ташкент, 2009. № 3(11). С. 230-234 (01.00.00. №5).
- 5. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core // Uzbek Journal of Physics. Tashkent, 2010. vol.12, No 4-6. pp. 422-428 (01.00.00. №5).
- 6. Salikhbaev U.S., Koblik Yu.N., Dosimbaev A.A., Baytelesov S.A., Kungurov F.R. Service life extension of VVR-SM fuel assemblies // Atomic Energy. Moscow, 2011. vol.110, No5. C. 309-315 (№3. Scopus; IF=0.209).
- 7. 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).
- 8. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Юлдашев Б.С. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ // Доклады Академии наук РУз. Ташкент: АН РУз, 2019. №2. –С.31-37(01.00.00. №7)
- 9. 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. (№3. Scopus; IF=0.378)
- Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Кудиратов С.Н., Салихбаев У.С., Юлдашев Б.С. Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ // Доклады Академии наук РУз. Ташкент: АН РУз, 2020. №5. С. 30-35 (01.00.00. №7)
- 11. 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 // RERTR-

- 2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Prague, Czech Republic, September 23-27 2007, Vienna: IAEA. -10 p.
- 12. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Neutronics and Steady-State Thermal Hydraulics Analysis for the HEU, Mixed HEU-LEU and the First Full LEU Cores of WWR-SM Reactor at INP AS RUz // RERTR-2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Prague, Czech Republic, September 23-27 2007. Vienna: IAEA. -7 p.
- 13. 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 Fuel: Proceedings of a Technical Meeting held in Thurso, United Kingdom, 19-22 October 2009. Vienna: IAEA. pp.171-184.
- 14. Baytelesov S.A., Kungurov F.R. Full instantaneous traversal rupture of the primary loop pipeline // Transactions, of the "Research Reactor Fuel Management" RRFM-2010, March 21-25, Marrakech, Morocco. Vienna: IAEA, 2010. 6 p.
- 15. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Control rod ejection accident while using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core //"Research Reactor Fuel Management": European Research Reactor Conference, March 20-24, 2011. Rome, Italy, 2011. p.90
- 16. Салихбаев У.С., Бакиев С.А., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Аликулов Ш.А. Определение макроскопических ядерных констант для нейтронно-физических расчетов // «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики»: Сборник докладов межд. научно-техн. конф., 27-29 ноября 2012 г. Москва: ОАО «НИКИЭТ». Том 2. С. 220-224.
- 17. 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", Samarkand, September 25-28, 2012. Tashkent, 2012. pp. 313-314.
- 18. Alikulov Sh.A., Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov Dj. Successful operation of WWR-SM research reactor after conversion to LEU fuel // Proceedings 35th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 12-16, 2014, Vienna, Austria. Vienna, IAEA, 2014. 5 p.
- 19. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov D.D. Safe and effective utilization of WWR-SM research reactor after conversion // Proceedings 36th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 11-14, 2015, Seoul, South Korea. Vienna, IAEA, 2015. 8 p.

ГЛАВА І. КОНВЕРСИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ТОПЛИВО И ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРОВ ПРИ КОНВЕРСИИ

(Обзор литературы)

§ 1.1. Необходимость конверсии исследовательских реакторов в мире

Исследовательские ядерные реакторы, в отличие от большинства энергетических реакторов, работают на топливе с более высоким обогащением по урану-235. Возможность использования высокообогащенного урана для создания оружия массового поражения, широкая география расположения исследовательских ядерных реакторов в мире и экспорт ядерного топлива из высокообогащенного урана в эти страны, создавали определенные риски распространения ядерных материалов. В конце 1970-х годов под эгидой МАГАТЭ, с участием ряда ядерных держав создана программа поэтапной конверсии исследовательских ядерных реакторов топлива cвысокообогащенным ураном-235 (до 90%) на топливо с низкообогащенным ураном-235 (36% и далее до менее 20%).

В рамках российской программы «Снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах и перспективы на будущее», выполнена работа, основной целью которой является предотвращение распространения ядерного оружия; сохранение рынка по поставкам ТВС в страны СНГ, Восточной Европы и др.; обеспечение возможности участия России в конкурсных проектах по созданию исследовательских реакторов в различных странах мира. Программа состоит из трех основных этапов: разработка и создание твэлов и ТВС на основе UO₂+Al; разработка и создание твэлов и ТВС с высокоплотным уран-молибденовым сплавом; разработка твэлов стержневого типа для исследовательских реакторов [1, с. 23-25; 2, с. 22-23; 3, с. 33-36; 4, с. 29-31; 5, с. 166-168; 6, с. 3-6; 7, с. 20; 8, с. 299-302; 9, с. 338-339].

Так, в работе [4, с. 29-31] говорится, что Российская Федерация и Соединённые Штаты Америки проводят общую политику по минимальному использованию и исключению, в конечном счёте, из гражданских ядерных во всем мире высокообогащенного программ урана материала, используемого для производства ядерного оружия. Основное потребление высокообогащённого урана (ВОУ, >20% 235U) в гражданских целях осуществляется в исследовательских и испытательных реакторах. Если эти реакторы перевести на низкообогащенное ураном топливо (НОУ, <20% ²³⁵U), то ВОУ был бы практически исключён из использования в гражданских атомных программах.

В работе [5, с. 166-168] автор говорит о том, что в конце 1970-х годов, как в Соединенных Штатах, так и в Советском Союзе, было признано, что использование ВОУ в гражданских исследовательских реакторах, особенно если топливо экспортируется в другие страны, создает риски распространения материала, пригодного ядерного ДЛЯ создания оружия массового уничтожения. Для борьбы с рисками распространения обе страны приступили реализации программ по снижению уровня обогащения топлива, поставляемого в другие страны, с 80-90% до 20-36% 235 U. Советская программа по снижению обогащения топлива исследовательских реакторов была принята в начале 1980-х годов: на первом этапе уровень обогащения был понижен до 36%, а на втором уменьшен до 20%. К 2006 году работы по первому этапу - разработка твэлов и ТВС на основе UO₂-Al топлива - были практически завершены. На Новосибирском заводе химконцентратов было начато производство ТВС типа BBP-M2 и ИРТ-4M с обогащением по ²³⁵U ниже 20% для исследовательских реакторов, поставленных в Венгрию, Украину, Вьетнам, Чешскую Республику, Узбекистан, Ливию, Болгарию, и Северную Корею.

В работе [7, с. 20] говорится о проводимых в России исследовательских работах по созданию высокоплотного низкообогащенного топлива и твэлов/ТВС на его основе, предназначенных для конверсии исследовательских

российской/советской реакторов конструкции, соответствии В c международной программой нераспространения ядерных материалов. Исследования рассматривают два типа топлива на основе U-Мо сплава: дисперсионное и монолитное. Разработка проводится как для действующих исследовательских реакторов российской конструкции, так и для возможных новых проектов исследовательских реакторов. Успешно завершен первый этап работ, который включал дореакторные, реакторные и послереакторные исследования дисперсионного U-Мо топлива в экспериментальных трубчатых и стержневых твэлах. Параметры реакторных испытаний соответствовали условиям эксплуатации исследовательских реакторов бассейнового типа российской конструкции. На период представления материала (2012 г.) завершался второй этап разработки топлива, который включал ресурсные конструкций полномасштабных ТВС типа ИРТ с испытания двух дисперсионным U-Mo топливом, разработку способов обеспечения радиационной стабильности U-Mo топлива при высоких нагрузках и выгораниях.

программа «Снижения обогащения Американская топлива ДЛЯ исследовательских и тестовых реакторов - RERTR» стартовала в 1978 году в Аргоннской национальной лаборатории (ANL) Министерством энергетики США (DOE) [10, с. 12-13; 11, с. 2-3; 12, с. 2-3; 13, с. 2-4; 14, с. 1-3; 15, с. 1-2; 16, c. 1-2; 17, c. 1; 18, c. 11; 19, c. 1; 20, c. 1-3; 21, c. 1-2; 22, c. 1; 23, c. 1; 24, c. 1-2; 25, с. 1-2]. Это программа поддерживает работы по конверсии и созданию низкообогащенного топлива для исследовательских и тестовых реакторов, по проведению различных расчетов по конверсии. Основной целью программы является разработка технологий, позволяющих использовать высокообогащенного уранового топлива топливо с низкообогащенным ураном в исследовательских и тестовых реакторах, без значительных потерь в эффективности при проведении экспериментов, экономических потерь или в аспектах безопасности реакторов.

Три ключевые подпрограммы Миссии Глобальной инициативы по уменьшению угрозы GTRI обеспечивают комплексный подход к запрету террористам в доступе к ядерным и радиологическим материалам и обеспечивают постоянное снижение угрозы [10, с. 12-13]:

- Подпрограмма Convert поддерживает перевод отечественных и международных гражданских исследовательских реакторов, и установок по производству изотопов с использования ВОУ на НОУ и исключает использование ВОУ в гражданских целях. Эти усилия приводят к постоянному снижению угрозы.
- Подпрограмма «Удаление» поддерживает удаление или утилизацию избыточных ядерных и радиологических материалов с гражданских объектов по всему миру и устраняет потенциальные цели для террористов по получению ядерных и радиологических материалов. Эти усилия приводят к постоянному снижению угрозы.
- Подпрограмма «Защита» обеспечивает защиту высокоприоритетных ядерных и радиологических материалов во всем мире от краж и саботажа и повышает физическую безопасность на уязвимых ядерных и радиологических объектах [10, с. 12-13].

В работе [11, с. 2-3] авторы рассматривают возможность продления срока службы НОУ твэлов, по экономическим соображениям, в ядерном реакторе Форда путем увеличения массы ²³⁵U с 9,3 г в алюминидовом топливе (UAlx) до 12,5 г в силицидном топливе (U₃Si₂). Для типичной конфигурации активной зоны были проведены предварительные нейтронно-физические и теплогидравлические статические расчеты для исследования характеристик активной зоны при переходе от полностью алюминидной к полностью силицидной активной зоне.

С целью унификации топливных элементов в статье [16, с. 1-2] рассмотрена возможность использования стержневых ТВС в активной зоне исследовательских реакторов. Ими представлены результаты расчетов геометрических, гидравлических и теплотехнических параметров стержневых

ТВС. На основе анализа характеристик стержневых ТВС по сравнению с трубчатыми предложено несколько конструкций твэлов с квадратным сечением и топливных сборок. Разработанные авторами статьи конструкции являются основой для дальнейшей оптимизации после нейтронно-физических расчетов активных зон.

Исследовательский реактор ВВР-СМ в Узбекистане работал на мощности 10 МВт с 1979 года, с использованием поставляемых Россией тепловыделяющих сборок ИРТ-3М, обогащенного до 90% по ²³⁵U.

Испытания на выгорание трех полноразмерных ТВС ИРТ-3М с 36% обогащением успешно завершены до выгорания около ~ 50% в 1987-1989 гг. В 1998 г. четыре ТВС ИРТ-3М с 36% обогащением были загружены в активную зону для того, чтобы начать конверсию активной зоны на обогащенное до 36% топливо. В работе [18, с. 11] представлены результаты сравнений равновесного топливного цикла реактора с использованием ВОУ (90%) и ВОУ (36%) топлива ИРТ-3М и полученные результаты сравнены с характеристиками НОУ ТВС ИРТ-4М (19,75% обогащения).

В работе [19, с. 1] представлены количественные данные об облучении уран-молибденовых топлив из низкотемпературных экспериментов RERTR-1 и -2. Представлены измерения распухания U-Мо топлива при ~ 40% и ~ 70% выгорании. Оценена скорость роста слоя взаимодействия топливной матрицы. Сравнены микроструктуры топлива в состояниях до и после облучения. На основании этих данных была получена качественная картина эволюции микроструктуры U-Мо-топлива при облучении. Представлены оценки распухания уран-молибденового топлива и взаимодействия топливной матрицы в условиях работы высокомощного исследовательского реактора.

U-Мо сплавы, диспергированные в алюминиевой матрице, предлагают потенциал для уранового топлива высокой плотности, необходимого для конверсии на НОУ во многих исследовательских реакторах. Проводимые в 2000 годах квалификационные испытания топлива в рамках программы США RERTR показывали хорошие свойства облучения дисперсионного топлива из

U-Мо сплава, содержащего 7-10% массовой доли молибдена. В работе [21, с. 1-2] для нейтронно-физических исследований предполагалось, что сплав содержит 9% массовой доли молибдена (U-9Mo) с плотностью урана в сердечнике топлива 5,00 гU/см³, что соответствует 32,5% объемной доли U-9Мо. Топливо, содержащее U-9Мо, использовалось в российских реакторах с 1950-х годов. Для трех исследованных реакторов, проанализированных в настоящей работе, толщина НОУ твэлов такая же, как и для эталонных ВОУ твэлов, изготовленных в России. По сравнению с эталонным топливом, содержащим 80-90% обогащенного урана, диспергированное в А1 топливо из НОУ U-9Mo с 5,00 гU/см³ удваивает продолжительность цикла реактора MARIA и увеличивает продолжительность цикла IR-8 примерно на 11%. Для реактора ВВР-СМ продолжительность цикла и, следовательно, количество используемых тепловыделяющих сборок в год почти не изменились. Чтобы соответствовать длине цикла 36% обогащенного топлива, используемого в момент написания данной статьи в реакторе ВВР-СМ, потребуется плотность урана в дисперсионном топливе из НОУ U-9Mo, составляющая около 5,4 г U/cm^3 . НОУ-топливо с концентрацией 5,00 г U/cm^3 приводит к уменьшению потоков тепловых нейтронов в водяных протоках у края активной зоны на (6-8)% для всех трех реакторов.

В работе [22, с. 1] приведена информация о работах по радиационным испытаниям миниатюрных тепловыделяющих элементов U-Мо НОУ типа, изготовленных в Институте Бочвара в реакторе МІК в рамках сотрудничества с ANL в рамках программы RERTR. Поперечное сечение твэла представляет собой квадрат 2,98×2,98 мм, материал оболочки - алюминиевый сплав САВ-1, высота активной части твэла ≤ 200 мм, объемная плотность урана в составе топлива составляет ~ 4 и ~ 6 г/см³. Всего было испытано 71 низкоразмерных топливных элемента штыревого типа, включая 13 различных модификаций, которые отличались характеристиками состава топлива. Чтобы получить данные о поведении топлива при различных выгораниях, несколько минигрупп топливных элементов были облучены до различных значений

выгорания в диапазоне от $\sim 20\%$ до $\sim 70\%$ выгорания 235 U. В этой работе были представлены основные тесты облучения и результаты РІЕ, которые были получены в тестах.

В этой работе [23, с. 1] представлена информация о последних разработках программы развития монолитного топлива в США. На основании результатов испытаний на облучение для дальнейшей разработки в качестве основного конверсионного топлива для НОУ для исследовательских США реакторов высокими эксплуатационными характеристиками U-Mo. (USHPRR) было выбрано Более монолитное топливо целенаправленные испытания в испытательных кампаниях по облучению RERTR-12, AFIP-6 и AFIP-7 подтвердили, что U-Мо монолитная топливная система демонстрирует хорошие характеристики при облучении в диапазоне условий облучения, необходимых для поддержки работы высокоэффективных исследовательских реакторов, лицензированных Комиссией по ядерному Штатах. Соединенных Топливные регулированию пластины эксперимента RERTR-12, в частности, демонстрируют стабильное поведение при очень высокой степени выгорания ($>1 \times 10^{22}$ локальной плотности деления) при высокой плотности мощности (в среднем 18-40 кВт/см³), после чего они выходили из строя без выхода продуктов деления в теплоноситель. На основании этих результатов программа конверсии USHPRR продолжает квалификацию топлива, начиная с разработки процессов производства в промышленных масштабах и выбора процесса производства посредством испытания облучением MinPlate-1 (MP-1). Топливо, изготовленное с использованием выбранного процесса, будет квалифицировано с помощью серии облучений минипластин, полноразмерных пластин и топливных элементов. Продолжаются дополнительные работы по определению пределов производительности топлива посредством измерения и оценки свойств материала, моделирования характеристик топлива и тестирования расхода.

В июне 2015 года начали облучение двух ведущих тестовых сборок ИРТ-3M (U-9%Mo) в реакторе МИР в рамках программы RERTR [24, с. 1-2]. Это топливо используется во многих исследовательских реакторах бассейнового типа, разработанных в России. Испытания направлены на экспериментальную проверку работоспособности тепловыделяющих сборок до 60% выгорания ²³⁵U. В качестве топлива используются атомизированные частицы U-9%Мо (размером 63-160 мкм), изготовленные путем распыления. Плотность урана в сердечнике топлива достигает 5 г/см³. В работе представлены данные о параметрах и условиях испытаний топливных сборок, а также параметры и результаты испытаний сборок ИРТ-3М и ИРТ-У, завершенных в 2008 г.

В работе [25, с. 1-2] говорится о конверсии реактора Аргус на НОУ топливо. Аргус — это растворный реактор мощностью 20 кВт, который работает в НИЦ «Курчатовский институт» с 1981 года. Топливо - высокообогащенный (90%) раствор уранил-сульфата (ВОУ). Реактор имеет присущую безопасность. В 2010-2012 гг. была изучена возможность конверсии реактора на НОУ топливо. Положительные результаты нейтроннофизических и теплогидравлических расчетов позволили принять решение о конверсии реактора. Подготовительные работы проводились на реакторе ARGUS в период 2012-2014 гг., и НОУ топливо было подготовлено и загружено в активную зону реактора, достигнув первой критичности в июле 2014 года. НОУ топливо было получено путем смешивания имевшегося ВОУ топлива и топлива с обогащением 1,8%. Смешивание было проведено в корпусе реактора ARGUS. В результате были получены следующие характеристики топлива: обогащение 19,8%, концентрация урана 380 г/л, объем 25,7 л.

§ 1.2. Исследование параметров ядерных реакторов при их конверсии

Также со стороны учёных ведется разработка и совершенствование программного обеспечения для ведения расчетов активной зоны реактора как для рутинных расчетов, так и для целей конверсии реакторов на использование НОУ топлива [26; с. 1, 5-6, 27; с 1, 28; с. 1-3, 29; с. 1, 6, 30; с. 1-2, 31; с. 1-13].

Так в работе [26; с. 1, 5-6] описаны последние улучшения в программе REBUS. Программа REBUS (Reactor Burnup System) существенно изменилась за более чем три десятилетия. Первоначальная концепция программы заключалась в максимизации ее эффективности при расчете топливного цикла и выгорания топлива с использованием доступных крупных компьютеров для мэйнфреймов конца 1960-х годов. Лучшие компьютеры в то время характеризовались ограниченным объемом памяти, различными типами памяти (основная память, объемная память), а также коротким или длинным словом.

Следовательно, разработка сложных программ компьютерного моделирования и анализа была значительно ограничена аппаратными ограничениями, а также программными ограничениями. В этой статье были обсуждены достижения в моделировании топливного цикла реактора, которые стали доступны после появления мощных персональных компьютеров (ПК) и кластеров ПК, в которых больше нет ограничений памяти. Достижения в компьютерных операционных системах и компиляторах также преодолели многие прошлые ограничения.

В работе [27; с. 28] говорится об использовании программы PLTEMP/ANL для проведения теплогидравлических расчетов активной зоны реактора. Программа PLTEMP/ANL - это программа для статических однофазных теплогидравлических расчетов (жидкая H_2O ИЛИ используемая ANL и исследовательскими лабораториями в ряде других стран с 1980 года для расчетов распределения температуры и подкритичности в исследовательских реакторах, где в активных зонах находятся ТВС, состоящие из нескольких топливных пластин, гнездовых топливных трубок или стержней. Шестнадцать возможностей топливных программы были идентифицированы аналитиками исследовательских реакторов как часто используемые в их теплогидравлических анализах. К ним относятся расчет скорости потока в канале при принудительном потоке или при естественной циркуляции, распределение температуры в теплоносителе, оболочке и

топливе, расчет пределов запаса до начала кипения, до начала появления нестабильности потока, до критического теплового потока, рассчитываемого с использованием одного из нескольких встроенных корреляций. За последнее десятилетие были проверены 16 возможностей, и проверка была задокументирована. Проверка была проведена путем сравнения результатов программы для десятков тестовых задач, с результатами, полученными вручную или с помощью таблиц, или с помощью других компьютерных программ. Была также сделана проверка модели путем сравнения результатов расчетов в программе с экспериментальными данными.

В рамках исследования возможности конверсии исследовательского реактора бассейнового типа 2,5 МВт ИРТ МИФИ Национального исследовательского ядерного университета МИФИ был проведен детальный нейтронно-физический анализ активной зоны с использованием различных программ Монте-Карло [28; с. 1-3]. Для проверки полученных результатов было проведено сравнение этих программ по расчету некоторых тестовых задач. Были разработаны тестовые задачи для реактора типа ИРТ с трубчатым низкообогащенным урановым (НОУ, 19,7% обогащение, U-9% Мо) топливом оксидным высокообогащенным урановым (ВОУ, 90% обогащение) топливом. Были рассмотрены статические случаи и проблема распада. Расчеты были выполнены с использованием программы Монте-Карло с непрерывной энергией: MCNP (+ MCREB для расчета выгорания) и MCU-РТК. Было исследовано влияние библиотек сечений, используемых для конкретной задачи, на результаты расчетов. Представлены также расчетные результаты для рабочей активной зоны ИРТ МИФИ с ВОУ и свежей рабочей активной зоны с НОУ топливом.

В работе [29; с. 1, 6] рассмотрены два переходных процесса с повышением мощности: быстрый и медленный для реактора ИВГ.1М, расположенного в городе Курчатов и оперируемого Институтом атомной энергии филиалом Национального ядерного центра Республики Казахстан. Повышение скорости работы компьютеров, использование компьютерных

сетей и доступность более новых компьютерных программ позволяют вносить большой объем вычислительной мощности в анализ переходных процессов в реакторах. Использование этих многочисленных ресурсов не практично в повседневной жизни. Вместо этого можно ограничиться использованием программы системного уровня, которая имеет меньше пространственных деталей. Для моделирования переходного поведения твэла были использованы витыми штырями две программы ДЛЯ гидродинамических расчетов STAR-CCM + и ANSYS и их результаты сравнивались с результатами, полученными с использованием программы системного уровня RELAP5-3D.

При изменении конфигурации активной зоны реактора с ВОУ на НОУ топливо необходимо провести исследование поведения активной зоны, изменение параметров активной зоны, то, как поведет себя активная зона при аварийных ситуациях, переходных процессах. Этому посвящено немало работ исследователей во всех странах, имеющих исследовательские реакторы.

В работе [30; с. 1-2] рассматриваются возможные схемы перехода и анализ, показывающий влияние на операции и безопасность реактора мощностью 20 МВт, который эксплуатирует Национальный институт стандартов и технологий США. Реактор с замедлителем и теплоносителем из тяжелой воды работает на ВОУ, но в настоящее время осуществляется программа по переводу реактора на НОУ топливо. Невозможно просто содержащую ВОУ-топливо заменить активную зону, равновесного выгорания, на активную зону, состоящую из свежих НОУ топливных элементов. Это может привести к нарушениям Технических спецификаций по запасу реактивности и подкритичности. Рассматриваемые альтернативные подходы поддерживают существующую схему управления топливом, согласно которой четыре свежих элемента помещаются в активную зону каждый 38,5-дневный топливный цикл. Рассматриваемые варианты: вставить либо четыре свежих НОУ топливных элемента, либо вставить только два НОУ элемента вместе с двумя ВОУ элементами. Последняя схема учитывает, что может быть некоторое количество ВОУ элементов, которые стоило бы использовать. Эти подходы были проанализированы, чтобы показать, что переходные циклы поддерживают большой запас прочности. Однако возникают две эксплуатационные проблемы. Одной из них является снижение запаса реактивности во время перехода, который необходимо будет компенсировать; возможно, сократив один из переходных циклов. Другая проблема заключается в уменьшении потока нейтронов, доступного для экспериментальной программы.

В работе [31; с. 1-13] приведены результаты расчетов, проведенных для стационарных и постулированных переходных процессов в реакторе ВВР-К в Институте ядерной физики (ИЯФ) в Алатау, Казахстан. Эти расчеты были выполнены по запросу сотрудников ИЯФ, которые выполнили аналогичные расчеты. Расчеты были выполнены для свежей активной зоны с НОУ и для четырех последующих активных зон с добавлением бериллия в качестве радиального отражателя для поддержания критичности в течение первых 15 циклов работы. Расчеты включают нейтронно-физические параметры, статическое распределение мощности и температуры и ответы на переходные процессы. Эти расчеты были выполнены независимо от тех, которые выполняются ИЯФ, и служат одним из этапов процесса проверки.

Существует также Европейская программа «Research Reactor Fuel Management», которая направлена на изучение создания низкообогащенного ядерного топлива и управления топливом [32, с. 112; 33, с. 145; 34, с. 75-76; 35, с. 89, 97-98; 36, с. 138-139; 37, с. 156-159; 38, с. 212-213; 39, с. 359; 40, с. 80-81; 41, с. 249, 251, 253; 42, с. 391-392; 43, с. 216; 44, с. 578-579; 45, с. 120].

§ 1.3. Разработка и изготовление новых топливных элементов для конверсии ядерных реакторов

О различных методах изготовления топливных пластин говорится в работе [32, с. 112]. Монолитные топливные пластины разрабатываются для применения в исследовательских реакторах по всему миру. Эти топливные

пластины состоят из заключенной в оболочку из алюминиевого сплава фольги из сплава U-Mo. Три различных метода были рассмотрены для изготовления монолитных топливных пластин: горячее изостатическое прессование (НІР), жидкофазное соединение (TLPB) переходное сварка трением перемешиванием (FSW). Из этих трех методов в настоящее время особое внимание уделяется методам HIP и FSW. В рамках разработки этих технологий изготовления топливные пластины характеризуются испытываются для определения таких свойств, как твердость и прочность соединения на границе раздела между топливом и оболочкой. Испытание образцов НІР показывает, что поведение взаимодействия фольга/оболочка зависит от содержания Мо в фольге UMo, измеренные значения твердости весьма различны для топлива, оболочки и зоны взаимодействия, а Ti, Zr и Nb являются наиболее эффективными диффузными барьерами. Для FSW образцов существует зависимость прочности сцепления на границе раздела фольга/оболочка от типа инструмента, который используется для выполнения фактического процесса FSW [32, с. 112].

Результаты постоблучательного исследования дисперсионного топлива, облученного В экспериментах RERTR-6 И представлены И проанализированы в работе [33, с. 145]. Мини-пластины, облученные в усовершенствованном испытательном реакторе (ATR) до ~ 50% и ~ 100% эквивалента выгорания НОУ, содержали до 5 мас. % кремния в алюминиевой матрице. Металлография и измерения толщины пластин показали, что добавление кремния в А1 матрицу имеет наибольший потенциал для устранения образования большой пористости, которое имело место в предыдущих испытаниях на облучение дисперсионного топлива U-Mo/Al. Результаты показывают, что добавки кремния в количестве 2 мас. % или более резко снижают степень взаимодействия между топливом и матрицей и действительно исключил пористость для условий облучения настоящих испытаний [33, с. 145].

В работе [34, с. 75-76] представлены последние результаты по развитию производства UMo топлива, достигнутые компаниями AREVA и CERCA в рамках совместных усилий по преодолению образования слоя взаимодействия в топливе во время облучения. Для проведения испытаний на облучение был изготовлен набор полноразмерных пластин из окисленного порошка UMo. Это облучение, названное IRIS IV, планировалось провести в реакторе CEA-OSIRIS в 2008 году.

В работе [35, с. 89, 97-98] обсуждаются результаты завершенных облучения и измерения распухания для IRIS-TUM, эксперимента по испытанию крупномасштабных пластин дисперсного UMo топлива при Топливо повышенной тепловой нагрузке. UMo, изготовленное измельченного порошка с алюминиевой матрицей с добавками Si и без него, было облучено до уровня выгорания, эквивалентного выгоранию НОУ, равного 88,3%. Ни на одной из топливных пластин не наблюдалось разрушение оболочки, даже при увеличении толщины в 323 мкм, что соответствует 66% «распуханию». При низкой дозе облучения большая встроенная пористость задерживает начало линейного распухания. Во время продолжения облучения за промежутком почти линейного увеличения толщины следует период с более быстрым увеличением. В наиболее благоприятном случае это нелинейное увеличение начинается примерно с $2,0\times10^{21}$ количество делений/см³, в случае отсутствия дополнительного Si при более низкой дозе деления. Топливо с добавленным в Al дисперсионным Si, распухает меньше, чем без присадок. Первые микроскопические изображения образцов, вырезанных из пластин со средним уровнем облучения, пока не дают четкого ответа, почему это так. Рост междиффузионного слоя лишь незначительно сдерживается добавлением Si. Прогресс, достигнутый в этой кампании облучения, в основном объясняется использованием молотого порошка [35, с. 89, 97-98].

В работе [36, с. 138-139] описываются разработки, предпринятые в AREVA-CERCA для производства пластин силицидного топлива новых

конструкций, предназначенных для удовлетворения потребностей в новых трубчатых топливных элементах. В нем подчеркивается, как производилось управление различными программами разработки для улучшения параметров обработки от исследовательского до промышленного масштаба. Более точно разработаны три примера: вставка листов бора в высокоплотную силицидную топливную пластину, изготовление изогнутых топливных пластин из U_3Si_2 высокой плотности и большой толщины сердечника и производство высокоплотных U_3Si_2 топливных пластин с большими размерами.

Результаты первых исследований топливных частиц U-9%Mo, покрытых барьерным слоем Nb, и где в качестве материала матрицы используется сплав Al-12%Si представлены в работе [37, с. 156-159]. На основе анализа возможных путей повышения радиационной стойкости U-Mo/Al топливной композиции предложено создать покрытия на частицах U-Mo топлива для уменьшения радиационных повреждений Al матрицы.

Постреакторные испытания топливных композиций на основе U-Mo/Al и U-Mo/Al-12%Si с барьерным слоем Nb, Zr-1% Nb и UO₂ вокруг частиц топлива, облученных до выгорания 60% ²³⁵U в 19,7% обогащенного топлива, показали их высокую радиационную стойкость.

На основании этих данных и результатов расчетов для российских исследовательских реакторов была предложена конструкция тепловыделяющего элемента пропитанного типа с оболочкой из сплава Zr-1% Nb с повышенным зарядом урана. В качестве частиц топлива используются частицы U-9%Mo, покрытые барьерным слоем Nb, в качестве материала матрицы - сплав Al-12%Si [37, с. 156-159].

§ 1.4. Конверсия различных реакторов и расчет их параметров

В работе [38, с. 212-213] представлен первый пример применения программы МС3D для переходного процесса с введением реактивности (BORAX). В рамках оценки безопасности исследовательского реактора, IRSN изучает последствия переходного процесса BORAX, точнее возникла

необходимость перенести результаты экспериментов в новую концепцию исследовательского реактора. С этой целью была адаптирована программа SIMMER-III, посвященная моделированию тяжелых аварий, FZK/IKET, была проведена работа сотрудничестве ПО проверке эксперимента SPERT. Результаты показывают, что SIMMER является точной для моделирования BORAX в тепловом реакторе и будет очень удобным инструментом для переноса экспериментальных результатов в корпус реактора. Особенно точно будут сфокусированы на эффектах нейтронных обратных связей. Кроме того, конкретные моделирования взрыва пара рассчитываются с помощью специальной программы МС3D, разработанной институтом радиационной защиты и ядерной безопасности (IRSN) [38, с. 212-213]. инструмента позволят IRSN основных проанализировать демонстрацию безопасности реактора JHR с точки зрения серьезной аварии с введением реактивности.

Результаты подробных статических теплогидравлических расчетов и переходных процессов для начальной НОУ конфигурации активной зоны представлены в работе [39, с. 359]. Проведен анализ первоначальной НОУ (тепловыделяющие сборки ИРТ-4M, 19,75% ²³⁵U) активной зоны нового IRT, Софийского исследовательского реактора Института ядерных исследований и ядерной энергии (INRNE) Болгарской Академии наук, София, Болгария, для оценки ее характеристик, важных для безопасности совместно с Программой RERTR в Аргоннской национальной лаборатории (ANL). Анализируется первоначальная конфигурация с использованием 16 ТВС (четырех 8-трубных и двенадцати 6-трубных тепловыделяющих сборок) в критическом состоянии активной зоны. Эта активная зона предпочтительна для работы боро-захватной нейтронной терапии.

Результаты анализов показывают достаточность одного насоса в первом контуре для безопасной работы на уровнях мощности реактора 200, 500 и 1000 кВт и поддержание безопасности для всех переходных процессов.

В рамках программы облучения [40, с. 80-81] IRIS-TUM в реакторе OSIRIS было облучено несколько полноразмерных плоских дисперсионных топливных пластин, содержащих измельченные ядра U(Мо) в алюминиевой матрице с добавлением кремния (2 мас.%) и без него. Микроструктурный анализ (оптическая и сканирующая электронная микроскопия) образцов этих пластин показал, что облучение измельченного топлива, диспергированного в матрице Al-2,1 мас.%Si, до локального максимального выгорания 88% эквивалента 235 U НОУ (5,9×10²¹ количество делений/см³ U(Mo)), привело к значительному, но еще не отрывному распуханию топливной пластины. Сравнение с топливной пластиной без добавления Si до выгорания 66,5% эквивалента 235 U НОУ (4,4×10 21 количество делений/см 3 U(Mo)) снова показывает (умеренный) положительный эффект от добавления Si, в данном случае главным образом для задержки роста слоя взаимодействия U(Mo)-Al-Si. Электронно-зондовый микроанализ дает дополнительную информацию о роли Si и поведении газов, образующихся при распаде в размельченном топливе.

В работе [41, с. 249, 251, 253] представлены расчеты активной зоны исследовательского реактора ИР-8 с использованием программы МСU-РТR. Исследовательский реактор ИР-8 бассейного типа РНЦ «Курчатовский институт» был введен в эксплуатацию в 1981 году для проведения фундаментальных и прикладных исследований в различных областях науки и техники. Программа МСU-РТR с библиотекой констант МСUDB50 была создана для обеспечения безопасной эксплуатации реактора и для расчетной поддержки экспериментальных исследований. Программа МСU-РТR служит для моделирования процесса переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных с учетом изменений нуклидного состава материалов при взаимодействии с нейтронами.

Для точных нейтронно-физических расчетов с использованием программы MCU-PTR были созданы полные подробные трехмерные математические модели различных состояний реактора IR-8. Проверка

программы для исследовательских реакторов бассейнового типа и корпусного типа выполнена на основе контрольных экспериментов IHECSBEP по критичности и экспериментов, выполненных на реакторе IR-8. Для расчетов реактора IR-8 с учетом выгорания топлива с ВОУ или НОУ, отравления бериллиевым отражателем и выгорающим поглотителем в стержнях СУЗ в настоящее время используется программа МСU-РТR.

Отчет по безопасности реактора TRIGA Mark II в Вене включает три сценария аварий и их детерминированные последствия для окружающей среды. В этой работе [42, 391-392] рассматриваются сценарии разрушения наиболее активированного топливного элемента, разрушения всех топливных элементов и падение самолета. Расчеты были сделаны в 1978 году с помощью STRISK. В этой работе был компьютерной программы программный пакет PC COSYMA на реакторе TRIGA Mark II в Вене, и были обновлены детерминированные последствия сценариев для окружающей среды. Перечень продуктов деления всех топливных элементов был взят из расчетов использованием программы ORIGEN2. Для получения метеорологических данных о состоянии атмосферы вокруг зоны выброса была установлена метеостанция. Параметры выброса были взяты из отчета о безопасности или были заменены параметрами наихудшего случая. Далее был добавлен четвертый сценарий для случая падения небольшого самолета. Для полноты картины все сценарии были рассчитаны при различных атмосферных условиях. В этой работе представлены только два сценария аварии: разрушение топливного элемента с самым высоким содержанием активности и случай падения большого самолета, что означает полное разрушение реакторного зала.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и программой RERTR, чешский реактор LVR-15 начал процесс конверсии из топлива, обогащенного до 36%, на топливо, обогащенное до 20% по ²³⁵U [43, с. 216]. Топливо ИРТ-4М, обогащенное до 19,7% ²³⁵U было выбрано в качестве наиболее подходящего топлива для реактора. Самыми важными требованиями, которым

должно было удовлетворять топливо, были доступность, схожесть конструкции со старыми типами ТВС и опыт эксплуатации.

Процедура конверсии началась в январе 2010 года с испытательного облучения 3 ТВС ИРТ-4М. Это заняло 9 рабочих циклов реактора. В это время были проведены визуальные проверки и тесты герметичности ТВС. В начале тестового облучения был выполнен эксперимент с целью сравнения влияния изменения топлива на поток нейтронов и реактивность, и проверки основных физических характеристик нового топлива. Сама конверсия продолжалась с января 2011 года. Во время конверсии в каждом цикле будет производиться замена 1 или 2 выгоревших ТВС ИРТ-2М на новые ТВС ИРТ-4М. По окончании 14 циклов в активной зоне реактора будут использоваться только ТВС ИРТ-4М [43, с. 216].

В работе [44, с. 578-579] выполняется моделирование и симуляция Иорданского исследовательского и учебного реактора (JRTR) при потере электропитания (LOEP). Авария с потерей потока теплоносителя (LOFA) анализируется как следствие LOEP. Во время нормальной работы реактора на мощности 5 МВт режим охлаждения - принудительная конвекция вниз и естественная циркуляция вверх во время останова и работы в режиме обучения. Естественная циркуляция создается через откидные заслонки. Связанная нейтронная и теплогидравлическая модель разработана для анализа поведения реактора в переходном режиме работы. Время открытия заслонок определяется по перепаду давления в активной зоне.

В этом анализе была исследована эволюция параметров реактора в горячей и усредненной тепловыделяющей сборке. В настоящей работе учтено явление инверсии потока. Было обнаружено, что инверсия потока происходит раньше в горячем канале, чем в усредненном канале. Два пика температуры топлива и два пика объемной температуры возникают во время переходного процесса реактора в горячей и усредненной тепловыделяющих сборках. Исследована эволюция параметров реактора в усредненной тепловыделяющей сборке. Однако, общее поведение реактора во время LOEP, аналогично

поведению усредненного канала. Исследовано движение местоположения горячей точки при инверсии потока.

В работе [45, с. 120] был проведен анализ на предполагаемой мощности реактора, т.е. 9 МВт, для исследования безопасности равновесной активной зоны Пакистанского исследовательского реактора-1 (PARR-1), использующего низкообогащенное урановое дисперсное топливо (U₃Si₂-Al) с высокой плотностью (4,8 г/см³) от переходного процесса с быстрой реактивностью. Расчет показывает, что быстрое введение реактивности ограничено 1,4 \$³ за 0,5 сек. Также была исследована реактивность одиночного эксперимента, ограниченная с помощью операционной политики до 0,5% $\Delta k/k$ за 0,023 с в реакторе PARR-1. Для расчета пиковой мощности, максимальной температуры на центральной топливной линии, максимальной температуры оболочки и максимальной температуры теплоносителя использовались программы PARET/ANL и RELAP5 MOD 3.4. Расчеты показали, что результаты расчетов в обоих программах хорошо согласуются и реактор PARR-1 может безопасно эксплуатироваться с активной зоной на 9 МВт с топливом высокой плотности.

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 уран-диоксида, уран-молибдена и уран-силицида в исследовательских ядерных реакторах. Так же в работах рассмотрены расчеты различных аварийных ситуаций и переходных процессов на реакторах.

В Узбекистане было принято решение о переводе реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ на использование низкообогащенного топлива. Для этого выполнены обширные нейтронно-физические и теплогидравлические модельные расчеты, а также расчеты аварийных ситуаций и переходных процессов, для обеспечения безопасной эксплуатации реактора. Для

 $^{^{3}}$ \$ - 1 доллар реактивности равен 1 $\beta_{9\varphi}$ =0,76%

Впервые в мире реактор ВВР-СМ ИЯФ АН РУ (среди реакторов данного типа) полностью переведен на использование низкообогащенного ядерного топлива ИРТ-4М с обогащением 19,75% по ²³⁵U.

Реактор ВВР-СМ в Институте ядерной физики Академии наук (ИЯФ АН) в Узбекистане в 2009 году был переведен на использование 6-трубного НОУ (19,7%) топлива ИРТ-4М. Наряду с 6-трубными ТВС также планировалось использование 8-трубных ТВС ИРТ-4М. Регулирующие органы требуют проведение анализа безопасности для этих «смешанных» (8-трубные и 6-трубные) активных зон. Нами были проведены соответствующие расчеты и представлены результаты анализа безопасности, проведенного для «смешанных» зон. Был проведен нейтронно-физический анализ (выгорание, распределение мощности и подкритичность), тепло-гидравлический анализ статического состояния, кинетические параметры и некоторые переходные процессы для этих смешанных активных зон [46, с. 7; 47, с. 10; 48, с. 10; 49, с. 4; 50, с. 5; 51, с. 6; 52, с. 6]. Эти результаты были использованы для внесения в Техническое обоснование безопасности (ТОБ) эксплуатации реактора ВВР-СМ.

В реакторе ВВР-СМ используются 6-трубчатые тепловыделяющие сборки ИРТ-4М НОУ (обогащение 19,7%) (6-труб, UO₂-Al, 2,8 г U/см³, 264 г ²³⁵U/ТВС), изготовленные Новосибирским заводом химических концентратов в России. ИЯФ приобрел восемь 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М, которые очень похожи на 6-трубные ТВС. Во избежание потерь в количестве экспериментальных каналов при использовании 8-трубных ТВС было решено увеличить количество ТВС в активной зоне с 20 до 24, а также увеличить мощность реактора до 11 МВт для уменьшения потерь нейтронного потока. В течение определенного периода времени проводилась частичная замена 6-трубных ТВС ИРТ-4М на 8-трубные ТВС ИРТ-4М до полной загрузки всех 8-трубных ТВС (8 штук) в активную зону.

Выводы по первой главе

В приведенном литературном обзоре показана необходимость конверсии исследовательских реакторов, разработки, которые проводятся в созданию нового различных странах ПО ядерного топлива низкообогащенного урана и исследованию параметров ядерных реакторов при их конверсии. Как видно из проведенного обзора литературы, в мире уже во многих реакторах проведена конверсия и они эксплуатируются на новом низкообогащенном ядерном топливе, проведены расчеты параметров этих реакторов во время и после конверсии. В мире накоплен большой опыт в данной области. Программы, применяемые для расчетов активных зон реакторов, прошли верификацию путем проведения многочисленных расчетов и сверкой полученных результатов с экспериментальными данными.

Однако, топлива разных реакторов отличаются по форме, размерам и материалам, из которых они изготовлены (шестигранные и четырехгранные, разная толщина стенок, зазоров между твэлами, количество и плотность урана). Конфигурация как активной зоны (количество и расположение ТВС, отражателей, управляющих стержней и др.), так и самого реактора (количество вертикальных горизонтальных каналов, объем И тип теплоносителя), также ИХ мощность тоже отличаются. Все обстоятельства не дают возможности напрямую использовать данные, полученные для одних реакторов, для других и обуславливают проведение отдельных и детальных исследований характеристик ядерного реактора при переходе на новое топливо. При этом особое внимание необходимо уделять моделированию всех возможных, включая гипотетических аварийных ситуаций, которые могут быть спровоцированы в связи с переходом на новое ядерное топливо.

ГЛАВА II. РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗОВ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ/АВАРИЙ ДЛЯ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРА ВВР-СМ С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ, ПЕРВОЙ СМШАННОЙ С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ И НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ И ДЛЯ ПОЛНОСТЬЮ С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

Конверсия реактора ВВР-СМ в ИЯФ АН РУ с топлива с высокообогащенным ураном (ВОУ) (36% обогащения по ²³⁵U, 6-трубные, UO₂-Al, 2,5 г U/см³, 314 г ²³⁵U/ТВС) на низкообогащенное ураном (НОУ) топливо (19,7%) осуществлена в 9 этапов. Во время этой конверсии ВОУ топливные сборки (ТВС ИРТ-3М), выгружаемые в конце каждого цикла, были заменены НОУ тепловыделяющими сборками (ТВС ИРТ-4М).

- 1. Активная зона с ВОУ топливом 18 ТВС ИРТ-3М.
- 2. 1-ая смешанная активная зона 16 ТВС ИРТ-3М и 4 ТВС ИРТ-4М.
- 3. 2-ая смешанная активная зона 14 ТВС ИРТ-3М и 6 ТВС ИРТ-4М.
- 4. 3-ая смешанная активная зона 12 ТВС ИРТ-3М и 8 ТВС ИРТ-4М.
- 5. 4-ая смешанная активная зона 10 ТВС ИРТ-3М и 10 ТВС ИРТ-4М.
- 6. 5-ая смешанная активная зона 8 ТВС ИРТ-3М и 12 ТВС ИРТ-4М.
- 7. 6-ая смешанная активная зона 6 ТВС ИРТ-3М и 14 ТВС ИРТ-4М.
- 8. 7-ая смешанная активная зона 4 ТВС ИРТ-3М и 16 ТВС ИРТ-4М.
- 9. 8-ая смешанная активная зона 2 ТВС ИРТ-3М и 18 ТВС ИРТ-4М.

10. Активная зона с НОУ топливом – 20 ТВС ИРТ-4М.

Число тепловыделяющих сборок в активной зоне реактора при конверсии было увеличено с 18 до 20. Приведены результаты для постулируемых переходных процессов/аварий во время конверсии. Результаты анализов переходных процессов для активных зон с ВОУ топливом, 1-ой смешанной (ВОУ-НОУ) и для первой полной активной зоны с НОУ топливом представлены для следующих аварийных ситуаций: неуправляемое движение стержня (2 случая), потеря электропитания и

блокировка ТВС. Проведенные расчеты показывают, что безопасность поддерживается во всех анализируемых переходных процессах.

Нейтронно-физические параметры и теплогидравлический анализ статичного состояния процесса конверсии описаны в статье [49, с. 269-273]. Ниже представлены результаты для переходных процессов/аварий для активной зоны с ВОУ топливом, для 1-ой смешанной и активной зоны с НОУ топливом.

§ 2.1. Описание тепловыделяющих сборок

На рисунке 2.1 отображены горизонтальные поперечные сечения топливных сборок ИРТ-3М (ВОУ) [60, с. 13, 6-7] и ИРТ-4М (НОУ) [61, с. 13, 6-7], используемых в реакторе, а в таблице 2.1 представлены параметры этих ТВС. Обе ТВС очень схожи и основное различие в массе ²³⁵U в ТВС и толщине сердечника топлива.

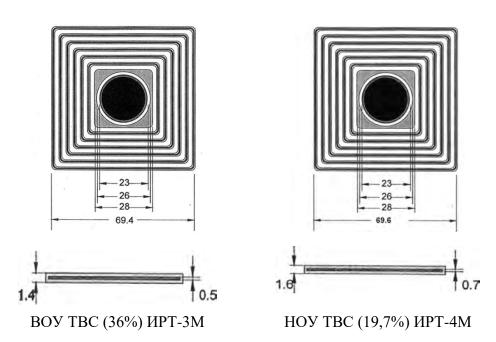


Рис.2.1. Поперечные сечения 6-трубных ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М

Таблица 2.1 Параметры тепловыделяющих сборок типа ИРТ-3М и ИРТ-4М

| Параметр | 6-трубная ТВС ИРТ- 3М | 6-трубная ТВС ИРТ- 4М |
|--|--------------------------|--------------------------|
| Дисперсант | UO ₂ -Al | UO ₂ -Al |
| Macca % ²³⁵ U | 36,0 | 19,7 |
| (гU/см ³) _{сердечник} | 2,5 | 2,8 |
| VF ^D , % | 28,5 | 31,7 |
| ²³⁵ U/ТВС, г | 309 | 266 |
| Н _{сердечник} , см | 60 | 60 |
| Тсердечник, ММ | 0,50 | 0,70 |
| Тоболочка, ММ | 0,45 | 0,45 |
| Ттеплоноситель, ММ | 2,05 | 1,85 |
| Vol _{сердечник} , см ³ | 342 | 481 |
| Макс. темп. оболочки, °С | 100 | 98 |

§ 2.2. Активная зона

В активной зоне реактора ВВР-СМ используются ТВС двух типов: 6-трубные ИРТ-3М и 6-трубные ИРТ-4М. В тепловыделяющих сборках ИРТ-3М/ИРТ-4М используются трубчатые коаксиальные твэлы квадратного сечения с толщиной стенки - 1,4/1,6 мм. Материал оболочки - сплав САВ-1 толщиной 0,45/0,45 мм. В 6-трубной ТВС устанавливается канал со штангой системы управления и защиты (СУЗ) или экспериментальный канал с внешним диаметром 28 мм и внутренним диаметром 24 мм. Стандартные фактические загрузки активной зоны, следующие:

- активная зона с ВОУ топливом: 18 6-трубных ТВС типа ИРТ-3М с 41 материаловедческим каналом (рисунок 2.2),
- 1-я смешанная активная зона: 16/4 6-трубных ТВС типа ИРТ-3М/ИРТ-4М с 39 материаловедческими каналами (рисунок 2.3).

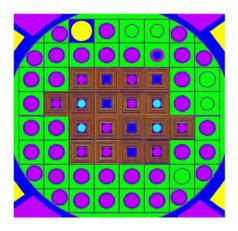


Рис. 2.2. Активная зона с ВОУ топливом, содержащая 18 тепловыделяющих сборок ИРТ-3М с 41 вертикальными экспериментальными каналами

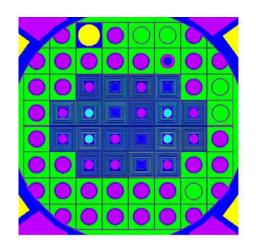


Рис.2.3. 1-ая смешанная активная зона: 16/4 6-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-3М/ИРТ-4М с 39 вертикальными экспериментальными каналами

§ 2.3. Используемые методы и программы

Для создания 2-групповых поперечных сечений использовалась программа WIMS-ANL [65], необходимая для расчета выгорания в программе IRT-2D [66]. Затем для анализа выгорания по циклам использовалась программа IRT-2D. Полученные в результате анализа выгорания топливные композиции были использованы в детальной модели для программы MCNP4C [67]. Эта MCNP модель использовалась для выполнения всех нейтроннофизических анализов в статическом состоянии, которые предоставили 44

подробные данные о плотности мощности и кинетических параметрах, необходимых для теплогидравлических анализов в статическом состоянии и анализа безопасности переходных процессов.

Расчеты анализа безопасности переходных процессов, результаты которых представлены ниже, были выполнены с использованием программы РАКЕТ [68]. В программе РАКЕТ для расчета использовалась двухканальная модель. В этой модели один канал представляет самую горячую топливную пластину и связанный с ней поток теплоносителя, а другой канал усредненную топливную пластину и связанный с ней поток теплоносителя [69]. Переходные активные зоны были проанализированы как две части: для ИРТ-3М и для ИРТ-4М, после чего мощности складывались. Это производилось по причине того, что программа РАКЕТ допускает только один тип топлива, как с точки зрения геометрии, так и материала. Использование РАКЕТ таким образом было опубликовано в работе [69].

Переходные процессы начинаются с номинальной максимальной мощности 10 МВт для активной зоны с ВОУ топливом и 11 МВт для всех остальных активных зон; предельное значение аварийного останова по превышению мощности составляет 12 МВт для всех активных зон. Время задержки между превышением любого предельного значения и началом движения стержня управления в активную зону составляет 0,1 с. Аварийный останов во время работы реактора состоит из падения трех стержней аварийной защиты (АЗ) из полностью выведенного положения и падения шести компенсирующих стержней (КС) из критического положения; падение шести компенсирующих стержней КС (консервативно) не учитывается в представленных ниже расчетах. Падение стержня АЗ на полную длину в 0,6 м происходит за 0,5 с. КС полностью вводится в активную зону с постоянной скоростью 35 мм/с. З насоса первого контура продолжают работать после аварийного останова для переходных процессов, вызванных введением реактивности. Подача теплоносителя насосами первого контура снижается до практически нулевого расхода в течение 4 с после потери электропитания.

Небольшой вспомогательный насос работает непрерывно от батареи со скоростью $100~{\rm m}^3/{\rm q}$.

§ 2.4. Кинетические параметры и коэффициенты реактивности

Кинетические параметры и коэффициенты реактивности важны для определения ответа активной зоны после аварии/переходного процесса. В таблице 2.2 представлены результаты для активных зон с полностью ВОУ топливом, 1-ой смешанной и с полностью НОУ топливом.

Таблица 2.2 Кинетические параметры и коэффициенты реактивности (погрешность менее 3% для всех параметров)

| | Активная зона с ВОУ | 1-ая смешанная | Активная зона с | | |
|--|--|-----------------------|-----------------------|--|--|
| | топливом, | активная зона, 16 | НОУ топливом, | | |
| | 18 ТВС ИРТ-3М | ТВС ИРТ-3М, 4 | 20 ТВС ИРТ-4М | | |
| | | ТВС ИРТ-4М | | | |
| Температу | рный коэффициент реак | стивности теплоноси | геля (%/°K) | | |
| 293 до 400 К | -9,2×10 ⁻³ | -9,5×10 ⁻³ | -9,1×10 ⁻³ | | |
| 400 до 600 К | -7,1×10 ⁻³ | -7,7×10 ⁻³ | -7,3×10 ⁻³ | | |
| 293 до 600 К | -7,9×10 ⁻³ | -8,3×10 ⁻³ | -7,9×10 ⁻³ | | |
| Пустотный | коэффициент реактивно | | 6/% пустоты) | | |
| 0 до 5% | -2,8×10 ⁻¹ | -2,6×10 ⁻¹ | -2,7×10 ⁻¹ | | |
| 5 до 10% | -3,0×10 ⁻¹ | -2,9×10 ⁻¹ | -2,9×10 ⁻¹ | | |
| 0 до 10% | -2,9×10 ⁻¹ | -2,8×10 ⁻¹ | -2,8×10 ⁻¹ | | |
| До | пплеровский коэффицис | ент реактивности (%/ | /°K) | | |
| 293 до 400 К | -2,2×10 ⁻³ | $-2,1\times10^{-3}$ | -2,3×10 ⁻³ | | |
| 400 до 600 К | -1,5×10 ⁻³ | -1,7×10 ⁻³ | -2,2×10 ⁻³ | | |
| 293 до 600 К | -1,7×10 ⁻³ | -1,8×10 ⁻³ | -2,2×10 ⁻³ | | |
| Эффективная доля запаздывающих нейтронов, β _{eff} | | | | | |
| | $7,6\times10^{-3}$ | 7,6×10 ⁻³ | 7,6×10 ⁻³ | | |
| | Время генерации быс | трых нейронов, μс | | | |
| | 52 | 53 | 56 | | |
| Эффективность свежих 6-трубных ТВС (в центральных ячейках), % | | | | | |
| | 2,94 | 2,38 | 2,25 | | |
| Эффект отравления в статическом состоянии Ксеноном и Самарием, % | | | | | |
| | 2,89 | 2,99 | 3,04 | | |
| Mai | Максимально разрешенное значение реактивности, % | | | | |
| | 13,3 | 12,1 | 12,7 | | |

Результаты показывают, что коэффициенты реактивности и кинетические параметры для активных зон 1-ой смешанной и с полностью НОУ топливом типа ИРТ-4М аналогичны таковым для ссылочной активной зоны с ВОУ топливом типа ИРТ-3М.

Результаты вычислений вводимых реактивностей по программе MCNP4C для активных зон с ВОУ топливом, 1-ой смешанной и с НОУ топливом для переходных процессов представлены в таблице 2.3.

Таблица 2.3 Вводимые реактивности для активных зон с ВОУ топливом с ТВС типа ИРТ-3М, для 1-ой смешанной (ВОУ/НОУ) и с НОУ топливом с ТВС типа ИРТ-4М для переходных процессов

| Конфигурации активной зоны | Реактивность, \$ | | | |
|---|------------------|--|--|--|
| Полная зона ИРТ-3М | | | | |
| Вытеснитель РО КС-3 заменен водой | 0,55 | | | |
| Стержень АР заменен водой | 0,22 | | | |
| АР полностью извлечен из активной зоны | 0,376 | | | |
| Все трубы горизонтальных каналов заполнены водой | 0,062 | | | |
| Стержень аварийной защиты A3 взведен выше на 5 см над активной зоной | 0,084 | | | |
| РО КС взведен на1 шаг (2,5 см) | 0,363 | | | |
| Все РО КС и РО АР введены больше 3 см от верхнего положения | -0,38 | | | |
| Падение свежей ТВС в центральную ячейку активной зоны | 3,87 | | | |
| Выброс РО КС из активной зоны | 2,763 | | | |
| 1-ая смешанная ИРТ-3M - ИРТ-4M зона | | | | |
| КС-3 - вытеснитель заменен с водой | 0,46 | | | |
| АР - вытеснитель заменен с водой | 0,34 | | | |
| АР полностью взведен | 0,434 | | | |
| Все трубы горизонтальных каналов заполнены водой | 0,072 | | | |
| Стержни аварийной защиты A3 взведен выше на 5 см над активной зоной | 0,11 | | | |
| Компенсирующий стержень взведен на1 шаг (2,5 см) | 0,345 | | | |
| Все КС и АР введены больше 3 см | -0,33 | | | |
| Падение свежей ТВС в центральную ячейку активной зоны | 3,13 | | | |
| Выброс стержня КС из активной зоны | 2,632 | | | |
| Полная зона с ТВС ИРТ-4М | | | | |
| КС-3 - вытеснитель заменен водой | 0,35 | | | |
| АР полностью взведен до верхнего положения | 0,439 | | | |
| Все трубы горизонтальных каналов заполнены водой | 0,052 | | | |

| Стержни аварийной защиты АЗ взведен выше на 5 см над активной | 0,072 |
|---|-------|
| зоной | |
| Компенсирующий стержень взведен на1 шаг (2,5 см) | 0,367 |
| Все КС и АР введены больше 3 см | -0,27 |
| Падение «свежей» ТВС в центральную ячейку активной зоны | 2,25 |
| Выброс стержня КС из активной зоны | 2,829 |

В таблице 2.4 представлены основные параметры реактора при использовании смешанного топлива.

Таблица 2.4 Основные параметры реактора при использовании тепловыделяющих сборок типа ИРТ-3M, ИРТ-4M и смешанных ТВС

| Параметры | Активная | Первая смешанная | Активная |
|--|---------------------|--|---------------------|
| | зона с ТВС | активная зона (16 | зона с ТВС |
| | типа ИРТ- | ТВС ИРТ-3М + | типа ИРТ- |
| | 3M | 4ТВС ИРТ-4М) | 4M |
| Температура воды на входе, °С. | 45 | 45 | 45 |
| Уровень мощности | 10 | 11 | 11 |
| Входное давление воды, кПа | 137,22 | 137,22 | 137,22 |
| Число ТВС | 18 | 20 | 20 |
| Полная площадь потока воды, м ² | 0,0492 | 0,0437/0,00997* | 0,04985 |
| Число вертикальных каналов | 41 | 39 | 39 |
| Расход воды для 1 ТВС, кг/м ² с | 3186 | 3186/3018* | 3018 |
| Общее количество | 10 | 10 | 10 |
| горизонтальных каналов | | | |
| Объем топлива/зона, м ³ | 0,006216 | 0,005525/0,001934* | 0,009669 |
| Объемная теплоемкость топлива, | 3,7 | 3,7/3,7* | 3,7 |
| МДж/Км ³ | | | |
| Тип топлива | ИРТ-3М | ИРТ-3М/ИРТ-4М* | ИРТ-4М |
| Теплопроводность топлива, Вт/мК | 137,95 | 137,95/137,95 | 137,95 |
| Материал топлива | UO ₂ -Al | UO ₂ -Al/UO ₂ -Al* | UO ₂ -Al |
| Объемная теплоемкость оболочки, | $2,432\times10^{6}$ | 2,432×10 ⁶ | $2,432\times10^{6}$ |
| Дж/Км³ | | | |
| Оболочный Материал (0,45/0,45 | CAB-1 | CAB-1 | CAB-1 |
| MM) | | | |
| Теплопроводность оболочки, | 186,6 | 186,6 | 186,6 |
| Вт/мК | | | |
| Активная длина, мм | 600 | 600 | 600 |
| Время жизни быстрых нейтронов, | 52 | 53 | 56 |
| μο | | | |

| Шаг решетки, мм | 71,5 | 71,5 | 71,5 |
|--|------------------|------------------|------------------|
| Эффективная доля | 0,76 | 0,76 | 0,76 |
| запаздывающих нейтронов ß _{eff} , % | | | |
| Замедлитель и теплоноситель | H ₂ O | H ₂ O | H ₂ O |
| Отражатель | Бериллий | Бериллий | Бериллий |
| Полное время введения стержней | 0,5 | 0,5 | 0,5 |
| аварийной защиты, с | | | |
| Задержка после сигнала останова, | 0,1 | 0,1 | 0,1 |
| не более, с | | | |
| Максимальная мощность, при | 12 | 13,2 | 13,2 |
| которой срабатывает АЗ, МВт | | | |
| Весы стержней аварийной защиты | 7,37 | 7,5 | 7,37 |
| (3) , β_{eff} | | | |

^{(*} А/В = Высокообогащенное топливо / Низкообогащенное топливо)

§ 2.5. Переходные процессы/аварии, рассматриваемые в рамках анализа безопасности

Активная зона

- Потеря герметичности отдельных твэлов из-за наличия дефекта;
- Потеря герметичности ТВС в результате потери теплоносителя через ТВС;
- Случайное изменение геометрии или состояния компонентов активной зоны и отражателя;
- Разрушение опорной решетки;
- Незапланированное повышение реактивности за счет попадания воды в приборы или оборудование для экспериментов.

Анализ действий СУЗ при возможных отказах

- отказы системы электроснабжения СУЗ;
- отказы трансформирующих, логических и исполнительных компонентов СУЗ;
- обрыв в цепи управления аварийным погружением активных компонентов регулирующих стержней;
- обрыв в цепи сигнала тревоги;

- короткое замыкание в устройствах СУЗ;
- короткое замыкание в системе управления одного из трех сервоприводов защиты от аварийных ситуаций;
- самопроизвольное включение сервоприводов аварийной защиты приводящих к перемещению стержней безопасности вверх;
- самостоятельный запуск на вывод сервопривода аварийного останова;
- самопроизвольное удаление активного компонента регулирующего стержня;
- выброс регулирующего стержня;
- замена водой вытеснителя регулирующего стержня (потеря вытеснителя);
- заклинивание регулирующего стержня;
- отказ цепи управления сервоприводом регулирующего стержня;
- отказ системы контроля положения регулирующего стержня;
- система управления и защиты реактора/анализ реакции СУЗ на возможные отказы;
- отказ источника питания системы управления и защиты реактора (СУЗ)
- отказ модулей управления;
- обрыв цепи системы аварийного ввода компенсирующих стержней (КС);
- обрыв цепи аварийной сигнализации;
- короткое замыкание системы СУЗ;
- короткое замыкание в системе управления одного из трех приводов аварийного останова;
- (Электрическое) нарушение изоляции или обрыв в контрольноизмерительных приборах (КИП) системы автоматического контроля стержня автоматического регулирования;
- прочие сбои.

Система охлаждения активной зоны

• отключение насосов охлаждения первого контура в результате потери электропитания;

- мгновенный полный поперечный разрыв трубы первого контура;
- частичные разрывы в трубопроводе первого контура;
- выход из строя одного из горизонтальных экспериментальных каналов (ГЭК);
- мгновенное закрытие запорного клапана;
- запроектная (гипотетическая) авария;
- неисправности в работе второго контура.

Перегрузка и хранение топлива

- падение ТВС в ячейку активной зоны;
- падение ТВС в пространство активной зоны;
- падение «свежей» ТВС в хранилище отработанного топлива;
- падение различных предметов в хранилище отработанного топлива;
- попадание воды в хранилище «свежего» топлива;
- блокировка внутреннего канала «пиковой» ТВС.

Переходные процессы/аварии, представленные в этой главе

- Выброс стержня автоматического регулирования;
- выброс компенсирующего стержня;
- потеря электропитания;
- блокировка ТВС.
- (Электрическое) нарушение изоляции или обрыв в КИП системы автоматического контроля стержня автоматического регулирования.

§ 2.6. Выброс стержня автоматического регулирования

Для этого переходного процесса будет сгенерирован сигнал, указывающий на уменьшение мощности, и стержень автоматического регулирования (AP) будет (автоматически) выдвинут из активной зоны, чтобы довести мощность до рабочего уровня. Мощность увеличится и произойдет аварийное отключение на большой мощности. Обратите внимание, что есть отдельные ионизационные камеры, используемые для сигнала аварийного

останова. Анализ переходных процессов был выполнен в предположении, что движение стержня AP начинается с его нормального местоположения по средней высоте активной зоны, и извлечение происходит при постоянной скорости стержня 10 мм/с, а добавление реактивности основано на кривой зависимости веса стержня от его положения. Доступный вес ввода стержня AP составляет 0,376 \$ для ВОУ активной зоны, 0,434 \$ для 1-ой смешанной активной зоны, 0,439 \$ для НОУ активной зоны, а полное выдвижение займет 35 секунд.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Начальная мощность 10 МВт. Аварийный останов происходит из-за превышения мощности в 12 МВт через 8,33 с. Максимальная мощность 12,03 МВт через 8,44 с и максимальная реактивность 0,0763 \$ в то же время (см. рис. 2.4). Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М составляет 107,90 °С при 8,44 с (см. рис. 2.5). Эта температура оболочки намного ниже, чем температуры повреждения оболочки, и даже ниже, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе (123 °С, см. ссылку [70, с. 22]).

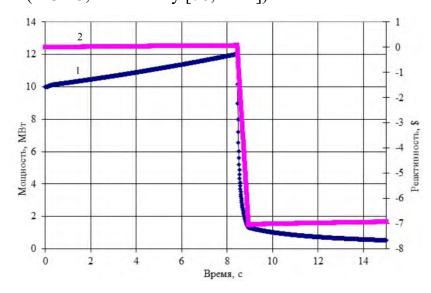


Рис.2.4. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при выбросе стержня автоматического регулирования

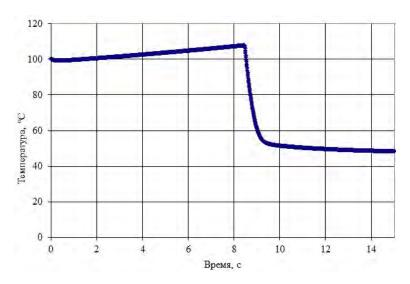


Рис.2.5. Изменение температуры оболочки ТВС при выбросе стержня автоматического регулирования

Анализ 1-ой смешанной активной зоны

Начальная мощность 11 МВт. Аварийный останов происходит из-за мощности, превышающей 12 МВт, через 3,26 с. Максимальная мощность 12,03 МВт через 3,36 с и максимальная реактивность 0,049 \$ в то же время (см. рис. 2.6).

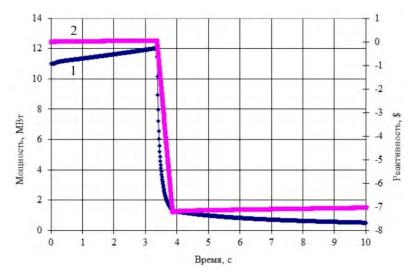


Рис.2.6. Изменение комбинированной мощности (1) и комбинированной реактивности (2) реактора при выбросе стержня автоматического регулирования

Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3M составляет 107,98 °C при 3,36 с и 92,17 °C при 3,37 с для ИРТ-4M (см. рис. 2.7). Эти

температуры оболочек намного ниже, чем температуры повреждения оболочки, и даже ниже, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе (123 °C для ИРТ-3М, см. ссылку [70, с. 22] и 126 °C для ИРТ-4М, см. ссылку [64, с. 25]).

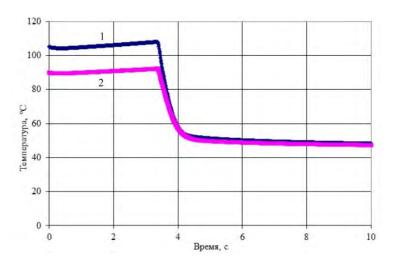


Рис.2.7. Изменение температуры оболочки ТВС ИРТ-3M (1), ИРТ-4M (2) при выбросе стержня автоматического регулирования

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Начальная мощность 11 МВт. Аварийный останов происходит при 12 МВт через 3,34 с. Максимальная мощность 12,03 МВт через 3,45 с и максимальная реактивность 0,049 \$ в то же время (см. рис. 2.8). Максимальная температура поверхности оболочки составляет 103,1 °C через 3,46 с (см. рис. 2.9).

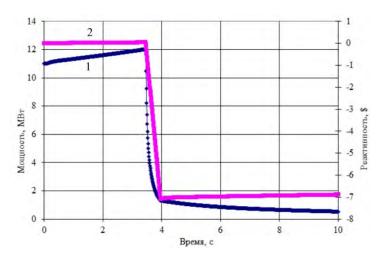


Рис.2.8. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при выбросе стержня автоматического регулирования

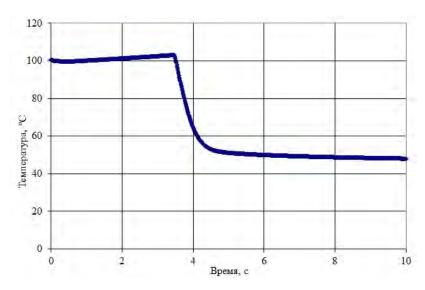


Рис.2.9. Изменение температуры оболочки ТВС при выбросе стержня автоматического регулирования

§ 2.7. Выброс компенсирующего стержня

Каждый компенсирующий стержень (КС) соединен кабелем с электроприводом, расположенным на специальной площадке. Стержень охлаждается нисходящим потоком воды через зазор между стержнем и стенкой канала. Поэтому выброс стержня КС из активной зоны вверх маловероятен. Выброс стержня КС вниз ограничивается вытеснителем, расположенным под поглотителем. В случае, если стержень КС во время работы реактора не находится в предельно нижнем положении и произойдет торможение троса, стержень будет погружаться до упора. Это приведет к снижению уровня мощности реактора и аварийной ситуации не произойдет.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Максимальное значение реактивности от регулирующих стержней для пары стержней КС-1 составляет 5,526 \$ для всей активной зоны ИРТ-3М (см. таблицу 2.4). Этот переходный процесс предполагает выброс одного из двух стержней, и половина веса пары (2,763 \$) используется для веса реактивности выброшенного стержня. Начальная мощность - 10 МВт. Аварийный останов вызван мощностью, превышающей 12 МВт, что соответствует 0,04 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном

процессе составляет 28,20 МВт за 0,14 с после начала переходного процесса, а максимальная реактивность 0,6811 \$ через 0,14 с (см. рис. 2.10). Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М составляет 125,15 °C за 0,17 с (см. рис. 2.11). Эта температура оболочки намного ниже температуры повреждения оболочки и лишь немного выше температуры, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе (123 °C, см. ссылку [70, с. 22]).

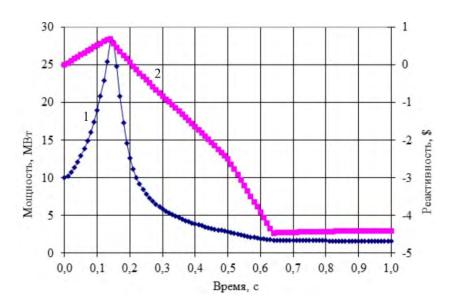


Рис.2.10. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при выбросе компенсирующего стержня

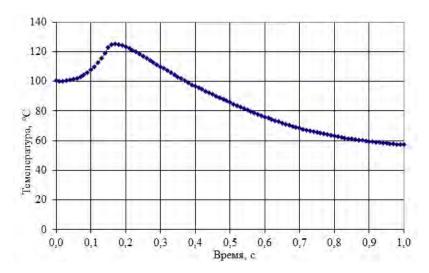


Рис. 2.11. Изменение температуры оболочки ТВС при выбросе компенсирующего стержня

Анализ 1-ой смешанной активной зоны

Максимальное значение реактивности от регулирующих стержней для пары стержней КС-1 составляет 5,263 \$ для всей активной зоны ИРТ-3М (см. таблицу 2.4). Для веса реактивности выброшенного стержня используется половина веса пары (2,632 \$). Начальная мощность реактора - 11 МВт. Аварийный останов происходит по превышению мощности (12 МВт) - через 0,02 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 25,1 МВт за 0,13 с после начала переходного процесса, а максимальная реактивность 0,599 \$ через 0,12 с (см. рис. 2.12). Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М составляет 124,1 °C за 0,16 с и 103 °C за 0,17 с для ИРТ-4М (см. рис. 2.13). Эти температуры оболочек намного ниже, чем температуры повреждения оболочки, и даже ниже или примерно такие же, как температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе (123 °C/126 °C, см. ссылку [70, с. 22; 64, с. 25]).

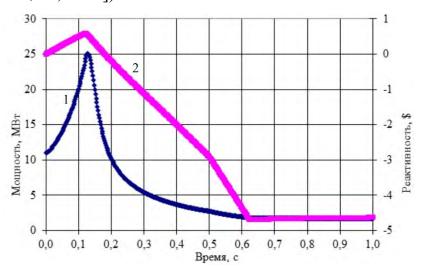


Рис.2.12. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при выбросе компенсирующего стержня

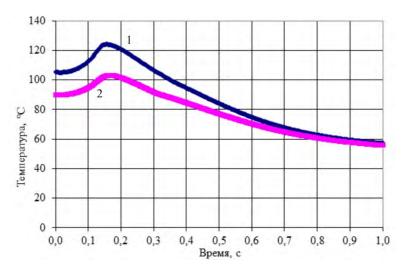


Рис.2.13. Изменение температуры оболочки ТВС ИРТ-3M (1), ИРТ-4M (2) при выбросе компенсирующего стержня

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Время переходного процесса 0,5 секунды. Максимальное значение реактивности от регулирующих стержней составляет для регулирующего стержня КС-1 - 5,658 \$ (см. таблицу 2.4) для активной зоны полностью из ТВС типа ИРТ-4М. Для расчетов был взят один из регулирующих стержней КС-1, предположительно имеющий такой же вес, что и другой с реактивностью 2,829 \$. Переходный процесс исследует полностью выброс одного из управляющих стержней. Начальная мощность - 11 МВт. Аварийный останов происходит при 12 МВт, что соответствует 0,03 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 26,905 МВт за 0,13 с, а максимальная реактивность 0,633 \$ через 0,12 с (см. рис. 2.14). Максимальная температура поверхности оболочки составляет 118,7 °С за 0,17 с (см. рис. 2.15). Эта температура оболочки немного превышает температуру, на очень кроткий промежуток времени - 0,2 секунды, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе.

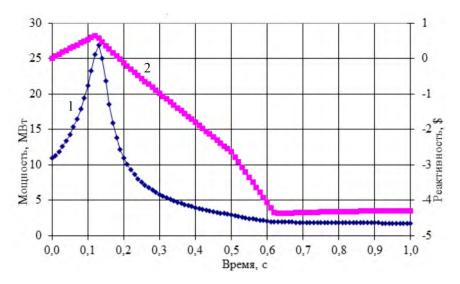


Рис.2.14. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при выбросе компенсирующего стержня

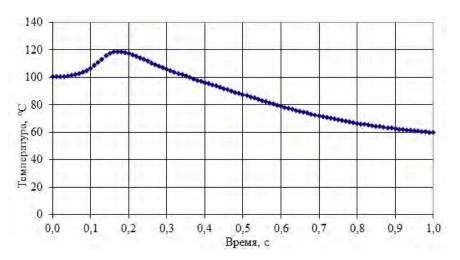


Рис.2.15. Изменение температуры оболочки ТВС при выбросе компенсирующего стержня

§ 2.8. Отключение охлаждающих насосов первого контура в результате пропадания электропитания

- Потеря электропитания вызывает отключение всех насосов первого (3) и второго (4) контура;
- Потеря электропитания вызывает отключение реактора консервативно предполагается отключение по низкому расходу (80% от номинального);

• Аварийный насос с питанием от «надежного источника питания» (аккумулятор) продолжает работать (100 м³/ч).

Это переходной процесс потери потока с аварийным остановом по потере электропитания в самом начале переходного процесса. В случае пропадания электропитания для насосов первого контура защита от аварии также может быть активирована по следующим независимым каналам [81, с. 21-22]:

- снижение давления в подающем трубопроводе первого контура,
- уменьшение расхода в первом контуре на 20% от номинального уровня,
- уменьшение перепада давления в активной зоне.

При потере электропитания в работе остается только один небольшой аварийный насос (мощность $\sim 7.5~{\rm kBt}$, расход воды $100~{\rm m}^3/{\rm q}$).

Зависимость расхода воды от времени представлена на рисунке 2.16. Эта функция получена на основе эксперимента с добавлением небольшого насоса, описанного выше.

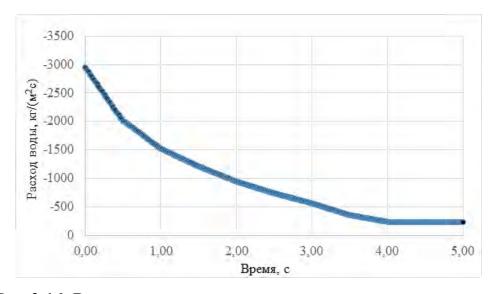


Рис.2.16. Расход воды первого контура реактора при потере электропитания

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

По мере уменьшения потока теплоносителя температура увеличивается; этот нагрев приводит к отрицательной обратной связи по реактивности и

снижению мощности. Останов реактора происходит из-за снижения расхода воды на 80% за 0,32 с, так как с самого начала не принимался в расчет аварийный сигнал потери электропитания. Снижение мощности из-за аварийного останова (см. рис. 2.17) завершает начальный рост температуры, при котором максимальная температура оболочки составила 105,98 °C при 0,43 с (см. рис. 2.18). Эти температуры оболочек намного ниже, чем температуры повреждения оболочки, и даже ниже, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе. После аварийного останова мощность снижается медленнее, чем уменьшение расхода воды; поэтому температура начинает второе повышение. Примерно через 2,0 с начинается второй пик с минимальной температуры 59,5 °C. Расход достигает охлаждающей жидкости минимума, обеспечиваемого аккумулятором, через 4 с. По истечении этого времени температура достигает второго (и последнего) максимума 68,99 °C через 7,3 с, а затем температура снижается.

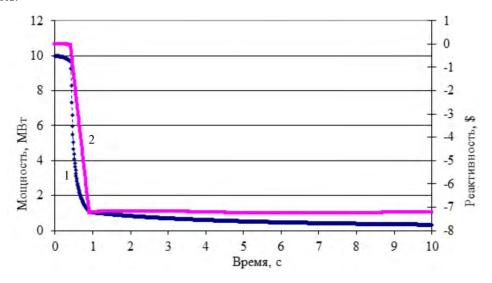


Рис.2.17. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при отключении насосов первого контура при потере электропитания

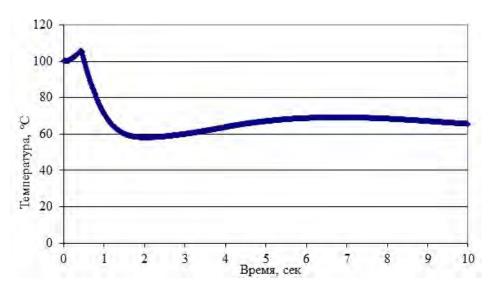


Рис. 2.18. Изменение температуры оболочки ТВС при отключении насосов первого контура при потере электропитания

Анализ 1-ой смешанной активной зоны

Так же, как и в случае с активной зоной с ВОУ топливом, аварийный останов происходит из-за расхода теплоносителя менее 80% за 0,32 с в начале переходного процесса (см. рис. 2.19). Максимальная температура оболочек ТВС ИРТ-3М/ИРТ-4М составила 111,45/94,37°С при 0,43 с (см. рис. 2.20). Второй пик начинается с минимальной температуры оболочек ТВС типа ИРТ-3М/ИРТ-4М 59,2°С/56,63°С примерно через 1,97 секунды. Температура достигает второго (и последнего) максимума 71,13 °С/65,25 °С (ИРТ-3М/ИРТ-4М) через 7,17 с, а затем температура снижается.

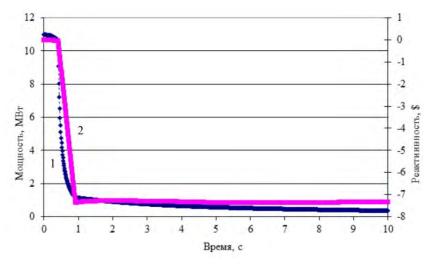


Рис. 2.19. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при отключении насосов первого контура при потере электропитания

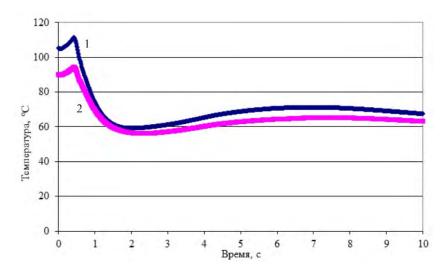


Рис. 2.20. Изменение температуры оболочек ТВС ИРТ-3М (1) и ИРТ-4М (2) при отключении насосов первого контура при потере электропитания

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Аварийный останов в случае активной зоны с НОУ топливом происходит из-за расхода теплоносителя менее 80% за 0,41 с (см. рис. 2.21). Максимальная температура оболочки составила 105,66 °C через 0,43 с (см. рис. 2.22). Как и для активных зон с ВОУ топливом и 1-ой смешанной, второй пик начинается с минимальной температуры 59,42 °C примерно через 2,31 с. Температура достигает второго пика в 69,96 °C через 7,53 с, а затем снижается.

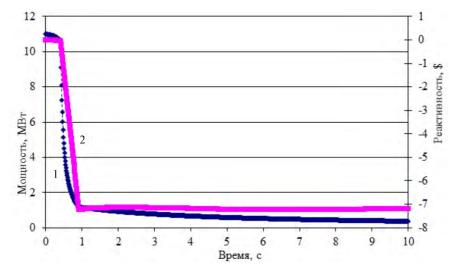


Рис.2.21. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при отключении насосов первого контура при потере электропитания

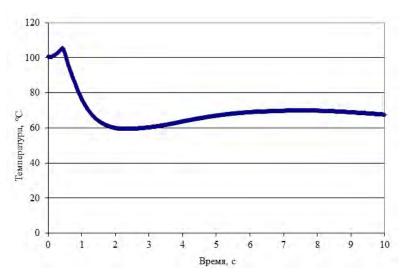


Рис. 2.22. Изменение температуры оболочки ТВС при отключении насосов первого контура при потере электропитания

§ 2.9. Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ

Согласно нормам безопасности МАГАТЭ [72, с. 120-122] и санитарногигиеническим нормам и правилам Узбекистана [74-76, с. 48-50] должны быть подготовлены планы мероприятий для исследовательской реакторной установки, охватывающие действия, планируемые в случае нештатной ситуации и которые должны включать процедуры начальной и последующих оценок, включая радиационный мониторинг окружающей среды.

Нами рассмотрены четыре нештатные ситуации для реактора ВВР-СМ [48, с. 1-10]: извлечение автоматического стержня, выброс компенсирующего стержня, потеря электроснабжения и закупоривание ТВС. Далее приведены полные расчетные данные активностей продуктов деления как для ТВС типа ИРТ-3М, достигших 60% выгорания, так и для ИРТ-4М, достигших 40% выгорания.

Для аварийной ситуации реактора BBP-CM одним из наиболее серьезных постулируемых переходных процессов является ситуация с блокировкой протока теплоносителя через одну ТВС в результате попадания постороннего предмета в теплоноситель. При прекращении циркуляции теплоносителя через ТВС предполагается, что ТВС расплавится и произойдет 64

резкое повышение радиоактивности воды первого контура в результате плавления оболочки и выхода топливной композиции. Когда уровень гамма-излучения на трубопроводе первого контура достигнет 3,6 µГр/с, сработает система защиты от аварий и реактор будет заглушен. Если по какой-либо причине система защиты от аварии не сработает, то реактор будет остановлен оператором по предупреждающим сигналам:

- двукратное повышение уровня радиоактивности воздуха, выходящего в выхлопную трубу;
- двукратное увеличение бета-активности в воздухе, выходящем из надреакторного пространства.

Система специальной вентиляции В-2 включает резервную (аварийную) группу газоочистных фильтров.

Проводятся работы по выявлению ТВС с расплавленными оболочками и их перегрузка в ячейку хранения разгерметизированных ТВС. Вода в первом контуре обрабатывается ионообменной смолой.

Постулируется, что этот переходный процесс вызван блокировкой потока к одной топливной сборке. Далее предполагается, что во время этого переходного процесса расплавится одна тепловыделяющая сборка, и последствия будут проанализированы. Для активной зоны с ВОУ топливом предполагается, что плавится тепловыделяющая сборка с самым высоким средним выгоранием (60%). Для первой смешанной активной зоны (ТВС ИРТ-3М/ИРТ-4М) максимальное среднее выгорание ТВС с НОУ топливом составляет не более 6,6%, а для ТВС с ВОУ топливом максимальное среднее выгорание составляет около 60%. Поэтому предполагается, что для 1-й смешанной активной зоны плавится ТВС с ВОУ топливом с максимальным выгоранием; это ТВС с большим запасом продуктов деления. Последствия этого предполагаемого плавления одной ТВС ИРТ-3М одинаковы как для активной зоны с ВОУ топливом, так и для первой смешанной зоны, и результаты полученных доз обсуждаются ниже.

Для активной зоны с НОУ топливом предполагается, что одна ТВС типа ИРТ-4М с максимальным средним выгоранием составляет 40%, и результаты представлены ниже.

Активность изотопов продуктов деления внутри ТВС рассчитывалась по формуле [80, с. 157]:

$$Q_i = 0.84 \times Y_i \times P_o \times (1 - e^{-\lambda_i \times T_o}),$$

где

 Q_{i} - количество изотопа i, содержащегося в топливе после T_{o} , Кюри,

Ро - уровень мощности топлива, Ватт,

 Y_i - выход изотопа і при делении ²³⁵U,

 λ_{i} - радиологическая постоянная распада изотопа, c^{-1} ,

 T_{o} - интервал времени, в течение которого топливо находилось на мощности $P_{o}, c.$

Активности, рассчитанные по приведенному выше уравнению для одной ТВС ИРТ-3М, выгоревшей до 60%, и для одной ТВС ИРТ-4М, выгоревшей до 40% среднего выгорания, приведены в таблице 2.5.

В твэлах реактора ВВР-СМ используется дисперсионное ядерное топливо: зерна диоксида урана диспергированы в алюминиевой матрице с размером зерен 100-160 мкм, причем 90% образующихся в топливной композиции продуктов деления будет находиться в зернах UO₂ и 10% в алюминиевой матрице [79].

Наибольшая часть продуктов распада урана содержится в зернах. Температура плавления этих зерен $UO_2 \sim 2700$ °C не может быть достигнута только за счет остаточного энерговыделения (предполагается, что реактор остановлен в момент начала аварии).

Остаточная энергия способна расплавить только алюминиевую матрицу (температура плавления ~ 600 °C), что приведет к выделению содержащихся в ней продуктов деления.

Таблица 2.5 Активности для одной тепловыделяющей сборки типа ИРТ-3M/ИРТ-4М с 60/40% средним выгоранием

| Нуклиды | Активность, Бк | Активность, Бк |
|--------------------|-------------------------------|-------------------------------|
| | (ТВС ИРТ-3М с 60% выгоранием) | (ТВС ИРТ-4М с 40% выгоранием) |
| Kr ⁸⁵ | 2,60×10 ¹⁴ | 2,58×10 ¹⁴ |
| Kr ⁸⁷ | 4,70×10 ¹⁴ | 4,63×10 ¹⁴ |
| Kr ⁸⁸ | 6,40×10 ¹⁴ | 6,36×10 ¹⁴ |
| Kr ⁸⁹ | 7,99×10 ¹⁴ | 7,88×10 ¹⁴ |
| Kr ⁹⁰ | 8,84×10 ¹⁴ | 8,77×10 ¹⁴ |
| Xe ^{133m} | 2,78×10 ¹³ | 2,75×10 ¹³ |
| Xe ¹³³ | 8,36×10 ¹⁴ | 6,81×10 ¹⁴ |
| Xe ^{135m} | 3,12×10 ¹⁴ | $3,09 \times 10^{14}$ |
| Xe ¹³⁵ | 1,11×10 ¹⁵ | 1,10×10 ¹⁵ |
| Xe ¹³⁷ | 1,06×10 ¹⁵ | 1,05×10 ¹⁵ |
| Xe ¹³⁸ | 9,55×10 ¹⁴ | 9,44×10 ¹⁴ |
| Cs ¹³⁴ | 2,25×10 ¹⁴ | 2,23×10 ¹⁴ |
| Cs ¹³⁷ | 7,62×10 ¹² | 5,29×10 ¹² |
| Sr ⁹⁵ | 7,03×10 ¹⁴ | 5,59×10 ¹⁴ |
| Nb ⁹⁵ | 9,69×10 ¹⁴ | 8,40×10 ¹⁴ |
| Ru ¹⁰³ | 4,51×10 ¹⁴ | 3,81×10 ¹⁴ |
| Ru ¹⁰⁶ | 1,17×10 ¹³ | 8,33×10 ¹² |
| J^{131} | 5,37×10 ¹⁴ | 5,33×10 ¹⁴ |
| J^{132} | 7,62×10 ¹⁴ | 7,55×10 ¹⁴ |
| J^{133} | 1,13×10 ¹⁵ | 1,12×10 ¹⁵ |
| J^{134} | 1,35×10 ¹⁵ | 1,34×10 ¹⁵ |
| J^{135} | 1,06×10 ¹⁵ | 1,05×10 ¹⁵ |
| Ba ¹⁴⁰ | 1,10×10 ¹⁵ | 1,07×10 ¹⁵ |
| La ¹⁴⁰ | 1,11×10 ¹⁵ | 1,10×10 ¹⁵ |
| Te ¹³² | 8,14×10 ¹⁴ | 8,07×10 ¹⁴ |
| Всего | 1,76×10 ¹⁶ | 1,69×10 ¹⁶ |

Согласно работе [79] алюминиевая матрица содержит ~ 10% полной активности продуктов деления, что хорошо соответствует проведенной оценке доли осколков, оставивших зерно деления за счет кинетической энергии, полученной ими при делении урана (оценка предполагала диаметр зерна - 100 мкм, длину свободного пробега осколка в уране – 10 мкм). Кроме того,

предполагается [79], что из расплава выделяются следующие фракции продуктов деления различных классов (таблица 2.6).

Таблица 2.6 Доли продуктов деления, выделившиеся из расплавленной тепловыделяющей сборки

| | Xe, Kr | I | Cs, Rb | Te, Se, Sb | Sr, Ba | Ru, Rh, Mo, | Zr, Nb, V, |
|-----------------|--------|----|--------|------------|--------|-------------|-------------|
| | | | | | | Te | La, Ce, Pr, |
| | | | | | | | Nd, Pu |
| UO ₂ | 100 | 50 | 50 | 15 | 10 | 3 | 0,3 |
| *UO2 | 100 | 50 | 50 | 15 | 3 | 3 | 3 |

^{* -} экспериментальные данные, полученные при аварии на Чернобыльской АЭС.

После аварии система вентиляции останавливается, и продукты деления могут покинуть здание реактора только посредством утечки. В здании реактора нет отверстий и не проводятся измерения утечки. В нашем анализе мы использовали скорость утечки равной 1%/день. Также предполагается, что выброс происходит на уровне земли (консервативное предположение), а коэффициенты диффузии были получены из справочного материала [79, с. 114].

Используя описанные выше предположения, были рассчитаны эквивалентные дозы на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) и на расстоянии 200 м от реактора, а результаты эквивалентных доз для щитовидной железы и для всего тела человека в результате расплавления одной ТВС ИРТ-3М и одной ТВС ИРТ-4М представлены в таблицах 2.7 и 2.8 соответственно.

Таблица 2.7 Эквивалентные дозы при расплавлении одной тепловыделяющей сборки ИРТ-3M (60% выгорание)

| Расстояние, м | Эквивалентная доза за 2 часа, Зв | Эквивалентная доза за 30 дней, Зв | Годовая эквивалентная доза, Зв | | | | |
|-----------------------------------|----------------------------------|-----------------------------------|--------------------------------|--|--|--|--|
| Для щитовидн | Для щитовидной железы | | | | | | |
| 200 | 5,34×10 ⁻² | 3,28×10 ⁻¹ | 3,62×10 ⁻¹ | | | | |
| 1000 | 3,45×10 ⁻³ | 2,05×10 ⁻² | 2,24×10 ⁻² | | | | |
| Для всего тела | человека (внутреннее) | | | | | | |
| 200 | 7,61×10 ⁻⁴ | 7,32×10 ⁻³ | 7,45×10 ⁻³ | | | | |
| 1000 | 4,91×10 ⁻⁵ | 4,43×10 ⁻⁴ | 4,58×10 ⁻⁴ | | | | |
| Для всего тела человека (внешнее) | | | | | | | |
| 200 | 3,88×10 ⁻⁴ | 1,40×10 ⁻³ | 1,70×10 ⁻³ | | | | |
| 1000 | 2,50×10 ⁻⁵ | 8,80×10 ⁻⁵ | 2,24×10 ⁻⁴ | | | | |
| Для всего тела человека (всего) | | | | | | | |
| 200 | 1,15×10 ⁻³ | 8,72×10 ⁻³ | 9,15×10 ⁻³ | | | | |
| 1000 | 7,41×10 ⁻⁵ | 5,31×10 ⁻⁴ | 6,82×10 ⁻⁴ | | | | |

Таблица 2.8 Эквивалентные дозы при расплавлении одной тепловыделяющей сборки типа ИРТ-4М (40% выгорание)

| Расстояние, м | Эквивалентная доза за 2 часа, Зв | Эквивалентная доза за 30 дней, Зв | Годовая эквивалентная доза, Зв | | | |
|---------------------------------|-------------------------------------|-----------------------------------|--------------------------------|--|--|--|
| Для щитовидн | Для щитовидной железы | | | | | |
| 200 | 5,30×10 ⁻² | 3,26×10 ⁻¹ | 3,60×10 ⁻¹ | | | |
| 1000 | 3,42×10 ⁻³ | 2,03×10 ⁻² | 2,22×10 ⁻² | | | |
| Для всего тела | человека (внутреннее | e) | | | | |
| 200 | 7,43×10 ⁻⁴ | 7,14×10 ⁻³ | 7,27×10 ⁻³ | | | |
| 1000 | 4,79×10 ⁻⁵ | 4,32×10 ⁻⁴ | 4,47×10 ⁻⁴ | | | |
| Для всего тела | Для всего тела человека (внешнее) | | | | | |
| 200 | 3,81×10 ⁻⁴ | 1,36×10 ⁻³ | 1,65×10 ⁻³ | | | |
| 1000 | 2,46×10 ⁻⁵ | 8,54×10 ⁻⁵ | 2,16×10 ⁻⁴ | | | |
| Для всего тела человека (всего) | | | | | | |
| 200 | 1,12×10 ⁻³ | 8,50×10 ⁻³ | 8,92×10 ⁻³ | | | |
| 1000 | 7,25×10 ⁻⁵ | 5,18×10 ⁻⁴ | 6,63×10 ⁻⁴ | | | |

Результаты расчетов показывают, что при аварии с расплавлением одиночных ТВС дозовое воздействие на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) от внешнего излучения радиоактивного облака, дозовое облучение щитовидной железы и дозовое воздействие внешнего излучения от загрязненной поверхности земли значительно ниже разрешенных доз при авариях: 0,25 Зв на расстоянии 1 км для дозы на все тело человека и предела в З Зв для дозы на щитовидную железу [74-76, с. 10, 16].

Для ликвидации последствий аварии будет задействована специальная комиссия, которая будет работать на основании инструкций по ликвидации аварий.

Результаты расчетов для активной зоны с ВОУ топливом (18 ТВС на 10 МВт), для первой смешанной активной зоны с ВОУ-НОУ топливом (20 ТВС на 11 МВт) и активной зоны с НОУ топливом (20 ТВС на 11 МВт) показывают, что эксплуатация реактора ВВР-СМ не представляет проблем безопасности. Для всех конфигураций активных зон последствия переходных процессов/аварий практически одинаковы.

§ 2.10. Падение тепловыделяющей сборки в ячейку активной зоны

Рассмотрена аварийная ситуация, отражающая падение ТВС в ячейку активной зоны во время перегрузочных работ, проводимых на исследовательском реакторе ИЯФ АН РУз. Проведен расчет аварийной ситуации и анализ для активных зон реактора, составленных полностью из ТВС с высокообогащенным топливом (36% по ²³⁵U - ВОУ) ИРТ-ЗМ, первой смешанной зоны - 16 ТВС ИРТ-ЗМ и 4 ТВС ИРТ-4М (19,7% по ²³⁵U - НОУ) и зоны, составленной полностью из НОУ топлива.

Одной из аварий, которая должна быть рассмотрена при подготовке технического обоснования безопасности эксплуатации реактора, является авария, связанная с падением в ячейку активной зоны тепловыделяющей сборки.

Анализ аварийной ситуации

При проведении на реакторе перегрузочных работ, стержни аварийной защиты взведены, а компенсирующие стержни полностью погружены в активную зону. Из-за ошибки в расчете подкритичности загрузки активной зоны или оценки реактивности ТВС, загруженной в центральную ячейку, реактор может стать надкритичным. Заглушение реактора может произойти в результате срабатывания АЗ по «снижению периода реактора». Отметим, что так как компенсирующие стержни уже погружены в активную зону, то только стержни аварийной защиты могут реализовать это заглушение.

В этом случае возникшая цепная реакция будет остановлена сбросом рабочих органов АЗ двумя вариантами:

- по сложению двух или трёх сигналов АЗ «снижение периода менее 10 секунд»;
- и/или руководителем перегрузочных работ (начальником смены) путём нажатия кнопки АЗЗАЛ, установленной непосредственно на крышке реактора.

Для случая падения «свежей» ТВС в центральную ячейку активной зоны реактора ВВР-СМ, при перегрузочных работах, был выполнен расчет по программе PARET.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Расчет аварийной ситуации для зоны с ТВС типа ИРТ-3М проведен в предположении [81, с. 27-32], что при загрузке (падении) свежей ТВС, вводимая реактивность равна $3.87\beta_{eff}$, что на $1.24\beta_{eff}$ больше предполагаемой подкритичности реактора до загрузки, равной $2.63\beta_{eff}$, или $0.5\beta_{eff}$ за 0.5 с. Реактор станет надкритичным, защита сработает по сигналу АЗ «уменьшение периода» (менее 10 с), с введением стержней аварийной защиты в активную зону для компенсации избыточной реактивности.

Результаты расчетов по программе PARET показаны на рисунке 2.23. Начальная мощность реактора — 1 Вт, так как «свежая» ТВС загружается в активную зону только через 2 дня после остановки реактора. Начальный период – 0,4 с. Через 0,1 с после падения ТВС в ячейку, мощность реактора достигает 1,3 Вт. Реактивность достигает своего максимума в 0,2474 $\beta_{\rm eff}$. Температура оболочки ТВС ИРТ-3М в течении всей длительности аварии остается равной 45 °C.

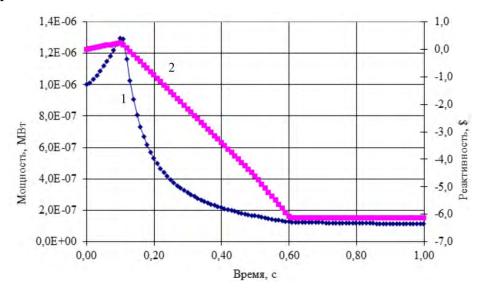


Рис. 2.23. Активная зона с высокообогащенным урановым топливом: изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае падения «свежей» тепловыделяющей сборки в центральную ячейку

Анализ первой смешанной зоны

Расчет аварийной ситуации для зоны с ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М, проведен в предположении, что при загрузке (падении) свежей ТВС, вводимая реактивность равна $3{,}13\beta_{\rm eff}$, что на $0{,}5\beta_{\rm eff}$ больше, предполагаемой подкритичности реактора до загрузки, равной $2{,}63\beta_{\rm eff}$, или $0{,}5\beta_{\rm eff}$ за $0{,}5$ с.

Результаты расчетов по программе PARET показаны на рисунке 2.24. Начальная мощность реактора — 1 Вт, как и в первом случае. Начальный период — 0,4 с. Через 0,102 с, мощность реактора достигает 1,105 Вт. Реактивность достигает своего максимума в 0,101 $\beta_{\rm eff}$. Температуры оболочек ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М остаются равными 45 °C в течение всей аварии.

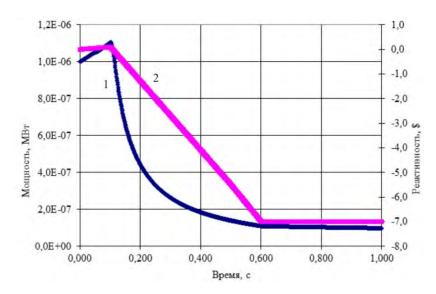


Рис. 2.24. Активная зона с тепловыделяющей сборкой типа ИРТ-3М и ИРТ-4М: изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае падения «свежей» тепловыделяющей сборки в центральную ячейку

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Расчет аварийной ситуации для зоны с ТВС типа ИРТ-4М, проведен в предположении, что при загрузке (падении) свежей ТВС, вводимая реактивность равна $2,25\beta_{\rm eff}$, что меньше предполагаемой подкритичности реактора до загрузки, равной $2,63\beta_{\rm eff}$, или $0,5\beta_{\rm eff}$ за 0,5 с.

Результаты расчетов по программе PARET показаны на рисунке 2.25. Начальная мощность реактора — 1 Вт. Начальный период — 0,4 с. Через 0,11 с, мощность реактора достигает 1,074 Вт. Реактивность достигает своего максимума и равна 0,073 $\beta_{\rm eff}$. Температура оболочки ТВС ИРТ-4М остается равной 45 °C в течение всей аварии.

Проведенные расчеты и анализ аварийной ситуации, когда происходит падение «свежей» ТВС в центральную ячейку активной зоны реактора ВВР-СМ при конверсии реактора на использование низкообогащенного топлива типа ИРТ-4М показывают, что система безопасности реактора, справится с аварией, не создавая угрозу безопасности персонала реактора и окружающих.

В этой ситуации температура оболочки ТВС ИРТ-4М остается равной 45 °C. Такая ситуация не приводит к аварии. При падении «свежей» ТВС на активную зону, возникнет увеличение реактивности не более чем на $0.5\% \Delta k/k$.

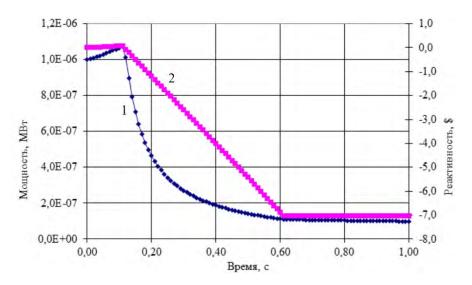


Рис. 2.25. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае падения «свежей» тепловыделяющей сборки ИРТ-4М в центральную ячейку активной зоны

§ 2.11. Потеря теплоносителя

Опорожнение бассейна (центрального бака реактора) вследствие повреждения

В качестве аварии опорожнения центрального бака реактора примем аварию, связанную с разрывом трубопровода первого контура или самого центрального бака с одновременным отказом системы аварийного орошения. В результате такой аварии произойдёт утечка воды из центрального бака реактора и оголение активной зоны. При этом произойдёт расплавление активной зоны, которая в виде расплава попадёт в подреакторное помещение на бетонный пол. Расплав при высокой температуре будет находиться в течение длительного времени. Принимается, что вентиляция работает в штатном режиме, и выброс радиоактивности происходит в вентиляционную трубу с очисткой воздуха на аэрозольных и йодных фильтрах (эффективность

очистки от аэрозолей 99,9%, от йодов 90%). Выход продуктов деления из расплавленной топливной композиции принимается в соответствии с методикой [80, с. 157]. Результаты расчёта выброса продуктов деления в окружающую среду, с учётом очистки выбрасываемого воздуха на аэрозольных и йодных фильтрах указаны в таблице 2.9.

Таблица 2.9 Выброс радиоактивных продуктов деления в окружающую среду при расплавлении активной зоны

| Нуклиды | $^{85}\mathrm{Kr}$ | $^{87}\mathrm{Kr}$ | $^{88} m Kr$ | $^{89}\mathrm{Kr}$ | $^{90} m Kr$ | $^{133	ext{m}}	ext{Xe}$ | $^{133}\mathrm{Xe}$ | 135mXe | ¹³⁵ Xe | ¹³⁷ Xe | ¹³⁸ Xe | ^{134}Cs | 137 Cs | $^{98}\mathrm{Zr}$ | $^{95}\mathrm{Nb}$ | 103 Ru | 106 Ru | I_{181} | I_{2} | $I_{\xi\xi 1}$ | I_{9} | I_{5E1} | $^{140}\mathrm{Ba}$ | 140 La | $^{132}\mathrm{Te}$ |
|--------------------|-----------------------|--------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-------------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|---------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|---------------------|---------------------|
| Активность (Бк) | $4,66 \times 10^{14}$ | | $1,15 \times 10^{15}$ | $1,43 \times 10^{15}$ | $1,55 \times 10^{15}$ | $4,96 \times 10^{13}$ | $2,05 \times 10^{15}$ | $5,59 \times 10^{14}$ | $1,99 \times 10^{15}$ | $1,85 \times 10^{15}$ | $1,71 \times 10^{15}$ | $1,15 \times 10^{10}$ | $3,46 \times 10^{10}$ | 5.37×10^{11} | $5,92\times10^{11}$ | $2,85 \times 10^{12}$ | $1,37 \times 10^{12}$ | 4.81×10^{12} | $6,85 \times 10^{12}$ | $1,01 \times 10^{13}$ | $1,21 \times 10^{13}$ | $9,47 \times 10^{12}$ | $1,98 \times 10^{12}$ | $5,92\times10^{11}$ | ,2 |

Дозы внешнего и внутреннего облучения определялись с учётом наихудших значений коэффициентов разбавления в атмосфере из всех возможных для любых условий погоды. Результаты расчёта радиационной обстановки на местности указаны в таблице 2.10.

Таблица 2.10 Радиационная обстановка на местности при аварии с расплавлением активной зоны

| Параметр | | | Доза, Зв | | |
|---|-----------------------|---------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| параметр | R=200 м | R=600 м | R=1000 м | R=6000 м | R=10000 м |
| Доза внешнего облучения от радиоактивного облака | 0,0156 | 0,0104 | 7,3×10 ⁻³ | 2,6×10 ⁻ 3 | 1,8×10 ⁻³ |
| Доза облучения щитовидной железы ребёнка | 0,223 | 0,1486 | 0,104 | 0,0372 | 0,026 |
| Доза внешнего облучения от загрязнённой поверхности земли, полученная за: | | | | | |
| 1 сутки | 4,97×10 ⁻³ | $3,31\times10^{-3}$ | 2,32×10 ⁻³ | 8,32×10 ⁻⁴ | 5,81×10 ⁻⁴ |
| 30 суток | 0,0558 | 0,0372 | 0,026 | 9,3·10 ⁻³ | 6,5×10 ⁻³ |
| 0,5 года | 0,102 | 0,068 | 0,048 | 0,017 | 0,012 |
| 1 год | 0,119 | 0,08 | 0,0556 | 0,02 | 0,0139 |

Как видно из результатов оценки радиационных последствий аварии с оголением и расплавлением активной зоны, наибольшую опасность будет представлять внутреннее облучение щитовидной железы радиоактивным йодом. При этом облучение щитовидной железы ребёнка на расстоянии 1000 м (санитарно-защитная зона) от реактора составит 0,104 Зв. Доза внешнего облучения от радиационного облака за время аварийного выброса составит 7,30 мЗв, а доза от активности продуктов деления, осевших на землю, составит 55,6 мЗв за год. Так как прогнозируемые дозы внешнего и внутреннего облучения на границе санитарно-защитной зоны при аварии с расплавлением активной зоны не превышает 0,25 Зв (нормы для аварийных ситуаций) [74-76, с 16], не потребуется особых неотложных мероприятий по защите населения [77, с. 48].

§ 2.12. Добавление холодной воды

На номинальном уровне мощности реактора 10 МВт вода первого контура имеет следующие номинальные параметры: расход воды в первом контуре – $1250 \text{ м}^3/\text{ч}$; температура воды на входе в активную зону – $45 \,^{\circ}\text{C}$; температура воды на выходе из активной зоны – $62 \,^{\circ}\text{C}$. Считаем, что средняя температура воды в активной зоне $53 \,^{\circ}\text{C}$. Температурный коэффициент реактора отрицательный и составляет $0.013 \, \beta_{3\varphi} \, (0.009\% \, \Delta k/k)$. Холодная вода в центральный бак реактора может поступать через защитный бак из баков подпитки по трубопроводу подпитки. Баки подпитки расположены в Реакторном зале. Температура воды в баках подпитки соответствует температуре в Реакторном зале. Принимаем, что в холодное время года температура воды в баках будет примерно $+15 \,^{\circ}\text{C}$. При нормальных условиях эксплуатации подпитка бака реактора осуществляется небольшими порциями $(50 \div 100 \, \text{n})$ через задвижку Ду-25. Время подпитки составляет 3 мин.

Рассмотрим ситуацию: при работе реактора на номинальном уровне мощности происходит самопроизвольное открытие подпиточной задвижки Ду-25 и вода непрерывно поступает в бак реактора. Вода через активную зону

идёт сверху вниз. Понижение температуры воды в активной зоне приводит к введению положительной реактивности. При допущении, что температура воды в активной зоне будет снижена до 15 °C (принятая нами температура воды в баках подпитки), то вводимая реактивность составит $0.52~\beta_{3\varphi}$. Автоматический регулятор (AP) будет отрабатывать на погашение вводимой реактивности. Во время работы рабочий орган AP погружен в активную зону на $250 \div 300~\text{мм}$ (полное погружение AP – 600~мм). Погружение рабочего органа AP из рабочего положения до крайнего нижнего положения может погасить $0.3\beta_{3\varphi}$ введённой положительной реактивности. Так как рабочий орган AP дойдя до крайнего нижнего положения, не сможет погасить высвободившуюся реактивность, то при полном погружении рабочего органа AP сработает аварийная защита по сигналу A3 «погружение AP на 100%». Реактор будет заглушен рабочими органами A3.

§ 2.13. Увеличение реактивности экспериментальными устройствами

Незапланированное увеличение реактивности может произойти при заполнении водой горизонтального экспериментального канала (ГЭК).

Анализ был выполнен для случая введения положительный реактивности при заполнении водой ГЭК. Для зон с ТВС типа ИРТ-3М это соответствует введению реактивности $0,062~\beta_{9\varphi}$, для 1-ой смешанной зоны – $0,072~\beta_{9\varphi}$ и для зон с ТВС типа ИРТ-4М – $0,052~\beta_{9\varphi}$ (см. таблицу 2.3). Предположение о заполнении водой ГЭК было сделано без рассмотрения того, как это может произойти. Расчет переходного режима был выполнен, принимая вышеуказанное введение реактивности как пошаговое введение реактивности.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

При введении положительной реактивности, равной $0,062~\beta_{9\varphi}$ в течение 0,05 секунд мощность реактора повышается до 12 МВт. Через 34,47 секунд все стержни вводятся в активную зону в течение 0,5 секунд, при этом вводимая

ими реактивность равна -7,37 $\beta_{3\varphi}$ (рисунок 2.26).

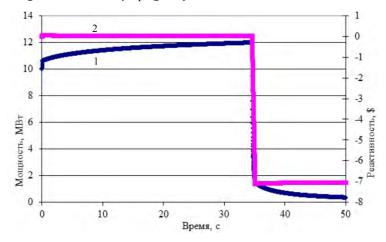


Рис.2.26. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае заполнения водой горизонтального экспериментального канала

Из рисунка 2.27 видно, что мощность реактора достигает максимального значения в 12,001 МВт через 34,6 секунд, при максимальной температуре поверхности оболочки для ИРТ-3М равной 108,0 °C.

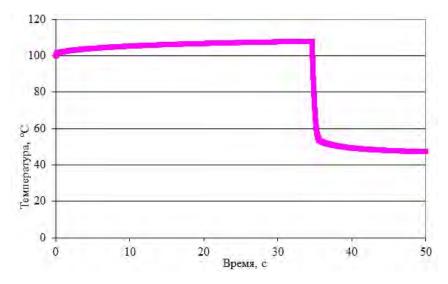


Рис. 2.27. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае заполнения водой горизонтального экспериментального канала

Анализ 1-ой смешанной зоны

На рисунке 2.28 представлены изменения мощности и реактивности реактора в зависимости от времени, а на рисунке 2.29 - изменение температуры оболочки ТВС.

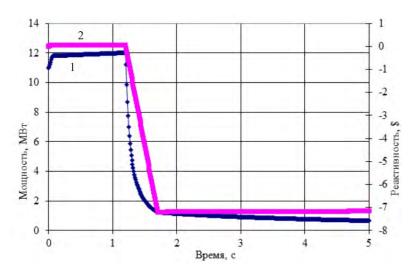


Рис.2.28. 1-ая смешанная зона: изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

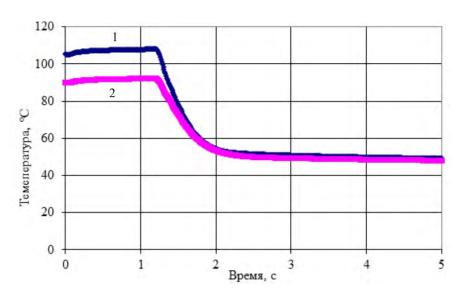


Рис.2.29. 1-ая смешанная зона: изменение температуры поверхностей оболочек тепловыделяющих сборок ИРТ-3М (1), ИРТ-4М (2) в зависимости от времени

Как показано на рисунке 2.28 после введения положительной реактивности $0,072\beta_{9\varphi}$ в течение 0,05 секунд мощность реактора достигла 12 МВт через 1,1 с, и тогда все стержни АЗ падают в активную зону в течение 0,5 с, вводя положительную реактивность $-7,5\beta_{9\varphi}$. Мощность достигает максимума 12,018 МВт в течение 1,21 с, а максимальная температура оболочки для ИРТ-3М/ИРТ-4М достигает 108,3 °C (рисунок 2.29).

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Останов реактора происходит на уровне мощности в 12 МВт через 1,64 с. Максимальная мощность составляет 12,012 МВт за 1,73 с, а максимальная реактивность достигает значения 0,066 $\beta_{9\varphi}$ за 0,05 с (см. рис. 2.30). Максимальная температура поверхности оболочки в 103,2 °C достигается за 1,74 с (см. рис. 2.31).

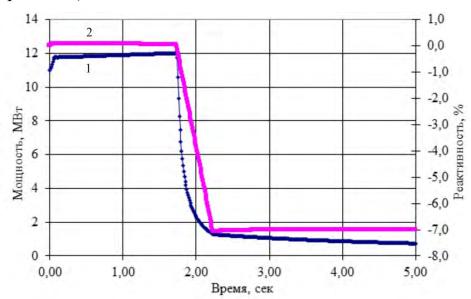


Рис.2.30. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае заполнения водой горизонтального экспериментального канала

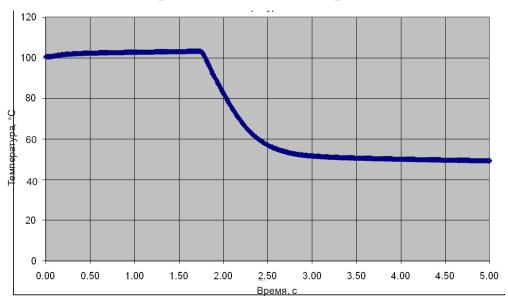


Рис.2.31. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае заполнения горизонтального экспериментального канала водой

Причиной разницы достижения времени сброса АЗ при начале переходного процесса является то, что для зоны с ТВС типа ИРТ-3М мощность реактора равна 10 МВт, а для зоны с ТВС типа ИРТ-4М — 11 МВт. В обоих случаях аварийная защита по уровню мощности срабатывает при мощности 12 МВт.

§ 2.14. Самопроизвольное извлечение стержней аварийной защиты

Отказ в работе механизма вызовет извлечение стержней безопасности (максимум 5 см), которые всегда полностью взведены. Маленькое увеличение реактивности компенсируется введением стержня автоматического регулятора мощности (AP), и продолжает работать в другом положении AP. В данном переходном процессе считалось, что AP не компенсирует введение положительной реактивности (который компенсировал бы взведение A3), то есть, считалось, что введена положительная реактивность.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Поднятие стержня АЗ на 5 см выше, эквивалентно введению положительной реактивности с шагом в $0,084~\rm \beta_{3\varphi}$. Начальная мощность — 10 МВт. Останов реактора происходит из-за уменьшения периода реактора - меньше, чем за 10 с в течение краткого времени ($0,01~\rm до~0,07~c$). По достижении мощности 12 МВт через 12,44 с реактор будет остановлен (см. рис. 2.32). Реактор достигнет максимальной мощности 12,005 МВт в 12,53 с, при этом максимальная температура поверхности оболочки для горячего канала составит $107,96~\rm ^{\circ}C$ (см. рис. 2.33).

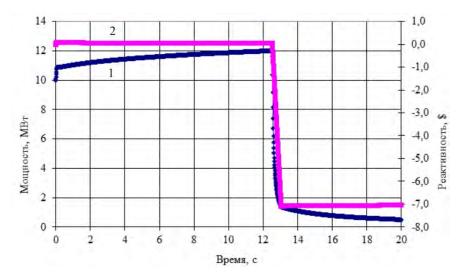


Рис.2.32. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае подъема стержня аварийной защиты на 5 см

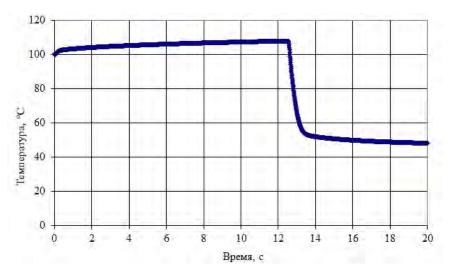


Рис.2.33. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае подъема стержня аварийной защиты на 5 см

Анализ 1-ой смешанной зоны

В случае 1-ой смешанной зоны подъем стержня АЗ на 5 см эквивалентен введению положительной реактивности в 0,110 $\beta_{3\varphi}$. Начальная мощность — 11 МВт. Через 0,05 с происходит останов реактора на мощности 12,12 МВт. В 0,08 с реактор достигает максимальной мощности 12,32 МВт (см. рис. 2.34). При этом максимальная температура поверхности оболочки твэлов для ТВС типа ИРТ-3M составит 107,37 °C за 0,15 с и 91,47 °C за 0,15 с для ТВС типа ИРТ-4M (см. рис. 2.35).

Причиной разницы достижения времени сброса АЗ является то, что для зоны с ТВС типа ИРТ 3-М мощность реактора равна 10 МВт, а для зоны с ТВС типа ИРТ 4-М — 11 МВт. В обоих случаях аварийная защита по уровню мощности срабатывает при мощности 12 МВт.

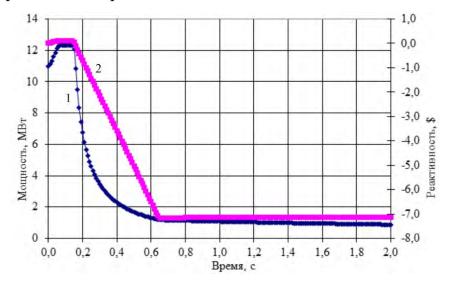


Рис.2.34. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае поднятия стержня аварийной защиты на 5 см

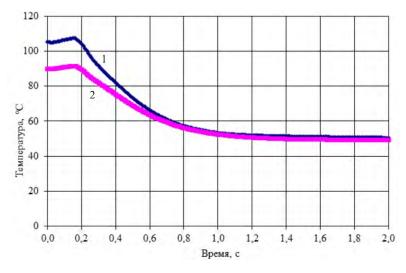


Рис.2.35. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС типа ИРТ-3M (1) и ИРТ-4M (2) в случае поднятия стержня аварийной защиты на 5 см

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

В случае активной зоны, составленной полностью из ТВС типа ИРТ-4М подъем стержня АЗ на 5 см эквивалентен введению положительной

реактивности 0,072 $\beta_{9\varphi}$.

Начальная мощность – 11 МВт. Через 0,06 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. Реактор достигает максимальной мощности 12,109 МВт в 0,07 с при максимальной реактивности 0,092 $\beta_{9\varphi}$ за 0,05 с (см. рис. 2.36). Максимальная температура поверхности оболочки составит 101,9 °C за 0,16 с (см. рис. 2.37).

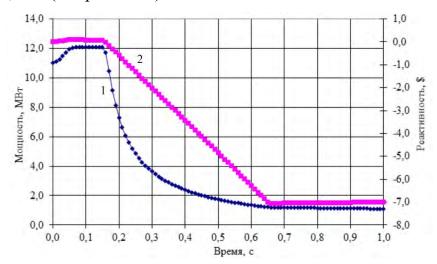


Рис. 2.36. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае подъема стержня аварийной защиты на 5 см

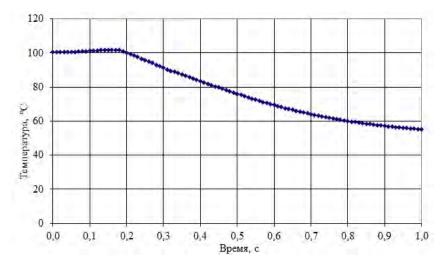


Рис. 2.37. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС типа ИРТ-4М в случае поднятия стержня аварийной защиты на 5 см

§ 2.15. Самопроизвольное извлечение рабочего органа компенсирующего стержня

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Анализ проводился для взведения на 25 мм одного самого тяжелого компенсирующего стержня (или пары стержней). По «Правилам ядерной безопасности» [62, с. 10] шаг стержня не должен быть больше, чем $0.3~\beta_{9\Phi}$.

Взведение стержня КС на 1 шаг, равный 25 мм, эквивалентно введению положительной реактивности в $0.363~\beta_{ab}$, на что требуется 10~c.

Начальная мощность — 10 МВт. Через 3,89 с происходит останов реактора при достижении мощности 12 МВт. Максимальная мощность реактора 12,06 МВт достигается в 3,99 с, а максимальная реактивность составляет 0,103 $\beta_{9\varphi}$ в то же самое время (см. рис. 2.38). Максимальная температура поверхности оболочки повышается до 107,81 °C за 4 с (см. рис. 2.39).

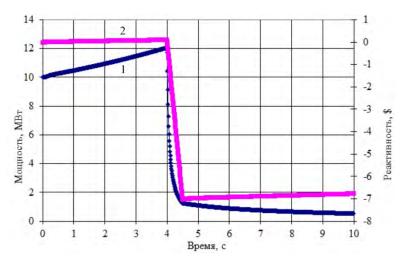


Рис.2.38. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае взвода компенсирующего стержня на 1 шаг (25 мм)

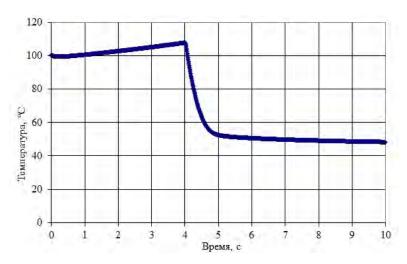


Рис. 2.39. Изменение температуры на поверхности ТВС в случае взвода компенсирующего стержня на 1 шаг (25 мм)

Анализ 1-ой смешанной зоны

Взведение компенсирующего стержня на 1 шаг, равный 25 мм, эквивалентно введению положительной реактивности в $0{,}345~\mathrm{\beta_{eff}},$ на что требуется $10~\mathrm{c}.$

Начальная мощность — 11 МВт. Через 2,01 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. В 2,10 с максимальная мощность реактора достигает 12,044 МВт при максимальной реактивности 0,0575 $\beta_{3\varphi}$ (см. рис. 2.40). Максимальная температура поверхности оболочки — 107,9 °C за 2,10 с для ТВС ИРТ-3М и 92,2 °C за 2,17 с для ТВС ИРТ-4М (см. рис. 2.41).

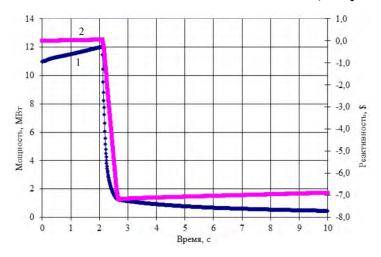


Рис.2.40. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае взвода компенсирующего стержня на 1 шаг, 25 мм

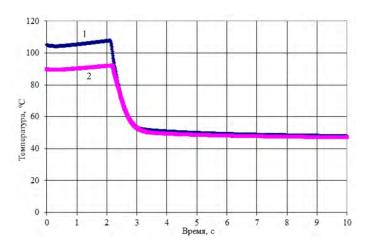


Рис.2.41. Изменение температуры поверхности оболочки для тепловыделяющих сборок ИРТ-3М (1) и ИРТ-4М (2) при взводе компенсирующего стержня на 1 шаг, 25 мм

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Взведение КС на 1 шаг эквивалентно введению положительной реактивности – 0,367 $\beta_{9\varphi}$.

Начальная мощность — 11 МВт. Через 1,97 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. В 2,06 с максимальная мощность реактора достигает 12,049 МВт при максимальной реактивности в 0,059 $\beta_{9\phi}$ (см. рис. 2.42). Максимальная температура поверхности оболочки — 103,0 °C за 2,07 с (см. рис. 2.43).

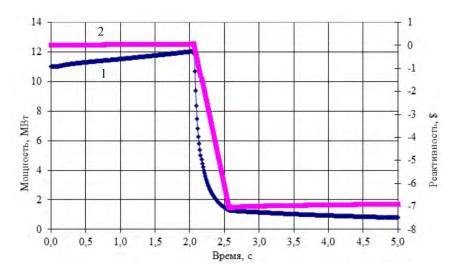


Рис. 2.42. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при взводе компенсирующего стержня на 1 шаг, 25 мм

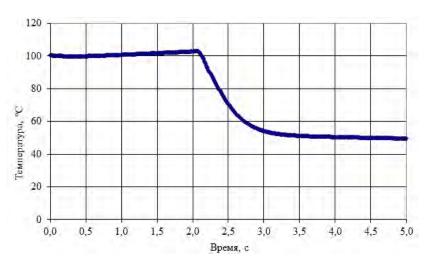


Рис.2.43. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС при взводе компенсирующего стержня на 1 шаг, 25 мм

§ 2.16. Вытеснитель компенсирующего стержня заменен водой

Есть два случая для рассмотрения: потеря вытеснителя от AP и потеря вытеснителя от KC. В случае, когда вытеснитель AP заменен водой, введенная положительная реактивность равна $0,22~\beta_{9\varphi}$ для полной зоны с ТВС типа ИРТ-3M, $0,34~\beta_{9\varphi}$ для 1-ой смешанной зоны и $0,22~\beta_{9\varphi}$ для зоны с ТВС типа ИРТ-4M. В случае отрыва вытеснителя от стержня-поглотителя КС-3 произойдет введение положительной реактивности равной $0,55~\beta_{9\varphi}$ для полной зоны с ТВС типа ИРТ-3M; $0,46~\beta_{9\varphi}$ для 1-ой смешанной зоны и $0,35~\beta_{9\varphi}$ для зоны с ТВС типа ИРТ-4M.

Введение реактивности происходит за время равное 0,5 с, что равно времени, необходимому для введения стержней АЗ в активную зону.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Мощность реактора на момент начала переходного процесса — 10 МВт. Через 0,16 с происходит останов реактора по достижении мощности 12 МВт. Максимальная мощность реактора достигает 13,59 МВт при максимальной реактивности 0,2588 $\beta_{9\varphi}$ через 0,26 с от начала процесса (см. рис. 2.44). Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М составит 107,4 °C

за 0,28 с (см. рис. 2.45).

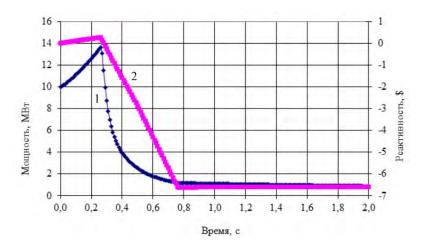


Рис.2.44. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при замене водой вытеснителя КС-3

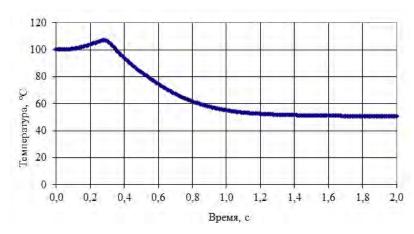


Рис.2.45. Изменение температуры оболочки ТВС при замене водой вытеснителя КС-3

Анализ 1-ой смешанной зоны

Начальная мощность реактора — 11 МВт. Через 0,10 с происходит останов реактора по достижении мощности 12 МВт. В 0,20 с максимальная мощность реактора достигает 13,29 МВт при максимальной реактивности 0,169 $\beta_{3\varphi}$ (см. рис. 2.46). Максимальная температура поверхности оболочки для ИРТ-3М повысится до 108,47 °C за 0,21 с и 92,26 °C за 0,22 с для ИРТ-4М (см. рис. 2.47).

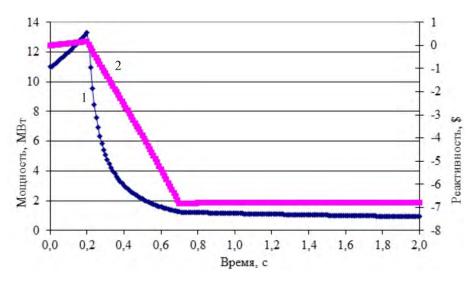


Рис.2.46. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора при замене водой вытеснителя КС-3

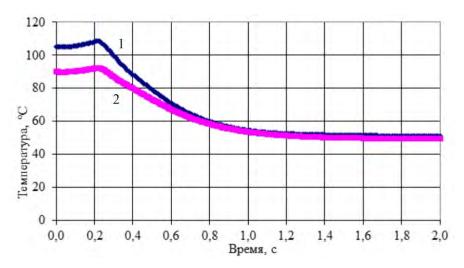


Рис.2.47. Изменение температуры поверхности оболочки тепловыделяющих сборок ИРТ-3М (1) и ИРТ-4М (2) при замене водой вытеснителя КС-3

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Вытеснитель КС-3 заменен водой, при этом вводимая положительная реактивность составляет $0,350~\beta_{эф}$. Переходное время - 0,5~c.

Начальная мощность — 11 МВт. Через 0,11 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. Максимум мощности реактора и реактивности составляют 13,28 МВт и 0,171 $\beta_{9\varphi}$ соответственно через 0,20 с (см. рис. 2.48). Максимальная температура поверхности оболочки для ИРТ-4М достигает

102,3 °С за 0,24 с (см. рис. 2.49).

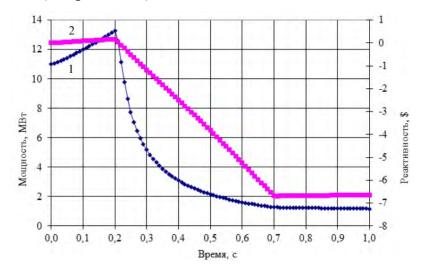


Рис. 2.48. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае замены водой вытеснителя КС-3

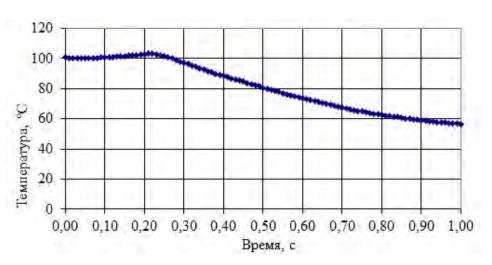


Рис.2.49. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС ИРТ-4М при замене водой вытеснителя КС-3

§ 2.17. Нейтронно-физический анализ и статический теплогидравлический анализ для активных зон реактора ВВР-СМ

В цепной реакции, происходящей в активной зоне ядерного реактора, выделяется энергия в виде кинетической энергии частиц деления, нейтронов и γ-излучения, β-распада. При эксплуатации следует при необходимости учитывать все возможные конфигурации активной зоны реактора, от исходной конфигурации с ВОУ топливом до полной конфигурации активной зоны с

НОУ топливом. Также необходимо учитывать влияние установленных экспериментальных устройств или облучаемых материалов. Активная зона реактора, включая топливные элементы, механизмы регулирования реактивности и экспериментальные устройства, спроектирована и изготовлена таким образом, чтобы они не превышали максимально допустимые проектные пределы, установленные для всех условий эксплуатации. При установке этих пределов необходимо обеспечить необходимый запас cучетом ошибок/неточностей и технических допусков.

Активная зона реактора спроектирована таким образом, чтобы реактор мог быть остановлен, охлажден и поддерживался в подкритическом режиме с достаточным запасом во всех рабочих условиях и в любой аварийной ситуации. Конструкция активной зоны реактора имеет меры безопасности, чтобы минимизировать последствия аварийных состояний, возникающих в результате переходных процессов и нестабильной работы.

Активная зона полностью с высокообогащенным урановым топливом (18 ТВС ИРТ-3М) и 1-ая активная зона со смешанным топливом (16 ТВС ИРТ-3М и 4 ТВС ИРТ-4М)

Загрузка реактора ВВР-СМ с 18 ТВС ИРТ-3М с 36% обогащением в конце цикла и перетасовки ТВС, для получения 1-ой активной зоны со смешанным топливом показаны на рисунке 2.50.

| 230 | Номер ТВС |
|--------|----------------------------------|
| 47,88 | Выгорание ²³⁵ U, % |
| ИРТ-3М | Тип топлива |
| 316,2 | Первоначальный вес 235 U, г |

| | 230 47,88 ИРТ-3М 316,2 | 228 58,73 UPT-3M 314,0 | 233 30,27 ИРТ-3М 314,0 | 225 55,60 ИРТ-3М 315,8 | |
|---------------------------------|--|--|--|---|---------------------------------|
| 222 67,72 ИРТ-31 315,2 | М ИРТ-ЗМ | 237 8,12 ИРТ-ЗМ 314,8 | 192 8,58 ИРТ-3М 300,0 | 231 42,68 ИРТ-ЗМ 314,8 | |
| | 232 41,01 ИРТ-3М 314,9 | 239 8,16 ИРТ-3М / 313,0 | 238 8,20 ИРТ-3М 313,3 | 235 19,84 ИРТ-ЗМ 314,0 | 221 66,93 ИРТ-3М 313,3 |
| | 226 58,12 ИРТ-3М 316,6 | 234 31,14 ИРТ-ЗМ 312,5 | 227 57,75 У ИРТ-3М 315,8 | 229 52,72 ИРТ-ЗМ 313,8 | |
| 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |

Рис.2.50. Активная зона полностью с высокообогащенным урановым топливом с 18 тепловыделяющими сборками ИРТ-3M / конец цикла

Первая активная зона со смешанным топливом с 16 ВОУ ТВС ИРТ-3М и 4 НОУ ТВС ИРТ-4М отображена на рисунке 2.51.

| 6 | | 230 47,88 ИРТ-3М 316,2 | 237 8,12 ИРТ-3М 314,8 | 233 30,27 ИРТ-3М 314,0 | 192 8,58 ИРТ-3М 300,0 | |
|---|---|--|--|--|---|---------------------------------|
| 5 | 228 58,73 ИРТ-3М 314,0 | 236 19,19 ИРТ-3М 313,8 | 1 Мт 00,00 ИРТ-4М 264,0 | 2 Мт 00,00 ИРТ-4М 264,0 | 231 42,68 ИРТ-3М 314,8 | 225 55,60 ИРТ-3М 315,8 |
| 4 | 226 58,12 ИРТ-3М 316,6 | 2321 41,01 ИРТ-3М 314,9 | 3 Мт 00,00 ИРТ-4М 264,0 | 4 М 00,00 ИРТ-4М 264,0 | 235 19,84 ИРТ-3М 314,0 | 237 57,75 ИРТ-3М 315,8 |
| 3 | | 239 8,16 ИРТ-3М 313,0 | 234 31,14 ИРТ-3М 312,5 | 238 8,20 ИРТ-3М 313,3 | 229 52,72 ИРТ-3М 313,8 | |
| L | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |

Рис.2.51. 1-ая активная зона со смешанным топливом / начало цикла

§2.17.1. Расчет подкритичности

Критерий реактора ВВР-СМ для подкритичности гласит, что реактор должен быть по крайней мере 1% подкритичным со всеми стержнями управления и автоматическим регулирующим стержнем, полностью загруженным в активную зону, при взведённом состоянии стержней аварийной защиты. Используя это условие, была определена подкритичность для проанализированных активных зон и результаты, представленные в таблице 2.11, показывают, что все активные зоны соответствуют критерию подкритичности без каких-либо проблем.

Таблица 2.11 Подкритичность (погрешность менее 0,5%)

| Конфигурация активной зоны | Подкритичность |
|---|-------------------|
| | (реактивность, %) |
| 18 ТВС ИРТ-3М, полностью ВОУ а. з. | -8,1 |
| 16 ТВС ИРТ-3M / 4 ТВС ИРТ-4M, 1-ая смешанная а. з. | -5,5 |
| 14 ТВС ИРТ-3M / 6 ТВС ИРТ-4M, 2-ая смешанная а. з. | -6,0 |
| 12 ТВС ИРТ-3M / 8 ТВС ИРТ-4M, 3-ья смешанная а. з. | -6,1 |
| 10 ТВС ИРТ-3M / 10 ТВС ИРТ-4M, 4-ая смешанная а. з. | -6,3 |
| 8 ТВС ИРТ-3M / 12 ТВС ИРТ-4M, 5-ая смешанная а. з. | -6,8 |
| 6 ТВС ИРТ-3M / 14 ТВС ИРТ-4M, 6-ая смешанная а. з. | -7,2 |
| 4 ТВС ИРТ-3M / 16 ТВС ИРТ-4M, 7-ая смешанная а. з. | -7,6 |
| 2 ТВС ИРТ-3M / 18 ТВС ИРТ-4M, 8-ая смешанная а. з. | -7,8 |
| 20 ТВС ИРТ-4М, полностью НОУ а. з. | -7,8 |

§ 2.17.2. Расчет реактивности стержней управления

Желательно несильное изменение «весов» контрольных стержней по мере изменения активной зоны для осуществления плавного перехода от активной зоны с высокообогащенным урановым топливом к активной зоне с низкообогащенным урановым топливом. Небольшие изменения в

«весах» стержней управления также желаемы с точки зрения возможных переходных процессов, вызванных сбоями в механизме стержней управления. Реактивность («вес») стержней управления для активной зоны с ВОУ топливом, для всех активных зон со смешанным топливом и активной зоны полностью с НОУ топливом представлены в таблице 2.12. Влияние экспериментальных устройств на эффективность стержней СУЗ незначительно.

Таблица 2.12 «Веса» стержней управления (%), (погрешность менее 2,0%)

| Стержень управления | 18 ИРТ-3М Полностью ВОУ а.з. | 16 ИРТ-3М/ 4 ИРТ-4М 1-ая смешанная а.з. | 14 ИРТ-3М/ 6 ИРТ-4М 2-ая смешанная а.з. | 12 ИРТ-3М/ 8 ИРТ-4М 3-ая смешанная а.з. | 10 ИРТ-3М/ 10 ИРТ-4М 4-ая смешанная а.з. |
|--|------------------------------------|---|---|---|---|
| | % | % % | % | % | % |
| KC-1 | 4,2 | 4,0 | 4,1 | 4,1 | 4,1 |
| KC-2 | 4,2 | 3,8 | 3,8 | 3,8 | 3,8 |
| КС-3 | 3,2 | 2,7 | 2,7 | 2,7 | 2,7 |
| КС-4 | 3,2 | 3,0 | 2,7 | 2,7 | 2,7 |
| AP | 0,5 | 0,6 | 0,6 | 0,6 | 0,6 |
| A3-1 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 2,0 |
| A3-2 | 2,0 | 1,9 | 1,9 | 1,9 | 1,9 |
| A3-3 | 1,2 | 1,3 | 1,3 | 1,3 | 1,3 |
| Запас реактивности при достижении критичности, % | 5,6 | 5,7 | 5,7 | 5,6 | 5,6 |

| Стержень управления | 8 ИРТ-3М/ 12 ИРТ-4М 5-ая смешанная | 6 ИРТ-3М/ 14 ИРТ-4М 6-ая смешанная | 4 ИРТ-3М/ 16 ИРТ-4М 7-ая смешанная | 2 ИРТ-3М/ 18 ИРТ-4М 8-ая смешанная | 20 ИРТ-4М Полностью НОУ а.з. |
|------------------------|---|---|---|---|------------------------------------|
| | a.3. | a.3. | a.3. | a.3. | |
| | % | % | % | % | % |
| KC-1 | 4,2 | 4,3 | 4,5 | 4,4 | 4,3 |
| KC-2 | 4,0 | 4,1 | 4,2 | 4,1 | 4,1 |
| KC-3 | 2,7 | 2,7 | 2,8 | 2,8 | 2,9 |

| KC-4 | 2,7 | 2,7 | 2,8 | 2,8 | 2,8 |
|--|-----|-----|-----|-----|-----|
| AP | 0,6 | 0,6 | 0,6 | 0,7 | 0,6 |
| A3-1 | 1,8 | 1,8 | 1,8 | 1,8 | 1,9 |
| A3-2 | 1,8 | 1,7 | 1,8 | 1,8 | 1,9 |
| A3-3 | 1,3 | 1,3 | 1,3 | 1,3 | 1,3 |
| Запас реактивности при достижении критичности, % | 5,2 | 5,3 | 5,3 | 5,4 | 5,6 |

КС - компенсирующий стержень, AP – стержень автоматического регулирования, A3 – стержень аварийной защиты

Выводы по второй главе

Проведен анализ переходных процессов/аварий для активных зон реактора ВВР-СМ, составленных из ТВС с высокообогащенным урановым топливом, первой зоны со смешанным (высокообогащенным и низкообогащенным урановым) топливом и для зоны, составленной полностью из ТВС с низкообогащенным урановым топливом.

Рассчитаны кинетические параметры и коэффициенты реактивности, переходные процессы/аварии, рассматриваемые в рамках анализа безопасности. Проанализированы такие аварийные ситуации как: выброс стержня автоматического регулирования, выброс компенсирующего стержня, отключение охлаждающих насосов первого контура в результате пропадания электропитания.

С использованием моделирования рассчитаны возможные выходы продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ.

В аварийных ситуациях оценены максимальные мощности, которые не превышали 12 МВт. В отдельных случаях мощность превышала 12 МВТ только в промежутке нескольких десятых долей секунд. Максимальная температура на поверхности ТВС не превышала допустимые 126 °C.

Проведены нейтронно-физический и статический теплогидравлический

анализы для активных зон реактора ВВР-СМ, расчет подкритичности, расчет реактивности стержней управления.

Проведенные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты и анализ, рассмотренных в текущей главе аварийных ситуаций, показывают, что при переводе реактора на низкообогащенное топливо типа ИРТ-4М (19,7% обогащения по ²³⁵U) система безопасности реактора успешно справляется с возможными аварийными ситуациями.

ГЛАВА III. РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗОВ ПРОЦЕССОВ/АВАРИЙ ДЛЯ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРА ВВР-СМ С 6- И 8 - ТРУБНЫМИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМИ СБОРКАМИ ТИПА ИРТ-4М

Реактор ВВР-СМ в Институте ядерной физики Академии наук в 2009 году был переведен на использование 6-трубного НОУ (19,7%) топлива ИРТ-4М.

В связи приобретением наряду с 6-ти трубными ТВС и также были приобретены 8-трубные ТВС типа ИРТ-4М. По требованию регулирующих органов проведен анализ безопасности для этих активных зон со «смешанным» топливом (8-трубные и 6-трубные ТВС ИРТ-4М).

Исследовательский **BBP-CM** 6-трубчатые реактор использует тепловыделяющие сборки ИРТ-4М с НОУ топливом (обогащение 19,7%) (6труб, UO_2 -Al, 2,8 г U/cm^3 , 264 г $^{235}U/TBC$), изготовленные Новосибирским заводом химических концентратов в России. ИЯФ приобрел восемь 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М, которые очень похожи на 6-трубные ТВС. Для уменьшения потерь в количестве экспериментальных каналов при использовании 8-трубных ТВС и уменьшения потери нейтронного потока было решено увеличить количество ТВС с 20 до 24 (см. рис. 3.1), а также увеличить мощность реактора до 11 МВт. Эта конверсия проводилась в течение определенного периода времени при которой 6-трубные ТВС ИРТ-4М заменялись на 8-трубные ТВС ИРТ-4М до загрузки всех 8-трубных ТВС в активную зону.

В этой главе представлены результаты нейтронно-физического анализа (выгорания, распределения мощности и подкритичности), анализа теплогидравлики в статическом состоянии, кинетических параметров и анализа переходных процессов для последней активной зоны из всех 6-трубных ТВС и всех 10 активных зон со смешанным (6- и 8-трубных ТВС) топливом. Эти результаты использованы для внесения в техническое обоснование безопасности (ТОБ) эксплуатации реактора ВВР-СМ.

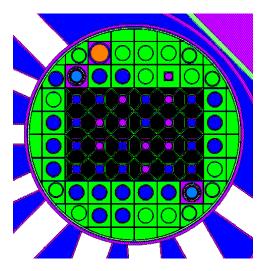


Рис.3.1. Горизонтальное сечение активной зоны реактора ВВР-СМ с 24 тепловыделяющими сборками

§ 3.1. Тепловыделяющие сборки

На рисунке 3.2 представлено поперечное сечение 6-ти и 8-и трубных ТВС ИРТ-4М, которые использовались в настоящих исследованиях, а в таблице 3.1 представлены параметры этих ТВС [61].

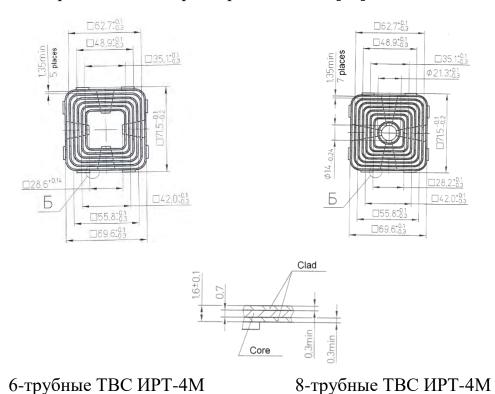


Рис.3.2. Поперечные сечения 6- и 8- трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М

Таблица 3.1 Параметры тепловыделяющих сборок

| Парамет | Матери | Macca | $(\Gamma U/cm^3)_{cep}$ | VF^{D} | ²³⁵ M/TB | H_{cep} | Тсерд | Тобол | Ттеплон | Vol_{cepg} | Максималь- |
|---------|---------------------|-----------|-------------------------|----------|---------------------|-----------|--------|-------|----------|-----------------|--------------------------|
| p | ал сер- | % | дечник | , % | С, г | дечни | ечник, | очка, | оситель, | ечник, | ная |
| | дечника | ^{235}U | | | | к, см | MM | MM | MM | cm ³ | температура |
| | | | | | | | | | | | оболочки, ⁰ С |
| 6-ти | UO ₂ -Al | 19,7 | 2,8 | 31,7 | 300 | 60 | 0,7 | 0,45 | 1,85 | 483 | 98 |
| трубная | | | | | | | | | | | |
| 8-ми | UO ₂ -Al | 19,7 | 2,8 | 31,7 | 264 | 60 | 0,7 | 0,45 | 1,85 | 483 | 98 |
| трубная | | | | | | | | | | | |

Были проведены следующие анализы для последней активной зоны из 24 6-трубных ТВС и всех 10 активных зон со смешанным топливом из 6-ти и 8-ми трубных ТВС:

- а) анализ выгорания;
- б) подкритичность;
- в) вес компенсирующих стержней;
- г) теплогидравлический анализ статического состояния;
- д) определение нейтронных кинетических параметров; и
- е) анализ переходных процессов для активной зоны со всеми 6-трубными ТВС и 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон.

Результаты этих анализов обсуждаются далее.

§ 3.2. Анализ выгорания для активных зон

Анализ начался с активной зоны из 6-трубных ТВС типа ИРТ-4М, содержащей 24 тепловыделяющие сборки. Эта активная зона была выжжена до желаемого конца цикла (13 дней на мощности 10 МВт), и после этого две 6-трубные ТВС ИРТ-4М были выгружены из активной зоны. После этого выгоревшее топливо было перетасовано, и в центральные позиции (ячейки 4-4 и 5-5) активной зоны были загружены две свежие 8-трубные топливные сборки ИРТ-4М.

Начало и окончание цикла загрузки реактора ВВР-СМ с 24 6-трубными ТВС с НОУ топливом типа ИРТ-4М показаны в таблицах 3.2 и 3.3 соответственно. В таблице 3.3 показана перетасовка, которая должна быть сделана для установки первых двух 8-трубных ТВС, также указана стрелками и пояснительными примечаниями под таблицей.

230

- Номер ТВС

47,88

- Выгорание ²³⁵U, %

Таблица 3.2 Начало цикла для последней активной зоны из всех 6-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М

| 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 31,25 | 27,68 | 31,17 | 24,91 | 42,16 | 55,98 |
| 413 | 411 | 415 | 418 | 408 | 404 |
| 37,81 | 15,13 | 10,56 | 2,06 | 17,19 | 51,89 |
| 410 | 429 | 431 | 432 | 420 | 405 |
| 52,94 | 17,68 | 2,07 | 10,51 | 14,91 | 36,85 |
| 406 | 419 | 433 | 430 | 428 | 409 |
| 56,07 | 43,07 | 25,64 | 30,50 | 52,24 | 29,92 |
| 403 | 407 | 417 | 416 | 402 | 414 |

Таблица 3.3 Конец цикла для последней активной зоны из всех 6-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М (также отображена перетасовка топлива для следующего цикла)

| 6 | 403 | 407 | 417 | 416 | 402 | 414 |
|---|-------|-------|-------|-------|------------|-------|
| + | 57,14 | 44,97 | 28,54 | 33,39 | 54,29 | 32,11 |
| ŀ | 406 | 419 | 433 | 430 | 428 | 409 |
| 5 | 54,60 | 20,40 | 6,02 | 14,21 | 18,09 | 39,05 |
| 4 | 410 | 429 | 431 | 432 | 420 | 405 |
| 1 | 39,79 | 18,13 | 14,15 | 6,05 | 20,13 | 53,76 |
| 3 | 413 | 411 | 415 | 418 | 408 | 404 |
| 3 | 33,32 | 30,17 | 34,05 | 27,92 | 44,26 | 57,17 |
| Ť | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |

Следующие изменения:

Позиция 6-2: ТВС 403 перемещена в хранилище отработавшего топлива №1

Позиция 6-3: ТВС 407 перемещена в позицию 6-2

Позиция 5-3: ТВС 419 перемещена в позицию 6-3

Позиция 4-4: ТВС 431 перемещена в позицию 5-3

Позиция 3-7: ТВС 404 перемещена в хранилище отработавшего топлива №1

Позиция 3-6: ТВС 408 перемещена в позицию 3-7

Позиция 4-6: ТВС 420 перемещена в позицию 3-6

Позиция 5-5: ТВС 430 перемещена в позицию 4-6

Позиция 4-4: загрузка свежей 8-трубной ТВС 447 ИРТ-4М

Позиция 5-5: загрузка свежей 8-трубной ТВС 446 ИРТ-4М

В таблице 3.4 представлено начало 1-го цикла активной зоны со смешанным топливом (то есть после перетасовки и загрузки, показанных выше).

Таблица 3.4 Начало цикла 1-й активной зоны со смешанным топливом (22 6трубных и 2 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М)

| 6 | 407 | 419 | 417 | 416 | 402 | 414 |
|----|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 0 | 44,97 | 20,10 | 28,54 | 33,39 | 54,29 | 32,11 |
| 5 | 406 | 431 | 433 | 446 | 428 | 409 |
| 1 | 54,60 | 14,15 | 6,02 | 00,00 | 18,09 | 39,05 |
| 1 | 410 | 429 | 447 | 432 | 430 | 405 |
| | 39,79 | 18,13 | 00,00 | 6,05 | 14,21 | 53,76 |
| 3 | 413 | 411 | 415 | 418 | 420 | 408 |
| 1 | 33,32 | 30,17 | 34,05 | 27,92 | 20,13 | 44,26 |
| 'n | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |

§ 3.3. Подкритичность

В таблице 3.5 представлены результаты расчетов подкритичности для различных анализируемых конфигураций активной зоны реактора. Видно, что активные зоны соответствуют критерию подкритичности.

Таблица 3.5 Результаты расчетов подкритичности для различных конфигурации активной зоны (погрешность менее 3%)

| Конфигурация активной зоны | Подкритичность, (% |
|--|--------------------|
| | реактивности) |
| 24 6-трубных ТВС ИРТ-4M | -9,96 |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 1-я смешанная а.з. | -9,54 |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 2-я смешанная а.з. | -9,76 |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 3-я смешанная а.з. | -10,30 |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 4-я смешанная а.з. | -8,95 |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 5-я смешанная а.з. | -9,48 |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 6-я смешанная а.з. | -9,72 |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 7-я смешанная а.з. | -9,64 |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 8-я смешанная а.з. | -9,88 |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 9-я смешанная а.з. | -10,22 |
| 16 6-трубных / 8 8-трубных ТВС ИРТ-4М, 10-я смешанная а.з. | -8,92 |

§ 3.4. «Вес» стержней управления

Рассчитанный «вес» стержней управления (СУЗ) для последней активной зоны из всех 6-ти трубных ТВС и 10 зон со смешанным топливом представлен в таблице 3.6.

Дифференциальные кривые «весов» (S-образная кривая) стержней аварийной защиты для последней активной зоны из 6-трубных ТВС ИРТ-4М и для 1-ой активной зоны со смешанным (двадцать две 6-трубных и две 8-трубных ТВС ИРТ-4М) топливом представлены на рисунках 3.3 и 3.4. В метке оси X, показывающей все положения стержней управления (КС и АР), 0 означает, что КС полностью выдвинут, а 60 см означает полностью вставленный (что соответствует КС1,2 =5,85).

Таблица 3.6 «Вес» стержней управления (СУЗ)

| A | КС1, | КС2, | КС3, | КС4, | AP, | A31, | A32, | A33, | Все СУ, |
|--------------------------------|------|------|------|------|------|------|------|------|---------|
| Активная зона | % | % | % | % | % | % | % | % | % |
| 24 6-трубных ТВС ИРТ-4М | 3,80 | 3,56 | 2,82 | 2,84 | 0,61 | 1,62 | 1,72 | 1,36 | 5,02 |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС | 3,78 | 3,56 | 2,84 | 2,86 | 0,58 | 1,63 | 1,73 | 1,31 | 4,99 |
| ИРТ-4М, 1-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС | 3,84 | 3,61 | 2,85 | 2,87 | 0,55 | 1,59 | 1,67 | 1,27 | 4,84 |
| ИРТ-4М, 2-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 22 6-трубных / 2 8-трубных ТВС | 3,78 | 3,73 | 2,84 | 2,86 | 0,57 | 1,60 | 1,65 | 1,31 | 4,88 |
| ИРТ-4М, 3-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС | 3,72 | 3,67 | 2,83 | 2,85 | 0,62 | 1,61 | 1,66 | 1,37 | 4,97 |
| ИРТ-4М, 4-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС | 3,76 | 3,68 | 2,84 | 2,85 | 0,67 | 1,59 | 1,63 | 1,44 | 4,98 |
| ИРТ-4М, 5-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 20 6-трубных / 4 8-трубных ТВС | 3,71 | 3,70 | 2,89 | 2,91 | 0,64 | 1,70 | 1,74 | 1,39 | 5,19 |
| ИРТ-4М, 6-я смешанная активная | | | | | | | | | |
| зона | | | | | | | | | |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС | 3,72 | 3,71 | 2,88 | 2,90 | 0,62 | 1,70 | 1,74 | 1,36 | 5,17 |
| ИРТ-4М, 7-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС | 3,74 | 3,71 | 2,88 | 2,89 | 0,65 | 1,67 | 1,70 | 1,43 | 5,14 |
| ИРТ-4М, 8-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 18 6-трубных / 6 8-трубных ТВС | 3,76 | 3,75 | 2,89 | 2,91 | 0,63 | 1,69 | 1,72 | 1,40 | 5,17 |
| ИРТ-4М, 9-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| 16 6-трубных / 8 8-трубных ТВС | 3,70 | 3,68 | 2,86 | 2,88 | 0,67 | 1,69 | 1,72 | 1,44 | 5,20 |
| ИРТ-4М, 10-я смешанная а.з. | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | |

КС – компенсирующий стержень, AP – стержень автоматического регулирования, A3 – стержень аварийной защиты

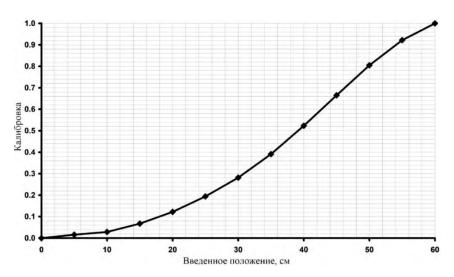


Рис.3.3. Дифференциальная кривая калибровки стержня аварийной защиты для активной зоны из двадцати четырех 6-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М

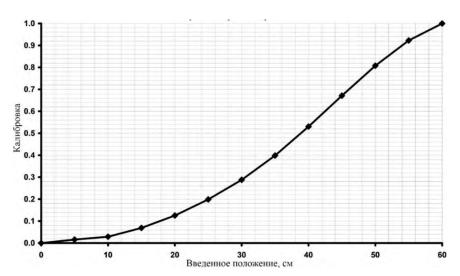


Рис.3.4. Дифференциальная кривая калибровки стержня аварийной защиты для 1-ой активной зоны со смешанным (двадцать две 6-трубных и две 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М) топливом

§ 3.5. Параметры активной зоны реактора для расчетов переходных процессов

В таблице 3.7 представлены результаты расчетов по программе REBUS для всех активных зон с 6-трубными ТВС ИРТ-4М, 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой активных зон со смешанным топливом для следующих переходных процессов:

- выброс КС: реактор начинает цикл с КС-1 и КС-2 практически выдвинутыми из активной зоны и с КС-3 и КС-4, введенными настолько, чтобы получить критичность; АР устанавливается в центральную линию активной зоны. Следовательно, инициатором этого переходного процесса является выброс одной из двух КС, имеющих наибольший «вес», введенных в активную зону (КС-4);
- **потеря электропитания**: этот инициатор не увеличивает реактивность активной зоны;
- падение ТВС в ячейку активной зоны: проведены нейтронно-физические расчеты по определению значения «веса» свежей ТВС, установленной в центральную ячейку активной зоны; свежие ТВС всегда вставляются в центральные ячейки. Поскольку активная зона должна быть как минимум на 2% докритической до загрузки свежего топлива (технические характеристики), реактивность, добавляемая этим инициатором, равна величине «веса» ТВС минус 2% запаса подкритичности.

Таблица 3.7 Результаты расчетов для активной зоны из всех 6-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М, 1-й, 4-й, 7-й и 10-й активных зон со смешанным топливом для переходных процессов

| | Реактивность, % | | | | | |
|---------------------|-----------------|------------------------|----------------|--|--|--|
| Активная зона | Выброс КС-4 | Падение «свежей» ТВС в | Потеря | | | |
| | Выорос КС ч | ячейку активной зоны | электропитания | | | |
| Все 6-трубные | 2,84 | 0,20 | 0 | | | |
| 1-я смешанная а.з. | 2,86 | 0,66 | 0 | | | |
| 4-я смешанная а.з. | 2,85 | 0,49 | 0 | | | |
| 7-я смешанная а.з. | 2,90 | 0,68 | 0 | | | |
| 10-я смешанная а.з. | 2,88 | 0,54 | 0 | | | |

Время задержки между пересечением любой уставки срабатывания аварийной защиты и началом движения стержня управления в активную зону составляет 0,1 с.

Аварийный останов реактора во время работы реактора состоит из падения 3 стержней аварийной защиты (АЗ) из полностью выведенного положения и введения четырех компенсирующих стержней (КС) из критического положения. Нисходящее движение четырех стержней КС консервативно игнорируется в расчетах, которые будут далее показаны.

Введение стержней АЗ на полную длину в 0,6 м происходит за 0,5 с. Стержни КС полностью вводятся с постоянной скоростью 35 мм/с.

Три основных насоса (1250 м³/ч) продолжают работать после аварийного останова реактора для переходных процессов, вызванных введением реактивности. Расход теплоносителя насосами снижается до практически нулевого значения в течение 4 с после потери электропитания. Небольшой вспомогательный аварийный насос работает непрерывно от батареи со скоростью 100 м³/ч.

§ 3.6. Кинетические параметры и коэффициенты реактивности

Для определения реакции активной зоны после аварии/переходного процесса важное значение имеют кинетические параметры и коэффициенты реактивности. Таблица 3.8 представляет результаты расчетов для последней активной зоны из 6-трубных ТВС ИРТ-4М, 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой активных зон со смешанным топливом, составленных из 6-трубных и 8-трубных ТВС ИРТ-4М.

Для проведения расчетов анализа безопасности переходных процессов была использована программа PARET.

В программе PARET использовались двухканальная модель для активной зоны из всех 6-трубных ТВС и трехканальная модель для смешанных активных зон из 6-трубных и 8-трубных ТВС. Один канал представляет усредненную топливную пластину и связанный с ней поток теплоносителя; другой канал представляет самую горячую топливную пластину и связанный с ней поток теплоносителя для активной зоны из всех 6-трубных ТВС и 2 горячих канала для смешанных активных зон. Первоначальная разработка

РАКЕТ была в контексте топлива типа MTR, характеризующегося плоскими пластинами одинаковой ширины и расстояния между пластинами. Эта история накладывает два ограничения на использование программы для конверсии активной зоны реактора ВВР-СМ.

Таблица 3.8 Кинетические параметры и коэффициенты реактивности

| 24 | | 1-я | 4-я | 7-я | 10-я | | | | | |
|---|--|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|--|--|--|--|--|
| | 6-трубных ТВС | смешанная а.з. | смешанная а.з. | смешанная а.з. | смешанная а.з. | | | | | |
| Температурный коэффициент реактивности теплоносителя (%/°K) | | | | | | | | | | |
| 293 до | -1,03×10 ⁻² | -1,04×10 ⁻² | -1,05×10 ⁻² | -1,03×10 ⁻² | -1,03×10 ⁻² | | | | | |
| 400 K | -1,05^10 | -1,04^10 | -1,05^10 | -1,03^10 | -1,03^10 | | | | | |
| Пу | Пустотный коэффициент реактивности теплоносителя (%/% пустоты) | | | | | | | | | |
| 0 до | -3,01×10 ⁻¹ | -3,13×10 ⁻¹ | -3,21×10 ⁻¹ | -3,27×10 ⁻¹ | -3,29×10 ⁻¹ | | | | | |
| 10% | -5,01^10 | -5,15^10 | -3,21~10 | -3,27^10 | -3,29^10 | | | | | |
| | | | | | | | | | | |
| | Допплеровский коэффициент реактивности (%/°K) | | | | | | | | | |
| 293 до | -2,32×10 ⁻³ | -2,36×10 ⁻³ | -2,36×10 ⁻³ | -2,39×10 ⁻³ | -2,38×10 ⁻³ | | | | | |
| 600 K | -2,32^10 | -2,30^10 | -2,50^10 | -2,39^10 | -2,56^10 | | | | | |
| Эффективная доля запаздывающих нейтронов, β _{еff} | | | | | | | | | | |
| | 7,60×10 ⁻³ | 7,60×10 ⁻³ | 7,60×10 ⁻³ | 7,60×10 ⁻³ | 7,52×10 ⁻³ | | | | | |
| Время генерации быстрых нейтронов, µs | | | | | | | | | | |
| | 54,5 | 52,5 | 53,1 | 53,0 | 53,1 | | | | | |

§ 3.7. Методология расчетов переходных процессов/аварийных ситуаций

Программа PARET/v.7.5 позволяет указывать только одно значение потока массы теплоносителя [кг/м² с] для использования во всех каналах, в то время как ТВС с концентрическими трубами типа ИРТ-4М обычно имеют разные потоки массы теплоносителя для каждого зазора между соседними топливными трубками. Из-за этого ограничения расчеты в PARET для реактора ВВР-СМ проводились консервативно с использованием потока массы теплоносителя, который представляет горячий канал, чтобы 108

максимально точно охарактеризовать температуру в этом канале; следовательно, температура в усредненном канале будет оценочной, однако обратные связи реактивности, которые поступают в основном из усредненного канала, правильно учтены [63, с. 423].

Рассчитанное с помощью программы REBUS распределение мощности по оси было представлено 15 узлами, расположенными на равных расстояниях. Топливные сегменты с пиковыми значениями плотности мощности в топливных трубках являются следующими:

- а) активная зона с 6-трубными ТВС: пик в наружной трубке ТВС в ячейке 3-5 с аксиальной пиковой мощностью, равной 2,044×10³ Вт/см³. Профиль мощности по оси представлен в таблице 3.9.
- б) 1-я смешанная активная зона:
- б.1) 6-трубная ТВС ИРТ-4М: пик в наружной трубке ТВС в ячейке 3-5, с аксиальной пиковой мощностью, равной $2,175\times10^3$ Вт/см³. Профиль мощности по оси представлен в таблице 3.10.
- б.2) 8-трубная ТВС ИРТ-4М: Пик во внутренней трубке ТВС в ячейке 4-4, с аксиальной пиковой мощностью, равной 1,751×10³ Вт/см³. Профиль мощности по оси представлен в таблице 3.11.

Таблица 3.9 Аксиальное распределение мощности для внешней трубки тепловыделяющей сборки в ячейке 3-5 в зоне с 6-трубными тепловыделяющими сборками ИРТ-4М

| | Аксиальная, м | Мощность, Вт/см ³ |
|------|---------------|------------------------------|
| Bepx | 0,60000 | |
| | 0,58000 | 823,61 |
| | 0,54000 | 992,38 |
| | 0,50000 | 1226,72 |
| | 0,46000 | 1392,31 |
| | 0,42000 | 1574,35 |
| | 0,38000 | 1752,67 |
| | 0,34000 | 1845,54 |

| | 0,30000 | 1932,22 |
|-----|---------|---------|
| | 0,26000 | 1984,81 |
| Пик | 0,22000 | 2044,28 |
| | 0,18000 | 1993,57 |
| | 0,14000 | 1881,54 |
| | 0,10000 | 1776,67 |
| | 0,06000 | 1543,54 |
| | 0,02000 | 1356,33 |
| Низ | 0,00000 | |

Таблица 3.10 Аксиальное распределение мощности для самой горячей 6-трубной тепловыделяющей сборки ИРТ-4М (ячейка 3-5, нижняя часть (со стороны Ве отражателя) в активной зоне) в 1-й смешанной активной зоне

| | Аксиальная, м | Мощность, Вт/см ³ |
|------|---------------|------------------------------|
| Bepx | 0,60000 | |
| | 0,58000 | 907,05 |
| | 0,54000 | 1091,58 |
| | 0,50000 | 1347,32 |
| | 0,46000 | 1510,42 |
| | 0,42000 | 1704,72 |
| | 0,38000 | 1892,90 |
| | 0,34000 | 1977,70 |
| | 0,30000 | 2064,47 |
| | 0,26000 | 2113,16 |
| Пик | 0,22000 | 2175,42 |
| | 0,18000 | 2118,30 |
| | 0,14000 | 1998,76 |
| | 0,10000 | 1901,18 |
| | 0,06000 | 1652,75 |
| | 0,02000 | 1453,38 |
| Низ | 0,00000 | |

Таблица 3.11 Аксиальное распределение мощности для самой горячей 8-трубной тепловыделяющей сборки ИРТ-4М (ячейка 4-4, нижняя часть активной зоны) в 1-й смешанной активной зоне

| | Аксиальная, м | Мощность, Вт/см ³ |
|------|---------------|------------------------------|
| Верх | 0,60000 | |
| | 0,58000 | 640,40 |
| | 0,54000 | 740,11 |
| | 0,50000 | 940,91 |
| | 0,46000 | 1167,25 |
| | 0,42000 | 1327,64 |
| | 0,38000 | 1479,54 |
| | 0,34000 | 1601,85 |
| | 0,30000 | 1675,84 |
| | 0,26000 | 1727,25 |
| Пик | 0,22000 | 1750,98 |
| | 0,18000 | 1741,00 |
| | 0,14000 | 1680,24 |
| | 0,10000 | 1520,30 |
| | 0,06000 | 1314,97 |
| | 0,02000 | 1259,14 |
| Низ | 0,00000 | |

Все (кроме одного, который будет отмечен позже) расчеты переходных процессов для активной зоны из всех 6-трубных ТВС, 1-ой, 4-ой и 7-ой активных зон со смешанным топливом были выполнены, начиная с мощности 11 МВт, температуры теплоносителя на входе 45 °С и давления на входе 137,22 кПа, что соответствует статическому давлению водяного столба от верха активной зоны до точки на 4,0 м выше на свободной поверхности. Установлено, что объемная скорость потока теплоносителя в статическом состоянии в системе первого контура составляет 1250 м³/час.

§ 3.8. Анализ переходных процессов/аварийных ситуаций на реакторе

Список переходных процессов/аварийных ситуаций составлен для систем и оборудования, важных для безопасности. Но из-за небольших различий между 6-трубными и 8-трубными тепловыделяющими сборками ИРТ-4М, которые рассматривались в техническом обосновании безопасности реактора ВВР-СМ ТОБ-2007, и, как следствие, из-за небольших различий в последствиях переходных процессов, рассмотрены лишь немногие из них.

§ 3.8.1. Выброс компенсирующего стержня

Анализ активной зоны из двадцати четырех 6-трубных ТВС ИРТ-4М

Максимальный «вес» от контрольных стержней - от стержня КС-4, то есть - 3,741 \$ для активной зоны, составленной только из 6-трубных ТВС ИРТ-4М. Этот переходный процесс предполагает, консервативно, выброс компенсирующего стержня КС-4 за 0,5 с, и для оценки реактивности выброшенного стержня используется его полный «вес». В действительности КС-4 не полностью вставлен в активную зону, однако в этом переходном предполагается его полный «Bec». Результаты расчетов, выполненные в программе PARET показаны на рисунках 3.5 и 3.6. Начальная мощность реактора составляет 11 МВт. Аварийный останов вызван мощностью, превышающей 12 МВт, что соответствует 0,02 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 37,32 МВт, а максимальная реактивность 0,814 \$ через 0,12 с. Максимальная температура оболочки составляет 120,0 °C за 0,2 с. Эта температура в оболочке намного ниже, чем температура повреждения оболочки, и немного выше, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе, но только в течение 0,05 с (126 °C, [47, c. 25]).

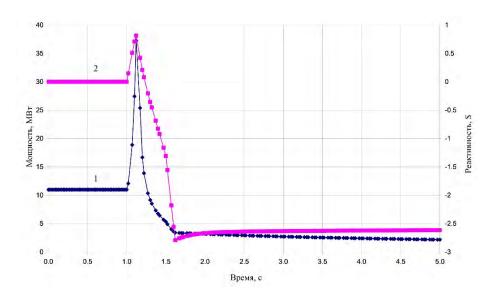


Рис.3.5. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени в случае выброса компенсирующего стержня

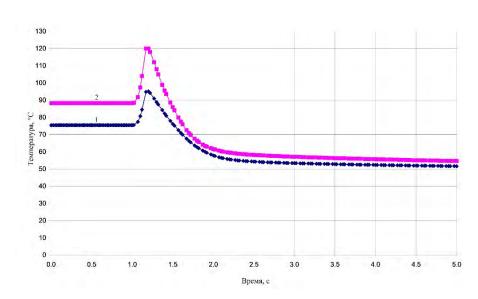


Рис.3.6. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 - самая горячая оболочка 6-трубной ТВС)

Анализ 1-ой смешанной активной зоны (двадцать две 6-трубных и две 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

Максимальную реактивность от контрольных стержней дает КС-4 и она составляет - 3,764 \$ для 1-ой смешанной активной зоны. Результаты расчетов в программе PARET показаны на рисунках 3.7 и 3.8. Начальная мощность реактора 11 МВт. Аварийный останов происходит по превышению мощности

12 МВт, что соответствует 0,03 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность доходит до 40,36 МВт, а максимальная реактивность 0,768 \$ через 0,13 с. Максимальная температура оболочки для 6-ти трубных ТВС составляет 124,6 °C и 114,7 °C для 8-ми трубных ТВС за 0,18 с. Эти температуры немного выше, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе, но только в течение 0,10 секунды.

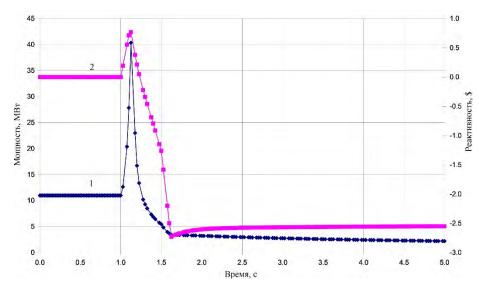


Рис.3.7. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

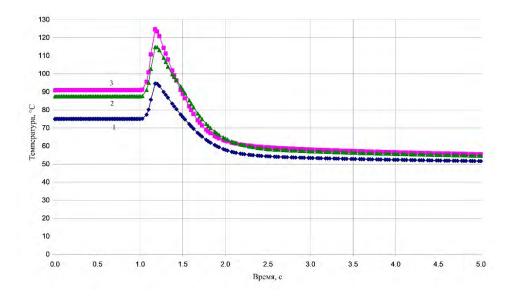


Рис.3.8. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – 8-трубная ТВС, 3 – 6-трубная ТВС)

Анализ 4-ой смешанной активной зоны (двадцать 6-трубных и четыре 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

Максимальную реактивность от контрольных стержней дает КС-4 и она составляет — 3,754 \$ для 4-ой смешанной активной зоны. На рисунках 3.9 и 3.10 представлены результаты расчетов. Начальная мощность реактора составляет 11 МВт. Аварийный останов возникает из-за мощности, превышающей 12 МВт, что соответствует 0,02 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 38,75 МВт, а максимальная реактивность 0,798 \$ через 0,13 с. Максимальная температура оболочки для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4, которая находится близко к бериллиевым блокам, составляет 126,4 °C за 0,17 с и 112,3 °C за 0,20 с для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4, расположенной в центре активной зоны. Эти температуры оболочек немного выше, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе, но только в течение 0,18 с.

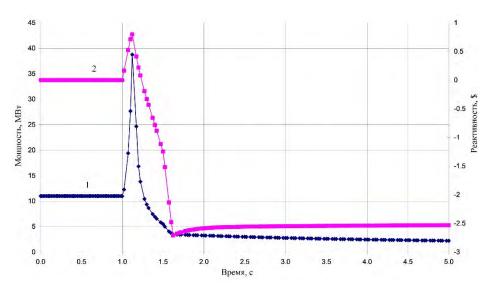


Рис.3.9. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

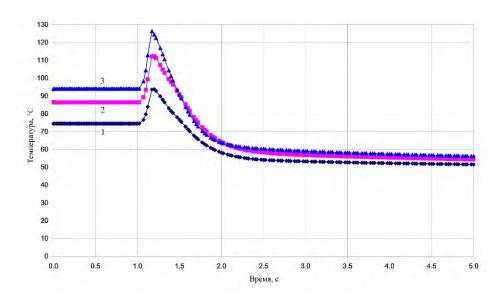


Рис.3.10. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – 8-трубная ТВС в ячейке 4-4, 3 – 8-трубная ТВС в ячейке 3-4)

Анализ 7-ой смешанной активной зоны (восемнадцать 6-трубных и шесть 8-трубных ТВС ИРТ-4М

Максимальную реактивность от контрольных стержней дает КС-4 и она составляет - 3,821 \$ для 7-ой смешанной активной зоны. На рисунках 3.11 и 3.12 представлены результаты расчетов. Начальная мощность реактора составляет 11 МВт. Аварийный останов возникает из-за мощности, превышающей 12 МВт, что соответствует 0,03 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 41,9 МВт, а максимальная реактивность 0,759 \$ через 0,13 с. Максимальная температура оболочки для 6-трубной ТВС составляет 123,7 °С и 116,8 °С за 0,18 с для 8-трубной ТВС. Эти температуры немного выше, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе, но только в течение 0,1 секунды.

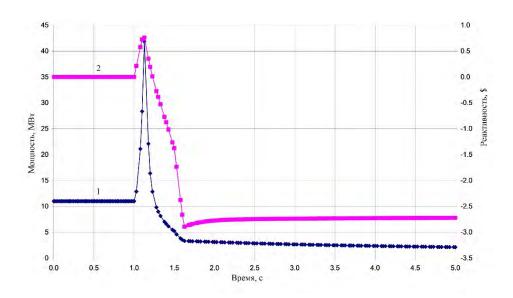


Рис.3.11. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

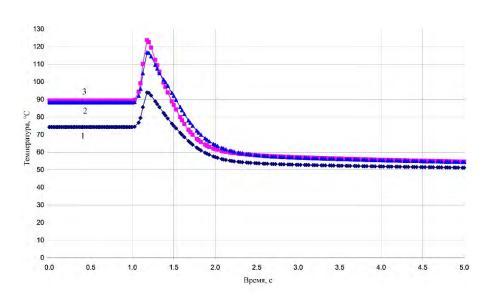


Рис.3.12. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – 8-трубная ТВС, 3 – 6-трубная ТВС)

Анализ 10-ой смешанной активной зоны (шестнадцать 6-трубных и восемь 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

Максимальную реактивность от контрольных стержней дает КС-4 и она составляет - 3,83 \$ для 10-ой смешанной активной зоны. На рисунках 3.13 и 3.14 представлены результаты расчетов. Начальная мощность реактора составляет 11 МВт. Аварийный останов возникает из-за мощности,

превышающей 12 МВт, что соответствует 0,05 с после начала переходного процесса. Максимальная мощность в этом переходном процессе составляет 34,5 МВт, а максимальная реактивность 0,739 \$ через 0,15 с. Максимальная температура оболочки для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4, которая находится близко к бериллиевым блокам, составляет 126,5 °C и 112,8 °C для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4, которая расположена в центре активной зоны. Эти температуры немного выше, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе, но только в течение 0,1 секунды.

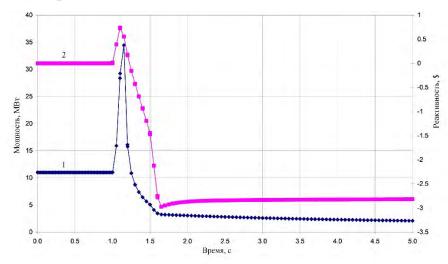


Рис.3.13. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

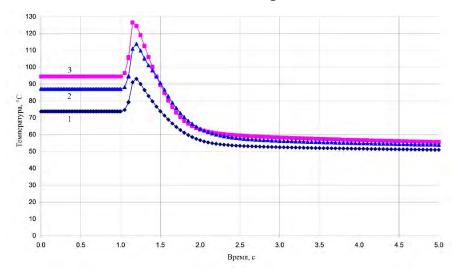


Рис.3.14. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – 8-трубная ТВС в ячейке 4-4, 3 – 8-трубная ТВС в ячейке 3-4)

§ 3.8.2 Отключение насосов охлаждения из-за потери электропитания

Это переходный процесс потери потока теплоносителя с аварийным остановом за-за потери электропитания в самом начале переходного процесса. В случае пропадания электропитания насосов первого контура аварийная защита также может быть активирована следующими независимыми каналами [81]:

- снижение давления в подводящем трубопроводе первого контура,
- уменьшение потока первого контура на 20% от номинального уровня,
- уменьшение перепада давления в активной зоне.

При потере электропитания в работе остается только один аварийный насос (мощность \sim 7,5 кВт и расход воды $100~{\rm m}^3/{\rm u}$), запитывающийся от батареи.

Функция спада потока теплоносителя от времени представлена на рисунке 2.10 в главе 2.

Анализ активной зоны из двадцати четырех 6-трубных тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М

По мере уменьшения потока теплоносителя происходит повышение температуры; этот нагрев приводит к отрицательной обратной связи реактивности, вследствие чего мощность уменьшается. Сигнал аварийного останова возникает из-за расхода теплоносителя менее 80% в течение 0,4 с, поскольку (консервативно) не было никакого события для активации аварийного останова во время потери электропитания, то есть в начале Снижение мощности от аварийного останова переходного процесса. прекращает начальное повышение температуры, когда максимальная температура оболочки составляла 93,4 °C в 0,44 с. После аварийного останова мощность спадает медленнее, чем падает поток теплоносителя, поэтому температура начинает второе повышение. Второй пик, начинается с минимальной температуры 61,5 °C в 1,8 с. Поток теплоносителя достигает минимума, обеспечиваемого батареей, за 4 с. По истечении этого времени температура достигает второго (и последнего) максимума в 77,9 °С в 7,24 с, а затем температура снижается. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.15 и 3.16.

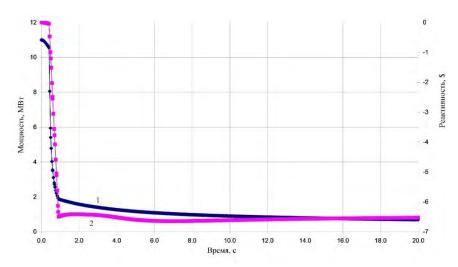


Рис.3.15. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

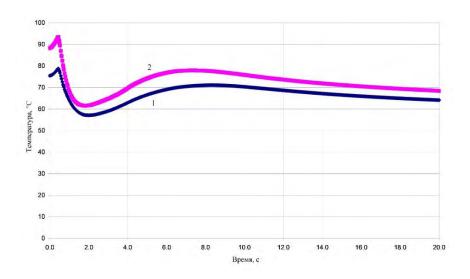


Рис.3.16. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 - оболочка 6-трубной ТВС)

Анализ 1-ой смешанной зоны (двадцать две 6-трубных и две 8трубных ТВС ИРТ-4М)

В 1-ой смешанной зоне так же, как и в активной зоне из 24 6-трубных ТВС, аварийный останов происходит из-за расхода теплоносителя менее 80%

в течение 0,4 с в начале переходного процесса. Максимальная температура для 6-трубной ТВС составляет 96,4 °C и 92,2 °C для 8-трубной ТВС в 0,44 с. Второй пик начинается с минимальной температуры для 6-трубной ТВС при 62,7 °C за 1,80 с и 62,5 °C за 2,20 с для 8-трубной ТВС. Поток теплоносителя достигает минимума за 4 с. По истечении этого времени температура достигает второго максимума равного 80,1 °C и 83,7 °C для 6-трубных и 8-трубных ТВС соответственно, и затем температура снижается. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.17 и 3.18.

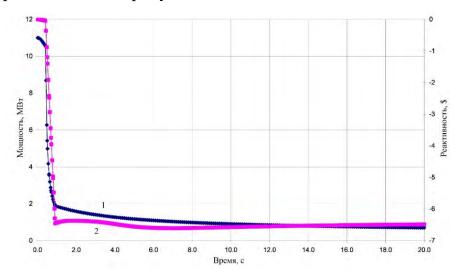


Рис.3.17. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

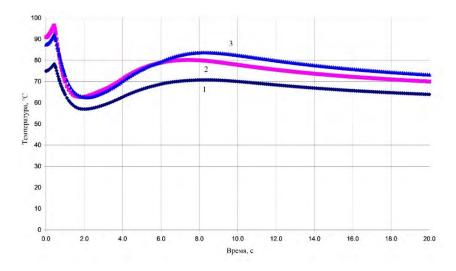


Рис.3.18. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – оболочка 6-трубной ТВС, 3 – оболочка 8-трубной ТВС)

Анализ 4-ой смешанной активной зоны (двадцать 6-трубных и четыре 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

Аварийный останов происходит из-за расхода теплоносителя менее 80% в течение 0,40 с в начале переходного процесса. Снижение мощности от аварийного останова прекращает начальный рост температуры, где максимальная температура для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4, которая находится близко к бериллиевым блокам, составляет 99,9 °С и 90,9 °С для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4 которая расположена в центре активной зоны в 0,42 с. Второй пик начинается с минимальной температуры для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4 при 63,7 °С и 62,4 °С для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4. По истечении 4 с температуры достигают второго максимума равного 82,1 °С при 7,66 с и 83,4 °С при 8,26 с для ТВС в ячейке 3-4 и ячейке 4-4 соответственно, и затем температуры снижаются. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.19 и 3.20.

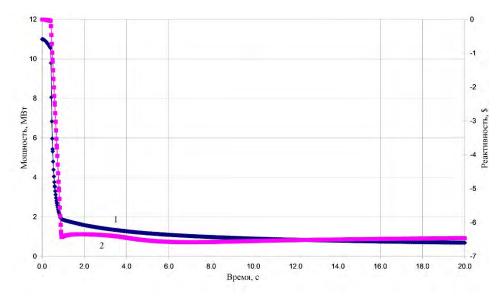


Рис.3.19. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

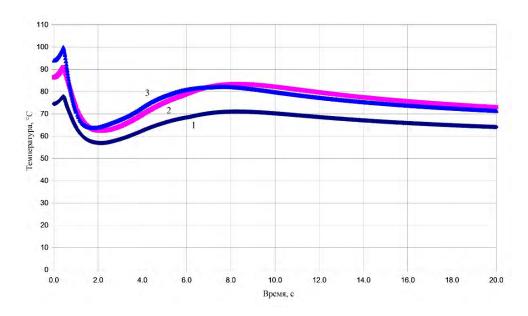


Рис.3.20. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – оболочка 8-трубной ТВС в ячейке 4-4, 3 – оболочка 8-трубной ТВС в ячейке 3-4)

Анализ 7-ой смешанной активной зоны (восемнадцать 6-трубных и шесть 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

Аварийный останов происходит из-за расхода теплоносителя менее 80% в течение 0,4 с в начале переходного процесса. Максимальная температура для 6-трубной ТВС составляет 94,8 °C в 0,43 с и 93,0 °C для 8-трубной ТВС в то же самое время. Второй пик начинается с минимальной температуры для 6-трубной ТВС при 61,8 °C за 1,81 с и 62,8 °C за 2,11 с для 8-трубной ТВС. По истечении 4 с температуры достигают второго максимума, равного 78,5 °C в 7,36 с и 84,0 °C в 8,26 с для 6-трубных и 8-трубных ТВС соответственно, и затем температуры снижаются. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.21 и 3.22.

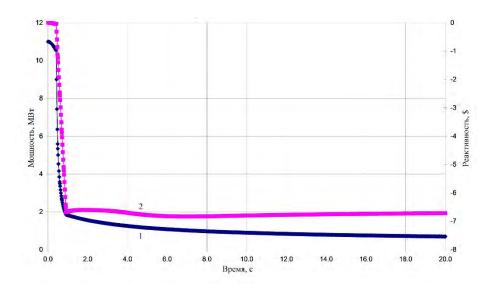


Рис.3.21. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

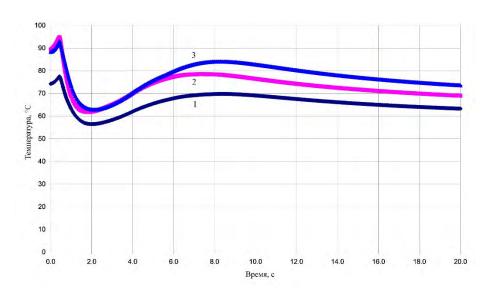


Рис.3.22. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 — усредненная оболочка, 2 — оболочка 6-трубной ТВС, 3 — оболочка 8-трубной ТВС)

Анализ 10-ой смешанной активной зоны (шестнадцать 6-трубных и восемь 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

В 10-ой смешанной активной зоне так же, как и в предыдущих активных зонах аварийный останов происходит из-за расхода теплоносителя менее 80% в течение 0,4 с в начале переходного процесса. Снижение мощности от аварийного останова прекращает начальный рост температуры, где 124

максимальная температура для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4, которая расположена рядом с бериллиевыми блоками, составляет 100,4 °C и 91,5 °C для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4, которая расположена в центре активной зоны, в 0,42 с. После аварийного останова мощность спадает медленнее, чем падает поток теплоносителя, поэтому температура начинает второе повышение. Второй пик начинается с минимальной температуры для 8-трубной ТВС в ячейке 3-4 при 63,4 °C и 62,3 °C для 8-трубной ТВС в ячейке 4-4. Поток теплоносителя достигает минимума, обеспечиваемого батареей, за 4 с. По истечении этого времени температуры достигают второго максимума, равного 81,5 °C и 83,0 °C для ТВС в ячейке 3-4 и ячейке 4-4 соответственно, и затем температуры снижаются. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.23 и 3.24.

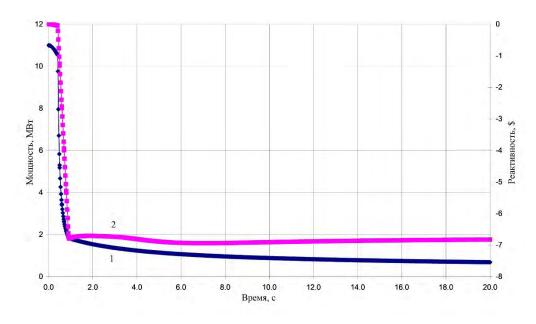


Рис.3.23. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

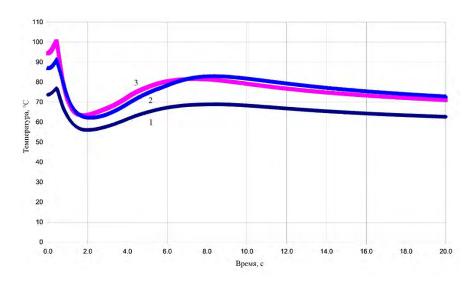


Рис.3.24. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС (1 – усредненная оболочка, 2 – оболочка 8-трубной ТВС в ячейке 4-4, 3 – оболочка 8-трубной ТВС в ячейке 3-4)

§ 3.8.3. Падение ТВС в ячейку активной зоны

Предположим, что стержни аварийной защиты (АЗ) выдвинуты, а компенсирующий стержень введен в активную зону до загрузки последней ТВС (с наибольшим «весом»). Из-за неправильного анализа активная зона уже находится в около 2,63 \$ (2%) подкритическом состоянии без последней ТВС; технические спецификации требуют минимум 2% подкритичности для загрузки ТВС. Последняя ТВС затем «падает» в положение, вызывающее увеличение реактивности и мощности. Аварийный останов реактора будет происходить сначала по периоду, а затем, если это не удастся, по превышению мощности. Обратите внимание, что, поскольку стержни управления уже введены в активную зону, то для аварийного останова могут использоваться только стержни аварийной защиты.

Анализ активной зоны из двадцати четырех 6-трубных ТВС

В анализируемом переходном процессе для активной зоны из 6-трубных ТВС ИРТ-4М предполагается введение реактивности, равной величине наибольшего «веса» ТВС (2,89 \$) за вычетом предполагаемого запаса подкритичности - 2,63 \$, то есть 0,26 \$ за 0,5 с. Использовался аварийный

останов реактора по периоду (менее 10 с), и для реактивности аварийного останова реактора учитывались только стержни аварийной защиты.

Начальная мощность составляет 1 Вт, поскольку новые ТВС устанавливаются при остановке реактора через 2 дня. Начальный период составляет 0,4 с, что вызывает аварийный останов практически в самом начале аварии. Мощность достигает значения 1,3 Вт через 0,1 с. Реактивность достигает своего максимума 0,263 \$ в то же время. Температура оболочек остается на начальном уровне значений 45 °C. Результаты расчетов представлены на рисунках 3.25 и 3.26.

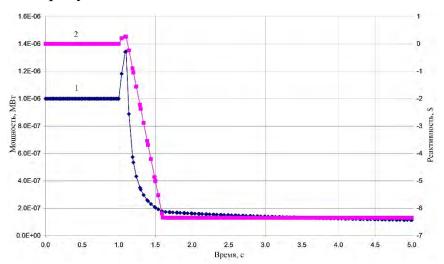


Рис.3.25. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

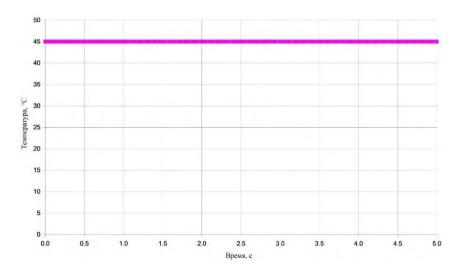


Рис.3.26. Изменение температуры поверхностей (усредненной и 6-трубной) оболочек ТВС

Анализ 1-ой смешанной активной зоны (двадцать две 6-трубных и две 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

В анализируемом переходном процессе для 1-ой смешанной активной зоны предполагается введение реактивности, равной величине наибольшего «веса» ТВС (3,5 \$) за вычетом предполагаемого запаса подкритичности - 2,63 \$, то есть 0,87 \$ за 0,5 с. Использовался аварийный останов реактора по периоду (менее 10 c), и для реактивности аварийного останова реактора учитывались только стержни аварийной защиты.

Начальная мощность составляет 1 Вт, так же, как и для предыдущей активной зоны. Начальный период составляет 0,4 с, что вызывает аварийный останов практически в самом начале аварии. Мощность достигает значения 5,6 Вт через 0,1 с. Реактивность достигает своего максимума 0,868 \$ в то же время. Температуры оболочек как 6-трубных, так и 8-трубных ТВС, остаются на начальном уровне значений 45 °C. Результаты расчетов представлены на рисунке 3.27.

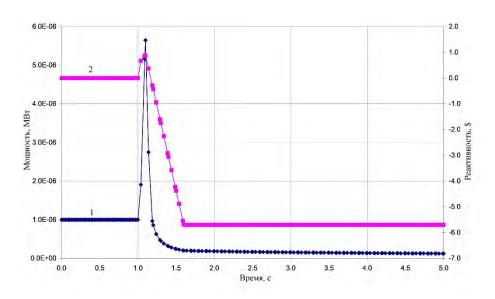


Рис.3.27. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

Анализ 4-ой смешанной активной зоны (двадцать 6-трубных и четыре 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

В анализируемом переходном процессе для 4-ой смешанной активной зоны предполагается введение реактивности, равной величине наибольшего «веса» ТВС (3,28 \$) за вычетом предполагаемого запаса подкритичности - 2,63 \$, то есть 0,64 \$ за 0,5 с. Использовался аварийный останов реактора по периоду (менее 10 с), и для реактивности аварийного останова реактора учитывались только стержни аварийной защиты.

Начальная мощность составляет 1 Вт. Начальный период составляет 0,4 с, что вызывает аварийный останов практически в самом начале аварии. Мощность достигает значения 2,7 Вт через 0,1 секунды. Реактивность достигает своего максимума 0,64 \$ в то же время. Температуры оболочек как 6-трубных, так и 8-трубных ТВС, остаются на начальном уровне значений 45 °C. Результаты расчетов представлены на рисунке 3.28.

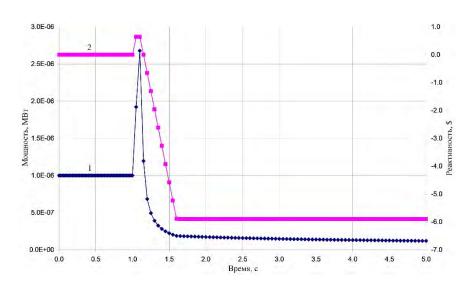


Рис.3.28. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

Анализ 7-ой смешанной активной зоны (восемнадцать 6-трубных и шесть 8-трубных) ТВС типа ИРТ-4М

В анализируемом переходном процессе для 7-ой смешанной активной зоны предполагается введение реактивности, равной величине наибольшего

«веса» ТВС (3,53 \$) за вычетом предполагаемого запаса подкритичности - 2,63 \$, то есть 0,89 \$ за 0,5 с. Использовался аварийный останов реактора по периоду (менее 10 с), и для реактивности аварийного останова реактора учитывались только стержни аварийной защиты.

Начальная мощность составляет 1 Вт. Начальный период составляет 0,4 с, что вызывает аварийный останов практически в самом начале аварии. Мощность достигает значения 6,2 Вт через 0,1 секунды. Реактивность достигает своего максимума 0,89 \$ в то же время. Температура оболочек как 6-трубных, так и 8-трубных ТВС, остается на начальном уровне значений 45 °C. Результаты расчетов представлены на рисунке 3.29.

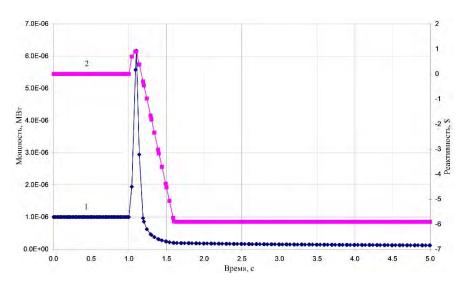


Рис.3.29. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

Анализ 10-ой смешанной активной зоны (шестнадцать 6-трубных и восемь 8-трубных ТВС ИРТ-4М)

В анализируемом переходном процессе для 10-ой смешанной активной зоны предполагается введение реактивности, равной величине наибольшего «веса» ТВС (3,38 \$) за вычетом предполагаемого запаса подкритичности - 2,63 \$, то есть 0,72 \$ за 0,5 с. Использовался аварийный останов реактора по периоду (менее 10 с), и для реактивности аварийного останова реактора учитывались только стержни аварийной защиты.

Начальная мощность составляет 1 Вт. Начальный период составляет 0,4 с, что вызывает аварийный останов практически в самом начале аварии. Мощность достигает значения 3,3 Вт через 0,1 секунды. Реактивность достигает своего максимума 0,72 \$ в то же время. Температуры оболочек как 6-трубных, так и 8-трубных ТВС, остаются на начальном уровне значений 45 °C. Результаты расчетов представлены на рисунке 3.30.

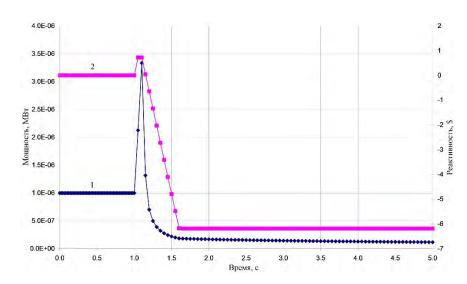


Рис.3.30. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени

§ 3.8.4. Падение тепловыделяющей сборки на активную зону

Из-за того, что каналы стержней управления присутствуют во многих положениях активной зоны, падение топливной сборки (горизонтально) кажется невозможным на верх активной зоны. Однако, даже если это сможет произойти, добавочная реактивность не будет больше, чем в случае аварии, описанной выше в пункте 3.8.3. Предполагая, что не произойдет аварийного останова, эта авария имеет меньшие последствия, чем в пункте 3.8.3.

Были проанализированы отклонения от нормального режима работы, которые могут произойти в результате неисправностей в работе систем реактора или ошибок персонала, не ведущих к потенциально опасным

облучениям персонала реактора и окружающего сообщества, для обоих активных зон (все 6- трубные и 1-ая смешанная).

Выводы по третьей главе

В активной зоне исследовательского реактора ВВР-СМ использованы наряду с 6-трубным НОУ топливом ИРТ-4М также и 8-трубные тепловыделяющие сборки ИРТ-4М, изготовленные Новосибирским заводом химических концентратов в России. Для этого без потери производительности для экспериментальной программы размер активной зоны был увеличен до 24 ТВС, а мощность реактора увеличена до 11 МВт.

Проведены расчеты и анализ для всех 6-трубных и 10-смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными НОУ ТВС ИРТ-4М, включающие в себя нейтронно-физический анализ (выгорание, подкритичность, «вес» стержней управления, кинетические параметры и коэффициенты обратной связи реактивности), теплогидравлические анализы статичных состояний и переходных процессов (переходные процессы для активных зон, составленных только из 6-трубных ТВС, 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон).

Результаты расчетов для 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными НОУ ТВС ИРТ-4М показывают, что возможна работа реактора с 24 ТВС, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт без каких-либо нагрузок в обычных условиях эксплуатации [63]. Для обоих конфигураций последствия переходных процессов/аварийных ситуаций практически одинаковы.

ГЛАВА IV. АНАЛИЗ ПРОЕКТНЫХ И ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИЙ

В настоящей главе рассмотрены аварийные ситуации, происходящие вне активной зоны реактора, которые могут возникнуть в линии трубопровода 1-го и 2-го контура реактора, а также в хранилище свежего и отработанного ядерного топлива, которые имеет различные по тяжести последствия.

§ 4.1. Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура

Рассмотрена аварийная ситуация, отражающая полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура исследовательского реактора ВВР-СМ. Проведен расчет аварийной ситуации и анализ для активных зон реактора, составленных полностью из высокообогащенного топлива (36% по ²³⁵U) типа ИРТ-3М, первой смешанной зоны, состоящей из 16 ТВС ИРТ-3М и 4 ТВС с низкообогащенным топливом (19,7% по ²³⁵U) типа ИРТ-4М и зоны, составленной полностью из низкообогащенного топлива.

Конверсия реактора ВВР-СМ с использования ВОУ топлива на НОУ топливо представляет из себя длительный процесс, который осуществляется в несколько этапов. Для проведения конверсии нами было выполнено моделирование различных аварийных ситуаций с целью анализа безопасности перевода реактора на использование низкообогащенного топлива.

Для теплогидравлических расчетов устойчивого состояния и аварийных ситуаций использовались методы, описанные в работе [82].

Для проведенных расчетов нами были сделаны следующие допущения и предположения:

- при орошении активной зоны предполагается однородность брызг;
- если вода не испаряется полностью, то более высокий расход воды будет снимать то же самое количество тепла, что и минимальный расход воды;
- выпаривание воды (даже части) производит пар, идущий вверх и препятствующий нисходящему потоку воды между трубами топливных

сборок. Стекание воды вниз может быть полностью остановлено паром при недостаточном расходе воды. Дополнительный расход воды устраняет это явление;

- пока температура твэлов не превышает предел целостности оболочек, позволяется некоторый нагрев топлива на начальном этапе аварии. По мере уменьшения энерговыделения происходит снижение температуры твэлов, а поток поступающей воды поддерживается неизменным;
- остаточное энерговыделение уменьшается со временем по закону Вигнера и Вея;
- анализ аварийной ситуации выполнен для ТВС с максимальной плотностью мощности, в предположении, что все трубы этой ТВС имеют максимальную плотность мощности.

Аварийная ситуация, рассчитывалась нами по программе PARET с применением двухканальной модели. Для расчетов выбраны самая горячая и усредненная топливные пластины (первый и второй канал) и связанные с ними расходы воды. Поскольку PARET позволяет рассчитывать только один тип характеризуемого топлива, имеющего определенные геометрические параметры и состав входящих в него материалов, то данные для переходной активной зоны получали отдельно для ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М, после чего мощности энерговыделения суммировали [68]. При расчетах, в качестве входных параметров, считалось, что: аварии происходят на максимальной номинальной мощности (10 МВт для активной зоны с ВОУ топливом и 11 МВт для первой смешанной активной зоны и активной зоны с НОУ топливом), останов реактора происходит на мощности 12 МВт. Время задержки между превышением максимальной энергии и началом опускания компенсирующего стержня в зону для обоих типов ТВС составляет 0,1 с. Останов реактора обусловлен погружением в активную зону трех стержней аварийной защиты (АЗ) из полностью выведенного положения и шести компенсирующих стержней (КС) из критической позиции. Введение стержней АЗ на длину 0,6 м

происходит за 0,5 с, компенсирующий стержень погружается в активную зону с постоянной скоростью 35 мм/с.

Описание аварии и ее анализ

Аварийная ситуация с полным мгновенным поперечным разрывом трубопровода первого контура реактора является одной из наиболее опасных аварийных ситуаций.

В случае полного мгновенного поперечного разрыва трубопроводов первого контура (всасывающего либо напорного) вне бака реактора, реактор останавливается системой аварийной защиты из-за отклонения от нормы следующих параметров:

- давление в 1-м контуре меньше 10%;
- расход воды в 1-ом контуре меньше 20%;
- уровень воды в центральном баке реактора меньше 30 см;
- перепад давления в активной зоне меньше 20%.

При снижении уровня воды в центральном баке реактора до отметки 2,7 м (менее 1 метра над активной зоной) автоматически открываются специальные вентили и производится подача воды из баков запасного дистиллята в бак реактора через душевое устройство системы аварийного орошения активной зоны. Объем баков запасного дистиллята составляет 40 м³. Расход воды через душевое устройство – 15 м³/ч.

Вода, вытекающая из бака реактора, собирается в канале системы сбора аварийных протечек, расположенном в полу помещения насосной первого контура. Как только уровень воды в канале системы сбора аварийных протечек достигнет отметки 700 мм от пола канала, автоматически включится один из двух аварийных насосов для возврата воды в центральный бак реактора через систему аварийного орошения активной зоны. Остаточное тепловыделение активной зоны отводится путем орошения поверхности твэлов, предотвращая их нагрев до температуры плавления. При аварийном орошении активной зоны часть воды, собираемая в канале системы сбора аварийных протечек, частично испаряется. Объем испаряемой воды будет автоматически

пополняться при работе системы аварийного орошения (при подаче дистиллированной воды из баков). Если запасы дистиллята исчерпаны, в систему аварийного орошения активной зоны подается техническая вода из водопроводной сети или из второго контура. Имеются также возможности подачи технической воды из пожарного водопровода или из пожарной машины.

Программа PARET не в состоянии рассчитать переходный режим потери воды из бака реактора в случае полного мгновенного поперечного разрыва трубопровода первого контура. Нами оценка произведена времени опустошения бака И оценка минимального расхода воды через устройство, душирующее обеспечивающее охлаждение твэлов ТВС в активной зоне.

Для оценки времени, необходимого на полное опустошение бака реактора, бак разделяется на 3 области (рисунок 4.1):

1 – диаметром 1100 мм, высотой H_1 =4,7 м и объемом 4,464 м³,

- 2 диаметром 682 мм, высотой $H_2=1$ м и объемом 0,365 м³,
- 3 диаметром 350 мм, высотой H_3 =1,3 м и объемом 0,125 м³.

Полный объем бака реактора – 4,954 м³. Используемая нами формула:

$$V_i = \sqrt{2 \times g \times H_i}, \ T_i = \frac{S_i \times HD}{S_3 \times V_i}$$

где: V_i - скорость воды в трубе S_3 , м/с, g – ускорение свободного падения – 9.8 м/c^2 , S_i - вторая область, S_3 – $3.14 \times (0.175)^2$,

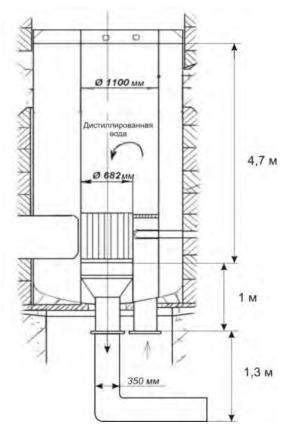


Рис. 4.1. Вид бака реактора сбоку

HD - шаг на расстояние 0,1 м.

Оцененное нами время для срабатывания системы орошения — 3,72 с. Оцененное нами время, требуемое на полное опустошение:

первой области – 4,92 с,

второй области -0,44 c,

третьей области – 0,42 сек.

Таким образом, оценочное время, требуемое на полное опустошение бака реактора – 5,78 секунд.

После потери воды, охлаждение ТВС обеспечивается душированием воды, которая течет вниз по поверхности твэлов. При функционировании этого душа температура топливных элементов немного отличается от температуры кипения воды. При недостаточном расходе воды, текущей вниз по ТВС, она высыхает, не достигая хвостовика ТВС. Таким образом, сухая часть топливных элементов будет охлаждаться только паром и может нагреться до более высокой температуры.

Необходимый расход воды при остаточном энерговыделении определен равенством энергии в ТВС и высокой температурой, поглощенной водой, падающей на ТВС. Нагревание воды происходит за счет повышения его температуры на входе в ТВС до температуры насыщения, за счет поглощения дополнительной энергии, вызываемой напылением воды. Минимальный расход воды происходит в случае его полного испарения. Баланс энергии может быть выражен в виде формулы:

$$Q_{min}^{\rm TBC} = \frac{P}{n(ct+r)},\tag{4.1}$$

где P - остаточное энерговыделение в активной зоне, вычисленное по формуле Вигнера и Вея:

 $P(t)=0.0622\times P_0\times (t^{-0.2}-(t_0+t)^{-0.2})$

 t_0 - оперативное время реактора на мощности P_0 , t_0 =(20 дней)×(24 час/дней)×(3600 секунд/час)

t - время после остановки реактора, с.

- n количество ТВС в активной зоне.
- с теплоемкость воды 4,2 кДж/к Γ × $^{\circ}$ К

 Δt – разность температуры насыщения и нагретой воды или 105-45=60 °C

r – энергия парообразования - 2256 кДж/кг

 Q_{\min}^{TBC} - минимальный расход воды для TBC со средним остаточным энерговыделением.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Рассчитанные значения для полной зоны с ТВС типа ИРТ-3М, следующие: мощность в 1 с – 6,2% от 10 МВт или 0,62 МВт. В активной зоне размещены 18 ТВС, средняя мощность одной ТВС – 0,034 МВт за 1 с (такие же значения как для первой смешанной зоны). Вычисленная неравномерность энерговыделения составляет 1,39 для ТВС к ТВС и 1,16 – для трубы на трубу в пределах одной ТВС, имеющей максимальную мощность; наложение двух неравномерностей – 1,61 (наложение неравномерностей высчитывается путем их перемножения). Поэтому мощность, которая будет снята с одной ТВС, с учетом неравномерности, равна 0,0547 МВт. Минимальный расход воды, необходимый для охлаждения одной ТВС (формула 1) – 0,022 кг/с или 0,082 м³/ч (такие же значения, как для первой смешанной зоны). Поставляемый расход воды в ТВС - 0,184 кг/с или 0,245 м³/ч от запасного бака или аварийного насоса, соответственно, как показано выше. Поэтому фактор превышения фактического расхода воды над необходимым расходом в зоне с ТВС ИРТ-3М составляет 2,2 или 3,0.

Остаточная мощность известна по кривой «распада» (рис. 4.2).

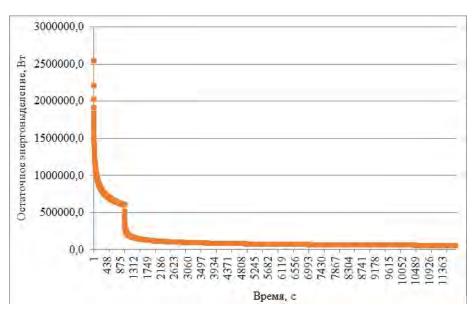


Рис. 4.2. Остаточное энерговыделение в тепловыделяющей сборке, рассчитанное по формуле Вигнера и Вея

Через 1 с уменьшение энерговыделения составляет примерно 6,2% или 0,682 МВт, если номинальная мощность реактора была 10 МВт, через 10 с энерговыделение составляет 3,3%, а еще через 2,2 часа – 1%.

Анализ 1-ой смешанной активной зоны

Средняя мощность в ТВС равна полной мощности реактора, поделенной на число ТВС (18 ТВС для зоны с ВОУ топливом или 20 ТВС для смешанных зон с ВОУ и НОУ топливом или зоны полностью с НОУ топливом), при этом для первой смешанной зоны получаем 0,034 МВт через 1 с.

Комбинированная неравномерность в ТВС составляет 1,62 и она используется для определения средней мощности, которая должна быть снята с одной ТВС, составляющую, в наихудшем варианте, – 0,0551 МВт в 1 с, чтобы предотвратить нагревание топлива. Эта мощность Р используется в формуле (4.1) выше.

Отметим, что высокая температура испарения доминирует над знаменателем формулы (4.1) потому, что предполагается полное испарение воды. Для этой зоны, расход воды при ее разбрызгивании на одну ТВС составляет 0.022 кг/с или 0.082 м³/ч (при расчетах плотность воды

принимается равной 960 кг/ $м^3$).

Разбрызгиваемая вода из запасного бака составляет $15 \text{ м}^3/\text{ч}$, а из аварийного насоса — $20 \text{ м}^3/\text{ч}$. Определенная часть воды при душировании, как предполагается, будет течь мимо бака реактора (из-за распыления брызг от носика), что составляет 20% общего объема разбрызгиваемой воды, а 80% (или $12/16 \text{ м}^3/\text{ч}$) разбрызгиваемой воды потекут в бак реактора.

Предположим, что в пределах бака реактора распределение воды при разбрызгивании является однородным; каждая ТВС получает тот расход воды, который падает на нее (по сторонам 71,5×71,5 мм или с площадью 0,005112 м²) относительно полной площади бака реактора (площадь круга диаметром 0,652 м, что составляет 0,334 м²), который является фактором области 0,0153. Умножение этого фактора области на расход разбрызгиваемой воды 12 м³/ч из запасного бака или 16 м³/ч из аварийного насоса в бак реактора показывает, что объем расхода воды, приходящийся на одну ТВС равен 0,184 или 0,245 м³/ч, соответственно. Это значение превышает необходимый расход воды 0,082 м³/ч (вычисленный выше) в 2,2/3,0 раза.

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Рассчитанные значения для зоны с ТВС типа ИРТ-4М, следующие: мощность через 1 с составляет 6,2% от 10 МВт, что равно 0,682 МВт. При зоне с 20 ТВС, средняя мощность в одной ТВС равна 0,034 МВт через 1 с (так же как и для зоны с ТВС типа ИРТ-3М и первой смешанной зоны). Комбинированная неравномерность составляет 1,5. Поэтому мощность, которую надо снять с одной ТВС в секунду при наихудшем варианте составляет 0,051 МВт. Минимальный расход воды, необходимый для того, чтобы охлаждать одну ТВС (формула 1) равен 0,02 кг/с или 0,076 м³/ч. Расход воды на ТВС составит 0,184 или 0,245 м³/ч из запасного бака или аварийного насоса, соответственно, как показано выше. Поэтому расход воды превышает необходимый для снятия мощности с одной ТВС расход воды в 2,4 или 3,2 раза в зоне полностью загруженной ТВС типа ИРТ-4М.

Проведенные расчеты и анализ аварийной ситуации, когда происходит полный мгновенный разрыв трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ при конверсии реактора на использование низкообогащенного топлива типа ИРТ-4М показывают, что система безопасности реактора, включающая в себя душирование активной зоны, справится с аварией не вызывая расплавления активной зоны и не создавая угрозу безопасности персонала реактора и окружающих.

§ 4.2. Анализ критичности топлива при хранении

Каждая ТВС («свежая») хранится в герметичной заводской упаковке, которая исключает заполнение водой. Упаковки хранятся в металлическом контейнере, который закрывается герметичной крышкой. Интервал между ТВС и их количеством в контейнерах выбран таким, чтобы исключить появление критической массы. В хранилище «свежих» ТВС отсутствует водопроводная сеть, отопление и канализация, поэтому попадание воды извне исключается. Допустим, что вода попала в хранилище. В этом случае, она будет удалена через специальные дренажные отверстия в полу. Если дренаж забит, то вода будет удалена через открытые двери хранилища.

С помощью программы МСNР выполнен анализ ситуации проникновения воды в хранилище «свежих» ТВС. При расчётах было принято, что в хранилище находятся четыре контейнера со «свежим» топливом в каждом из которых по 7 шеститрубных ТВС типа ИРТ-4М. Контейнеры имеют внешний радиус 260 мм и толщину стенки 20 мм. ТВС размещены с шагом 180 мм. Результаты вычислений по программе МСNР, предполагающих наличие воды внутри и снаружи контейнеров указаны в таблице 4.1. Эти результаты показывают, что для всех случаев присутствует глубокая подкритичность.

Таблица 4.1 Результаты вычислений по программе MCNP для залитого водой хранилища «свежих» тепловыделяющих сборок

| №п/п | Описание | kэф |
|------|----------------------------------|---------|
| 1 | шестиугольная площадка – 52,0 см | 0,51620 |
| 2 | шестиугольная площадка – 55,0 см | 0,50907 |
| 3 | шестиугольная площадка – 60,0 см | 0,50402 |

В хранилищах отработанного топлива шаг решетки выбран из условия, чтобы при полном заполнении ячеек хранилища «свежими» ТВС не произошло образование критической массы. И даже падение «свежей» ТВС в хранилище, которое полностью заполнено отработанным топливом, не приведет к возникновению опасной ситуации.

В таблице 4.2 указаны результаты анализов, проведенных с помощью программы MCNP, показывающие, что даже если хранилище ОТВС полностью заполнено «свежими» ТВС, то все равно подкритичность остается достаточной.

Таблица 4.2 Границы подкритичности для хранилищ отработавших тепловыделяющих сборок

| №п/п | Описание | k _{эф} (ИРТ- 4М) |
|------|---|------------------------------|
| 1 | Хранилище ОТВС №1 имеет 60 ячеек с шагом квадратной решетки – 15,0 см | 0,67121 |
| 2 | Хранилище ОТВС №2 имеет 96 ячеек с шагом квадратной решетки – 15,0 см | 0,68263 |
| 3 | Хранилище ОТВС №3 имеет 37 ячеек с шагом квадратной решетки – 14,0 см | 0,81647 |

§ 4.3. Потеря качества изоляции или обрыв в кабельной коммуникации ионизационной камеры автоматического регулирования

Потеря качества изоляции — это утечка тока ионизационной камеры (ИК) и, как следствие, ложное уменьшение мощности реактора. Система автоматического регулирования будет стремиться выровнять мощность - орган АР пойдет вверх. Произойдет действительное увеличение мощности. Сработает аварийная защита по превышению мощности.

Надо отметить, что есть отдельные ионизационные камеры (ИК) для аварийных сигналов.

Переходный анализ был выполнен в предположении, что взведение AP от его нормального положения (30 см введенной в активную зону) происходит на постоянной скорости стержня 10 мм/с, и вводимая реактивность получена из кривой реактивности AP. Вводимая положительная реактивность стержней AP – 0,376 $\beta_{9\varphi}$ для полной зоны ИРТ-3M, 0,434 $\beta_{9\varphi}$ для 1-ой смешанной зоны и 0,439 $\beta_{9\varphi}$ для зоны с НОУ топливом, и требуется 35 с для полного взведения.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Мощность реактора в начале переходного процесса – 10 МВт. Через 8,33 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. Через 8,44 с максимальная мощность реактора достигает 12,03 МВт при максимальной реактивности 0,0763 $\beta_{9\varphi}$ (см. рис. 4.3). Максимальная температура поверхности оболочки для ИРТ-3М достигает 107,90 °C за 8,44 с (см. рис. 4.4).

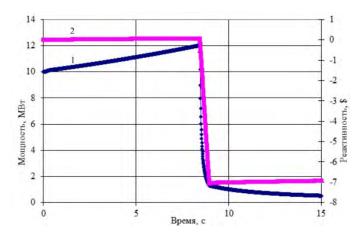


Рис.4.3. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора для случая непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

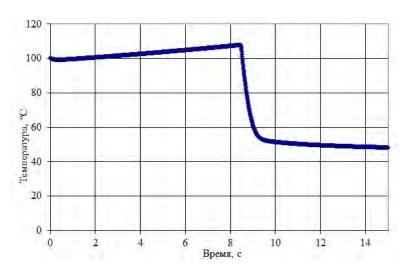


Рис.4.4. Изменение максимальной температуры оболочки ТВС при работе реактора на мощности в случае непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

Анализ 1-ой смешанной зоны

Начальная мощность – 11 МВт. Через 3,26 с, происходит останов реактора на мощности 12 МВт. Через 3,36 с максимальная мощность реактора достигает 12,03 МВт при максимальной реактивности 0,049 $\beta_{3\varphi}$ (см. рис. 4.5). Максимальная температура поверхности оболочки для ИРТ-3М достигнет 107,98 °C за 3,36 с и 92,17 °C за 3,37 с для ИРТ-4М (см. рис. 4.6).

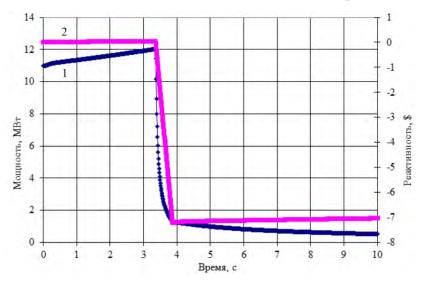


Рис.4.5. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени для случая непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

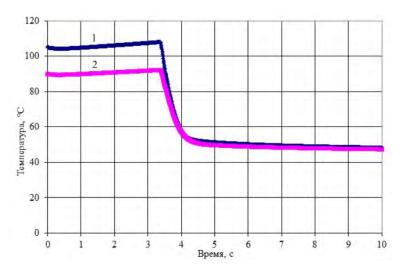


Рис.4.6. Изменение максимальной температуры поверхностей оболочек ТВС типа ИРТ-3М (1) и ИРТ-4М (2) в случае непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Начальная мощность реактора — 11 МВт. Переходное время — 10 с. Через 3,34 с происходит останов реактора на мощности 12 МВт. Через 3,45 с максимальная мощность реактора достигает 12,03 МВт при максимальной реактивности 0,049 $\beta_{3\varphi}$ (см. рис. 4.7). Максимальная температура поверхности оболочки 103,1 °C в 3,46 с (см. рис. 4.8).

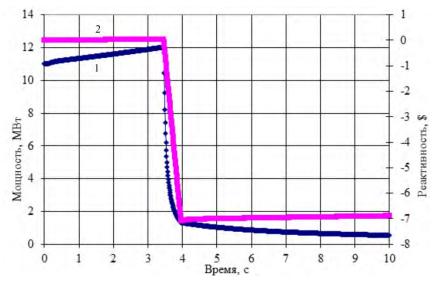


Рис. 4.7. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в зависимости от времени в случае непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

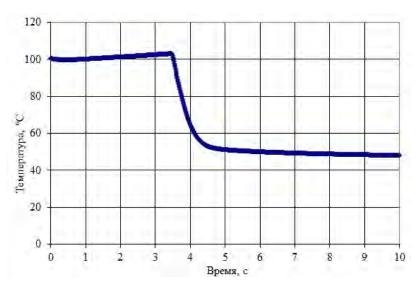


Рис. 4.8. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае непрерывного подъема стержня автоматического регулирования

§ 4.4. Мгновенное закрытие задвижки

Когда задвижка в одном из насосов закрывается мгновенно, расход в первом контуре уменьшается со 100% до 67%. Предполагается, что уменьшение расхода воды происходит в течение 4 с.

Реактор будет остановлен системой аварийной защиты из-за отклонения от нормы следующих параметров:

- снижение расхода воды 1-го контура;
- изменения давления воды 1-го контура;
- перепада давления на активной зоне.

После остановки реактор охлаждается оставшимися включенными насосами, которые обеспечивают расход более чем достаточный для отвода остаточного тепловыделения активной зоны.

Уменьшение расхода воды на 10% автоматически вызовет предупреждающий сигнал (ПС), а при потере одним насосом 20%-ого расхода – аварийный сигнал (АС) на срабатывание аварийной защиты.

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Изменение расхода воды в случае закрытия задвижки одного из насосов 1-го контура отображено на рисунке 4.9.

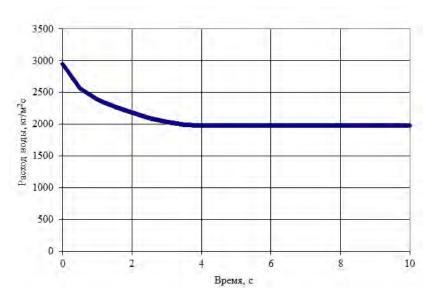


Рис.4.9. Изменение расхода воды для случая закрытия задвижки одного из насосов 1-го контура

За 1,125 с расход воды уменьшился на 20%, вызвав срабатывание аварийной защиты реактора, что приводит к уменьшению мощности (см. рис. 4.10). На рисунке 4.11 показано, что температура оболочки твэла в ТВС типа ИРТ-3М достигает максимума 106,25 °С через 1,23 с после закрытия задвижки в одном из насосов.

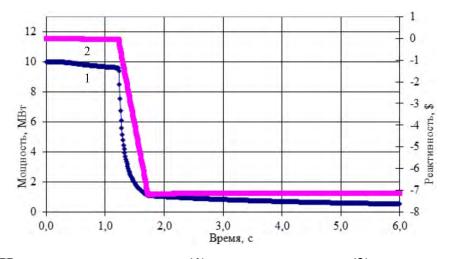


Рис.4.10. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае закрытия задвижки одного из насосов 1-го контура

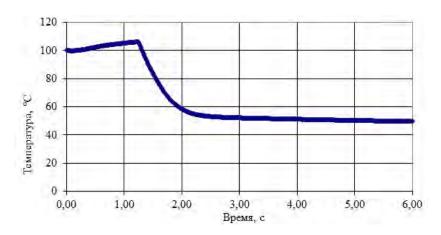


Рис.4.11. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура

Анализ 1-ой смешанной зоны

Переходный процесс с остановкой насоса приведет к снижению расхода воды на 33% из-за мгновенного закрытия клапана в одном из насосов 1-го контура, что вызовет сигнал АЗ «снижение расхода воды на 20%».

На рисунке 4.12 показано уменьшение расхода воды, которая достигла новых значений через 4 с. Уменьшение расхода воды приводит к увеличению температуры, что, в свою очередь, приводит к уменьшению мощности. За 1,125 с расход воды уменьшился на 20%, вызвав АЗ реактора и уменьшение мощности (см. рис. 4.13). Самая высокая температура на стенках твэлов ТВС ИРТ-3М и ИРТ-4М достигает максимума в 111,9 °C и 94,82 °C соответственно, через 1,23 с после закрытия клапана в одном из насосов 1-го контура и затем уменьшается (см. рис. 4.14).

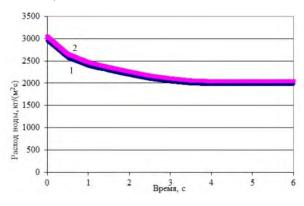


Рис.4.12. Изменение расхода воды в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура при использовании в активной зоне реактора ТВС типа ИРТ-3М(1) и ИРТ-4М(2)

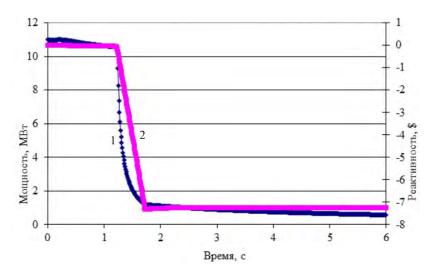


Рис.4.13. Изменение мощности (1) и реактивности (2) в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура в 1-ой смешанной зоне

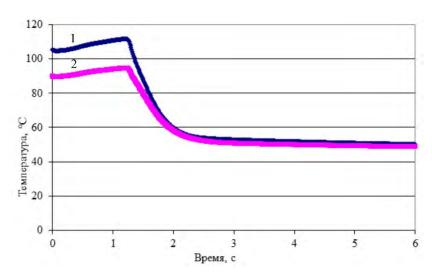


Рис. 4.14. Изменение температуры поверхностей оболочек ТВС типа ИРТ-3М (1) и ИРТ-4М (2) в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура в 1-ой смешанной зоне

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Изменение расхода воды для активной зоны, составленной полностью из ТВС ИРТ-4М после закрытия клапана одного из насосов 1-го контура показано на рисунке 4.15.

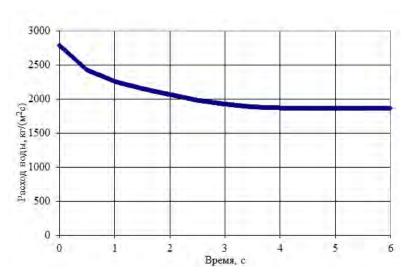


Рис.4.15. Изменение расхода воды в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура при использовании в активной зоне реактора ТВС типа ИРТ-4М

С уменьшением расхода воды, увеличивается температура, которая приводит к снижению мощности и реактивности. За 1,22 с расход воды уменьшился на 20%, что приводит к останову реактора от сигнала АЗ «уменьшение расхода воды на 20%» (см. рис. 4.16). Самая высокая температура на оболочке твэлов в ТВС типа ИРТ-4М достигает максимума в 106,3 °С через 1,23 с после закрытия клапана в одном из насосов, а затем температура уменьшается (см. рис. 4.17).

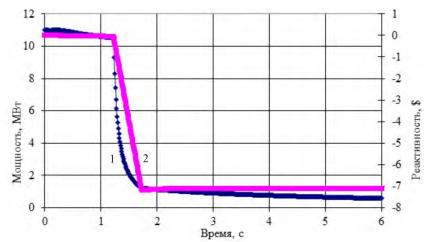


Рис.4.16. Изменение мощности (1) и реактивности (2) реактора в случае закрытия задвижки на одном из насосов 1-го контура при использовании в активной зоне реактора ТВС типа ИРТ-4М

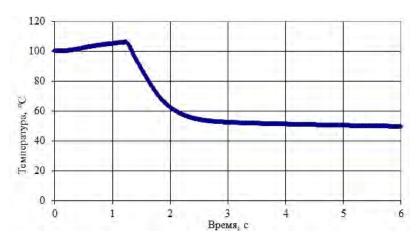


Рис.4.17. Изменение температуры поверхности оболочки ТВС в случае закрытия задвижки на напорном трубопроводе одного из насосов 1-го контура при использовании в активной зоне реактора ТВС типа ИРТ-4М

§ 4.5. Запроектная авария

Запроектная авария — эта ситуация, когда разрыв трубы первого контура происходит с одновременным отказом системы орошения. В результате этой аварии произойдет потеря воды из бака реактора, что приведет к осушению зоны. Если это случится, то зона расплавится, и эта расплавленная масса пойдет в подреакторное пространство.

При анализе данной аварии, представленной ниже, предполагается, что активная зона расплавится, поэтому будет использоваться методика вычисления и предположения, описанные выше в п. 4.1.2.

В таблице 4.3 приведены значения активностей продуктов деления, накопленных в активных зонах с ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М со средним значением выгорания равным 40% для зоны с 18 ТВС типа ИРТ-3М (мощность – 10 МВт) и со средним значением выгорания, равным 25% для зоны с 20 ТВС типа ИРТ-4М (мощность – 11 МВт).

Таблица 4.3 Значения активностей продуктов деления, накопленных в активных зонах с тепловыделяющими сборками типа ИРТ-3М и ИРТ-4М

| Нуклиды | Продукты деления | Продукты деления | Продукты деления | |
|-------------------|----------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|--|
| | ²³⁵ U в твэлах 18 ТВС | ²³⁵ U в твэлах 16 ТВС | ²³⁵ U в твэлах 20 ТВС | |
| | типа ИРТ-3М, Бк | ИРТ-3М/4-ИРТ-4М, | ИРТ-4М, Бк | |
| | | Бк | | |
| Kr ⁸⁵ | 4,63×10 ¹⁵ | 5,14×10 ¹⁵ | 5,14×10 ¹⁵ | |
| Kr ⁸⁷ | 8,33×10 ¹⁵ | 9,25×10 ¹⁵ | 9,29×10 ¹⁵ | |
| Kr ⁸⁸ | 1,14×10 ¹⁶ | 1,27×10 ¹⁶ | 1,27×10 ¹⁶ | |
| Kr ⁸⁹ | 1,42×10 ¹⁶ | 1,58×10 ¹⁶ | 1,58×10 ¹⁶ | |
| Kr ⁹⁰ | 1,58×10 ¹⁶ | 1,75×10 ¹⁶ | 1,75×10 ¹⁶ | |
| Xe ¹³³ | 4,96×10 ¹⁴ | 5,51×10 ¹⁴ | 5,51×10 ¹⁴ | |
| Xe ¹³³ | 1,49×10 ¹⁶ | 1,47×10 ¹⁶ | 1,47×10 ¹⁶ | |
| Xe ¹³⁵ | 5,55×10 ¹⁵ | 6,18×10 ¹⁵ | 6,18×10 ¹⁵ | |
| Xe ¹³⁵ | 1,98×10 ¹⁶ | 2,19×10 ¹⁶ | 2,20×10 ¹⁶ | |
| Xe ¹³⁷ | 1,88×10 ¹⁶ | 2,09×10 ¹⁶ | 2,09×10 ¹⁶ | |
| Xe ¹³⁸ | 1,70×10 ¹⁶ | 1,89×10 ¹⁶ | 1,89×10 ¹⁶ | |
| Cs ¹³⁴ | 4,03×10 ¹⁵ | 4,48×10 ¹⁵ | 4,48×10 ¹⁵ | |
| Cs ¹³⁷ | 1,36×10 ¹⁴ | 1,30×10 ¹⁴ | 1,06×10 ¹⁴ | |
| Zr ⁹⁵ | 1,25×10 ¹⁶ | 1,23×10 ¹⁶ | 1,23×10 ¹⁶ | |
| Nb ⁹⁵ | 1,73×10 ¹⁶ | 1,74×10 ¹⁶ | 1,74×10 ¹⁶ | |
| Ru ¹⁰³ | 8,03×10 ¹⁵ | 8,03×10 ¹⁵ | 8,03×10 ¹⁵ | |
| Ru ¹⁰⁶ | 2,08×10 ¹⁴ | 2,00×10 ¹⁴ | 2,00×10 ¹⁴ | |
| J^{131} | 9,58×10 ¹⁵ | 1,05×10 ¹⁶ | 1,05×10 ¹⁶ | |
| J^{132} | 1,36×10 ¹⁶ | 1,51×10 ¹⁶ | 2,23×10 ¹⁶ | |
| J^{133} | 2,01×10 ¹⁶ | 2,23×10 ¹⁶ | 2,23×10 ¹⁶ | |
| J^{134} | 2,41×10 ¹⁶ | 2,68×10 ¹⁶ | 2,68×10 ¹⁶ | |
| J^{135} | 1,88×10 ¹⁶ | 2,09×10 ¹⁶ | 2,09×10 ¹⁶ | |
| Ba ¹⁴⁰ | 1,96×10 ¹⁶ | 2,09×10 ¹⁶ | 2,13×10 ¹⁶ | |
| La ¹⁴⁰ | 1,98×10 ¹⁶ | 2,19×10 ¹⁶ | 2,20×10 ¹⁶ | |
| Te ¹³² | 1,45×10 ¹⁶ | 1,61×10 ¹⁶ | 1,61×10 ¹⁶ | |
| Всего | 3,13×10 ¹⁷ | 3,41×10 ¹⁷ | 3,41×10 ¹⁷ | |

Анализ активной зоны с высокообогащенным урановым топливом

Значения эквивалентных доз на расстоянии 1000 м и на расстоянии 200 м от границы реактора представлены в таблице 4.4; эти представленные значения приняты для 1% утечки в день. Эквивалентная доза для щитовидной железы в течение 2 часов на расстоянии в 1000 м составляет 0,0615 Зв, а эквивалентная доза на всё тело человека равна 1,32×10⁻³ Зв для случая с 1% утечки в день.

Таблица 4.4 Значения доз при расплавлении зоны с 18 тепловыделяющими сборками ИРТ-3M с 40% выгоранием при 1% утечке в день

| Расстояние, | Эквивалентная | Эквивалентная | Годовая | | |
|-----------------------------------|--------------------------------------|---|-----------------------|--|--|
| M | доза за 2 часа, Зв | доза за 30 дней, | эквивалентная | | |
| | | Зв | доза, Зв | | |
| Для щитовиді | Для щитовидной железы | | | | |
| 200 | 9,53×10 ⁻¹ | $5,86 \times 10^{0}$ | $6,47 \times 10^0$ | | |
| 1000 | 6,15×10 ⁻² | 3,65×10 ⁻¹ 3,99×10 ⁻¹ | | | |
| Для всего теля | Для всего тела человека (внутренняя) | | | | |
| 200 | 1,36×10 ⁻² | 1,31×10 ⁻¹ | 1,33×10 ⁻¹ | | |
| 1000 | 8,78×10 ⁻⁴ | 7,93×10 ⁻³ | 8,19×10 ⁻³ | | |
| Для всего тела человека (внешняя) | | | | | |
| 200 | 6,90×10 ⁻³ | 2,50×10 ⁻² | 3,03×10 ⁻² | | |
| 1000 | 4,46×10 ⁻⁴ | 1,57×10 ⁻³ 4,00×10 ⁻³ | | | |
| Для всего тела человека (общее) | | | | | |
| 200 | 2,05×10 ⁻² | 1,56×10 ⁻¹ | 1,64×10 ⁻¹ | | |
| 1000 | 1,32×10 ⁻³ | 9,49×10 ⁻³ | 1,22×10 ⁻² | | |

Анализ 1-ой смешанной зоны

Значения доз на расстоянии 1000 м и на расстоянии 200 м от границы реактора представлены в таблице 4.5; эти дозы представлены для принятых утечек 1% в день. Доза для щитовидной железы в течение 2 часов на расстоянии в 1000 м составляет 0,678 Зв, а доза на все тело человека равна $1,46\times10^{-3}$ Зв для случая с 1% утечки в день.

Таблица 4.5
Значения доз при расплавлении зоны с 16 тепловыделяющими сборками
ИРТ-3М и 4 тепловыделяющими сборками ИРТ-4М при 1% утечке в
день

| Расстояние, | Эквивалентная | Эквивалентная | я Годовая | | |
|--------------------------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|--|--|
| M | доза за 2 часа, Зв | доза за 30 дней, | эквивалентная | | |
| | | Зв | доза, Зв | | |
| Для щитовид | Для щитовидной железы | | | | |
| 200 | 1,05×10 ⁰ | $6,45 \times 10^{0}$ | $7,12\times10^{0}$ | | |
| 1000 | 6,78×10 ⁻² | 4,02×10 ⁻¹ | 4,39×10 ⁻¹ | | |
| Для всего тела человека (внутренняя) | | | | | |
| 200 | 1,49×10 ⁻² | 1,44×10 ⁻¹ | 1,46×10 ⁻¹ | | |
| 1000 | 9,63×10 ⁻⁴ | 8,70×10 ⁻³ | 8,98×10 ⁻³ | | |
| Для всего тела человека (внешняя) | | | | | |
| 200 | 7,63×10 ⁻³ | 2,73×10 ⁻² | 3,32×10 ⁻² | | |
| 1000 | 4,92×10 ⁻⁴ | 1,72×10 ⁻³ | 4,35×10 ⁻³ | | |
| Для всего тела человека (общее) | | | | | |
| 200 | 2,26×10 ⁻² | 1,71×10 ⁻¹ | 1,79×10 ⁻¹ | | |
| 1000 | 1,46×10 ⁻³ | 1,04×10 ⁻² | 1,33×10 ⁻² | | |

Анализ активной зоны с низкообогащенным урановым топливом

Значения эквивалентных доз на расстоянии 1000 м и на расстоянии 200 м от границы реактора представлены в таблице 4.6; эти дозы представлены для 1% утечки в день. Эквивалентная доза для щитовидной железы в течение 2 часов на расстоянии в 1000 м составляет 0,0678 Зв, а доза на все тело человека равна $1,46\times10^{-3}$ Зв.

Таблица 4.6 Значения доз при расплавлении зоны с 20 тепловыделяющими сборками типа ИРТ-4М при 1% утечке в день

| Расстояние, м | Эквивалентная доза за 2 часа, Зв | Зв доза за 30 дней, Зв | Годовая эквивалентная доза, Зв | | | |
|--|----------------------------------|---|--------------------------------|--|--|--|
| Для щитовидн | Для щитовидной железы | | | | | |
| 200 | 1,06×10 ⁰ | 6,50×10 ⁰ | 7,17×10 ⁰ | | | |
| 1000 | 6,82×10 ⁻² | 4,05×10 ⁻¹ | 4,43×10 ⁻¹ | | | |
| Для всего тела человека (внутренняя) | | | | | | |
| 200 | 1,49×10 ⁻² | 1,43×10 ⁻¹ | 1,46×10 ⁻¹ | | | |
| 1000 | 9,61×10 ⁻⁴ | 8,67×10 ⁻³ | 8,96×10 ⁻³ | | | |
| Для всего тела человека (внешняя) | | | | | | |
| 200 | 7,61×10 ⁻³ | 2,72×10 ⁻² | 3,30×10 ⁻² | | | |
| 1000 | 4,91×10 ⁻⁴ | 1,71×10 ⁻³ 4,32×10 ⁻³ | | | | |
| Для всего тела человека (общее количество) | | | | | | |
| 200 | 2,25×10 ⁻² | 1,70×10 ⁻¹ | 1,79×10 ⁻¹ | | | |
| 1000 | 1,45×10 ⁻³ | 1,04×10 ⁻² | 1,33×10 ⁻² | | | |

§ 4.6. Нарушения в работе второго контура

При снижении расхода воды во втором контуре в случае потери электропитания насосов, либо из-за разрыва трубопроводов второго контура, работы градирни нарушении нормальной или резком загрязнении теплообменников стороны второго co контура, будет происходить постепенное увеличение температуры воды первого контура и реактор будет остановлен аварийной защитой по сигналу превышения температуры воды на входе в активную зону.

Статический анализ был выполнен в предположении, что температура воды 1-го контура на входе равна 50 °C. Результаты, представленные в таблице 4.7 показывают небольшое повышение температуры оболочки твэлов, в сравнении с нормальной температурой воды на входе в активную зону - 45 °C.

Таблица 4.7 Анализ для первого контура реактора с температурой воды на входе 45°C и 50°C

| Активная зона | Максимальный тепловой поток, МВт/м ² | КЗНК | Температура поверхности оболочки твэлов, °С | Ячейка |
|----------------|---|------|---|--------|
| 18 ТВС ИРТ-3М | 0,909 | 1,48 | 98,6 | 3-4 |
| 1-ая смешанная | 1,005 | 1,38 | 103,0 | 3-5 |
| 20 ТВС ИРТ-4М | 0,795 | 1,50 | 91,2 | 5-5 |

§ 4.7. Падение свежей тепловыделяющей сборки в хранилище отработавшего топлива

Поскольку в хранилище отработавшего топлива шаг решетки выбирается из условия, чтобы при полном заполнении ячеек хранилища свежими ТВС не произошло образование критической массы, падение свежей ТВС в хранилище отработавшего топлива, заполненного частично либо полностью отработавшими ТВС, не приведет к возникновению опасной ситуации.

В таблице 4.8 представлен анализ, проведенный с помощью программы MCNP, показывающий, что даже если хранилища отработанных ТВС заполнены свежими ТВС, то все равно подкритичность остается достаточной, предохраняющей от образования критической массы.

Таблица 4.8 Границы подкритичности для хранилища отработавших тепловыделяющих сборок

| No | Описание | ИРТ-3М, | ИРТ-4М, |
|----|---|-------------------------------|---------------------------------|
| | | $\mathbf{k}_{2\mathbf{\phi}}$ | $\mathbf{k}_{2oldsymbol{\phi}}$ |
| 1 | Хранилище №1 отработанного топлива имеет 60 ячеек с | 0,70535 | 0,67121 |
| | шагом квадратной решетки – 15,0 см | | |
| 2 | Хранилище №2 отработанного топлива имеет 96 ячеек с | 0,71736 | 0,68263 |
| | шагом квадратной решетки – 15,0 см | | |
| 3 | Хранилище №3 отработанного топлива имеет 37 ячеек с | 0,85755 | 0,81647 |
| | шагом квадратной решетки – 14,0 см | | |

На рисунках 4.18-4.20 показаны конфигурации заполнения ячеек «свежими» ТВС в хранилищах №№ 1, 2 и 3.

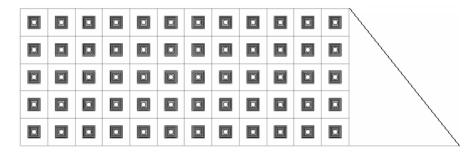


Рис.4.18. Хранилище №1, загруженное 60 «свежими» тепловыделяющими сборками

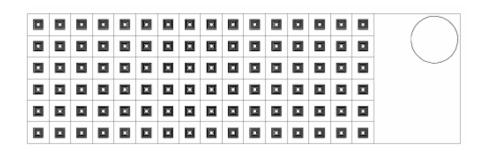


Рис.4.19. Хранилище №2 загруженное 96 «свежими» тепловыделяющими сборками

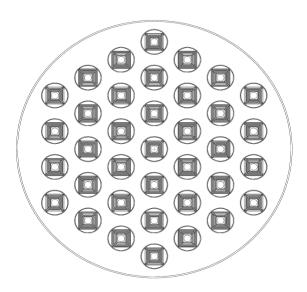


Рис.4.20. Хранилище №3, загруженное 37 «свежими» тепловыделяющими сборками

§ 4.8. Падение предметов в хранилище отработавшего топлива

В хранилище отработавшего топлива тепловыделяющие сборки располагаются вертикально. В случае падения какого-либо достаточно тяжелого предмета в хранилище механическое воздействие примут на себя головки ТВС, соединенные с «холостыми» (без топлива) концами твэлов. Поэтому механическое повреждение твэлов, расположенных в хранилище исключается.

§ 4.9. Внешние события

В ИЯФ были проведены оценки внешних событий, которые могут повлиять на безопасность эксплуатации реактора [87]. Вероятности этих событий ничтожно малы, при этом их последствия не более опасны, чем рассмотренные выше аварийные ситуации.

§ 4.9.1. Землетрясение (в том числе сбросы и оползни сейсмического происхождения)

Здание №1 и Реакторный зал проектировались и были построены в соответствии с общестроительными нормами 50-х годов 20-го века без учёта требований сейсмостойкости и взрывоустойчивости конструкций здания. В то же время, конструктивное решение здания и его отдельных элементов, обусловленное требованиями технологии и условиями биологической несущую способность, защиты, предопределило ИΧ значительно превосходящую необходимую в условиях нормативной эксплуатации. Необходимым условием общей устойчивости здания или его отдельных элементов является обеспечение возможности передачи повышенных нагрузок от внешних силовых воздействий на несущие строительные конструкции, обладающие резервом прочности и способные их воспринять. Таковыми конструкциями и элементами здания являются: Реакторный зал с железобетонной массивной монолитной стеной перекрытиями, И

придающими ему большую пространственную жесткость и прочность; цепочка насосной первого контура и «горячих» камер с их массивными железобетонными продольными и поперечными стенами и перекрытиями; продольные и поперечные наружные и внутренние кирпичные стены при работе их в плоскости стены; жёсткие железобетонные диски перекрытий и покрытий, воспринимающие и передающие горизонтальные нагрузки. Необходимо отметить, что 26 апреля 1966 г. в центре Ташкента произошло землетрясение. Магнитуда землетрясения составила М=5,2 по шкале Рихтера, однако, из-за небольшой глубины залегания очага (от 8 до 3 км), землетрясение вызвало 9 балльные (по 12 балльной шкале MSK-64) сотрясения поверхности земли и существенные повреждения построек в центре города. Зона максимальных разрушений $\sim 10 \text{ км}^2$. В районе реакторной площадки оно достигло около 7 баллов. В период с 1966 г. по настоящее время на территории Ташкента было зафиксировано ещё с десяток землетрясений с различной силой не более 6 баллов. При этом оползней сейсмического происхождения на территории реакторной площадки не обнаружено. Как показал опыт, здания реактора ВВР-СМ и его оборудование надёжно выдержали испытания. Институтом атомной энергии им. И.В. Курчатова (ИАЭ) произведены прочностные расчеты корпуса активной зоны и опорной решетки реактора с учетом сейсмических воздействий 9 баллов. Расчёты показали достаточный запас прочности. Совместно с Петербургским институтом ядерной физики им. Б.П. Константинова (ПИЯФ) были выполнены прочностные расчеты бака реактора и теплообменников с учетом сейсмических воздействий 8 баллов. Расчёты также показали достаточный запас прочности. Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля (НИКИЭТ) выполнил прочностной расчет трубопровода первого контура с учетом сейсмических воздействий 8 баллов. По полученным результатам НИКИЭТ рекомендовал, а ИЯФ выполнил работы по усилению сейсмостойкости тройников всасывающего коллектора первого контура, а именно: все тройники были усилены приварными косынками. В настоящее время, для контроля за колебаниями земной коры, по периметру Реакторного зала (на уровне пола) установлены три детектора сейсмической активности, которые включены в схему аварийной защиты по схеме логики 2 из 3. При землетрясении с силою более 4 баллов по шкале MSK-64 формируется сигнал аварийной остановки реактора (АЗ-ОБЩ).

§ 4.9.2. Наводнения (в том числе прорыв расположенной выше по течению плотины и затор на реке)

Как показал опыт, наводнения исключены, так как реакторная площадка находится на отметке 570 метров над уровнем моря, а ближайшая река Чирчик протекает по Чирчикскому ущелью и в Кибрае, ближайший населённый пункт к посёлку Улугбек, находится на отметке 530 м. Выше по течению реки Чирчик, приблизительно на расстоянии 60 км, находится Чарвакское водохранилище. Водохранилище ограничено каменно-насыпной плотиной Чарвакской ГЭС высотой 168 метров. Объём водохранилища составляет приблизительно 2 км³. Уровень водохранилища существенно понижается в летний сезон, из-за использования его воды для ирригации и поливного земледелия в долине Чирчика. Существует вероятность прорыва плотины, но перепад высоты в 40 метров надёжно защищает реакторную площадку от затопления.

§ 4.9.3. Песчаные бури

Реакторная площадка находится в предгорном районе и окружена со всех сторон лесопосадками, садами, пашнями, жилыми и промышленными строениями и т.д., что исключает возникновение песчаных бурь. По крайней мере, за 55 лет эксплуатации реактора, ни одной песчаной бури не зафиксировано.

§ 4.9.4. Взрывы

Система физической защиты реакторной площадки, состоящей из нескольких рубежей и независимых между собой пультов управления, исключает пронос взрывчатых веществ. В лабораториях и других технологических помещениях на территории объекта ВВР-СМ не используются взрывоопасные вещества.

§ 4.9.5. Авиационные катастрофы

При падении самолета на стены здания Реакторного зала с любых направлений в секторе восток-северо-запад под углом 15° к горизонту и попадание его в реакторную шахту, последняя будет разрушена при изгибе или опрокидывании относительно пола реакторного зала на отметке ± 0.00 . Другие направления падения самолета для реакторной шахты не опасны. При падении самолета на кровлю Реакторного зала под углом 45° к горизонту по траектории, попадающей в сектор, ограниченный лучами, исходящими из центра перекрытия насосной первого контура и направленными на края северной стены Реакторного зала, произойдет разрушение перекрытия насосной первого контура. Другие направления падения самолета для насосной не опасны. При падении самолета под любым углом к горизонту и любого направления на Реакторный зал его ограждающие конструкции будут разрушены, при этом не исключается возможность взрыва и пожара внутри реакторного зала вследствие пролива, испарения и возгорания топлива самолета, которые усугубят степень разрушения стен Реакторного зала. Согласно руководства по безопасности (Серия изданий по безопасности № 50-Sg-5 МАГАТЭ, Вена, 1983 г.) «Учет чрезвычайных ситуаций, возникающих в результате деятельности человека, при выборе площадок для AЭC» вероятность авиационной катастрофы в пределах площади 10⁴ м² в любом районе нашей страны составляет 10-6 на реактор/год. Площадь Реакторного зала составляет 625 м², шахты реактора около 4,5 м². Таким образом,

вероятность падения самолета (исходя из площади) на реакторный зал составляет порядка 6×10^{-8} , на реакторную шахту $\cong 4 \times 10^{-10}$. С учетом официального запрета на пролет самолетов гражданской и военной авиации над площадкой ИЯФ АН РУ вероятность падения самолета непосредственно на реакторную шахту составляет порядка 10^{-11} , что относит рассматриваемую аварию к гипотетической аварии. Существует вероятность падения вертолёта на крышу Реакторного зала. Масса транспортного вертолёта составляет порядка 10-12 тонн. Приравняем эту ситуацию к случаю падения тяжёлого груза с мостового крана в Реакторном зале. Бак реактора с помощью опорного кольца с лапами установлен на несущую конструкцию шахты реактора, которая опирается на фундаментную плиту размером $10,0\times10,0\times1,2$ м. Бак реактора окружен тепловой защитой из чугунных колец толщиной 0,2 м, за которой установлена биологическая защита, выполненная из бетона толщиной 2,3 м. На отметке +8,1 м смонтирована чугунная крышка толщиной 0,8 м. Общая масса составляет около 160 тонн. В Реакторном зале установлен мостовой кран грузоподъемностью 10 тонн (собственная масса крана – 20 тонн) с максимальным подъемом груза на отметку +14 м. При падении груза максимального веса (10 т) динамические нагрузки на конструкции составляют 0,4 кгс/см². Разрушение в этом случае не произойдет. Возможно повреждение механизмов поворота защитных крышек, а также экспериментальной установки для биологических исследований, находящейся на защитных крышках.

§ 4.9.6. Пожары

Внешние пожары на реакторной площадке исключены, так как периметр объекта BBP-CM, на расстоянии 20-30 метров от охранного ограждения, очищен от кустарников и забетонирован.

Выводы по четвертой главе

Проведённые анализы проектных и запроектной аварий показали, что система безопасности реактора справится с авариями не создавая угрозу безопасности персонала реактора и окружающих.

Рассмотрена наиболее опасная авария с полным мгновенным поперечным разрывом трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ, при этом рассчитанные значения для зоны с ТВС типа ИРТ-4М, мощность, которую надо снять с одной ТВС в секунду, при наихудшем варианте составляет 0,051 МВт. Минимальный расход воды, необходимый для того, чтобы охлаждать одну ТВС равен 0,02 кг/с или 0,076 м³/ч. Расход воды на ТВС составит 0,184 кг/с или 0,245 м³/ч из запасного бака или аварийного насоса, соответственно, как показано выше. Поэтому расход воды превышает необходимый для снятия мощности с одной ТВС в 2,4 или 3,2 раза в зоне, полностью загруженной ТВС типа ИРТ-4М.

При авиационной катастрофе вероятность падения самолета (исходя из площади) на реакторный зал составляет порядка 6×10^{-8} , на реакторную шахту $\cong 4 \times 10^{-10}$. С учетом официального запрета на пролет самолетов гражданской и военной авиации над площадкой ИЯФ АН РУ вероятность падения самолета непосредственно на реакторную шахту составляет порядка 10^{-11} , что относит рассматриваемую аварию к гипотетической аварии.

Показано что при внешних событиях, таких как землетрясения, пожары, наводнения, авиационные катастрофы и т.д. вероятность этих событий и вызываемые ими последствия не более опасны, чем в рассмотренных выше аварийных ситуациях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Главный итог выполненного исследования сводится к проведенной впервые в мире поэтапной конверсии реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ с использования высокообогащенного ураном топлива типа ИРТ-3М (36% обогащения по ²³⁵U) на низкообогащенное ураном топливо типа ИРТ-4М (19,7% обогащения по ²³⁵U) с полным соблюдением ядерной и радиационной безопасности.

На основе проведенных исследований по диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук (DSc) на тему «Моделирование аварийных ситуаций в реакторе ВВР-СМ при конверсии на низкообогащенное топливо», анализа 27 аварийных ситуаций и переходных процессов, получены следующие результаты:

- 1. Выявлено, что при использовании в активной зоне ВОУ, НОУ, так и ВОУ + НОУ топлива, система безопасности реактора заглушит реактор по достижении уставки по мощности при неуправляемом перемещении стержней управления реактора без возникновения аварийной ситуации.
- 2. Впервые рассчитаны дозовые воздействия от внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) при моделировании аварии с расплавлением одиночных ТВС и выявлено, что они значительно ниже разрешенных доз при авариях: 0,25 Зв на расстоянии 1 км для дозы на все тело человека и предела в 3 Зв для дозы на щитовидную железу.
- 3. Установлено, что реактор будет заглушен рабочими органами аварийной защиты при непредвиденном поступлении холодной воды в бак реактора.
- 4. Установлено, что отключение электропитания насосов первого контура не приводит к аварийной ситуации и реактор будет остановлен по сигналу об уменьшении расхода воды ниже 80% для всех активных зон.
- 5. Выявлена глубокая подкритичность в хранилище «свежего» топлива при гипотетическом случае заполнения его водой $-k_{3\phi}<0.52$ и $k_{3\phi}<0.82$ для

- хранилищ ОТВС, которые меньше допустимого значения для хранилищ как «свежего», так и отработавшего топлива k_{3d} <0,95.
- 6. Выявлено, что заполнение горизонтальных экспериментальных каналов водой не вызовет аварийной ситуации вследствие останова реактора по сигналу превышения мощности в 12 МВт.
- 7. Впервые установлена возможность работы реактора с 24 ТВС ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт без каких-либо нагрузок в обычных условиях эксплуатации для 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными ТВС.
- 8. Выявлено, что имеющийся расход воды над минимально требуемым составляет 2,2-3,2 раза при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ.
- 9. Результаты 27 смоделированных аварийных ситуаций/переходных процессов, рекомендованных со стороны МАГАТЭ, на реакторе ВВР-СМ при переводе его на низкообогащенное топливо позволили уверенно и безопасно впервые провести перевод реактора на эксплуатацию с высокообогащенным ураном топлива на низкообогащенное ураном топливо.

В результате проведенных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, а также анализа аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе BBP-CM техническим советом реактора было принято техническое решение по усилению безопасности эксплуатации реактора:

- 1. Установлен аварийный насос с расходом 90 м³/ч в первом контуре реактора.
- 2. Установлена аварийная вентиляция.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

- 1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. М.: Техносфера, 2015. 248 с.
- 2. Муранака Р.Г. Перевод исследовательских реакторов на низкообогащенное урановое топливо // IAEA Bulletin. vol. 25-1, March 1983.-C. 20-24
- 3. Зайцев В.А., Зайцев П.А. Ядерное топливо с покрытием. М.: Техносфера, 2018. 240 с.
- 4. Насонов В.А. Создание расчетных методов обоснования параметров ИР и разработка ТВС типа ИРТ-М с низкообогащенным топливом: Дис. канд. тех. наук. Москва: РНЦ «Курчатовский институт», 2009. -137с.
- 5. Дьяков А.С. Перспективы конверсии российских исследовательских реакторов с топливом с высокообогащенным ураном // Наука и всеобщая безопасность. Москва, 2014. Vol.22. С. 166-187.
- 6. Аден В.Г., Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Лавренюк П.И., Чернышов В.М., Ватулин А.В., Морозов А.В., Супрун В.Б., Александров А.Б., Енин А.А. Российская программа снижения обогащения топлива исследовательских реакторах // Вопросы атомной науки и техники. повреждений Серия: Физика радиационных И радиационное материаловедение. - Лыткарино (Россия), 2005. -№5 (88). - С. 3-9.
- 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 уран-молибденового низкообогащённого высоко-плотного топлива для российских исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: материаловедение и новые материалы. Москва, 2012. №2(73). С. 20-29.
- 8. Насонов В.А., Рязанцев Е.П., Талиев А.В., Егоренков П.М. Работы по программе снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах

- до 19,7% в РНЦ "Курчатовский институт" // Атомная энергия. Москва, 2010. № 5 (108). С. 299-303.
- Чурсин С.С., Исаченко Д.С., Кузнецов М.С., Семенов А.О., Демянюк Д.Г. Программа снижения обогащения для исследовательских и испытательных реакторов // Известия высших учебных заведений. Физика. Томск (Россия), 2013. № 4-2 (56). С. 338-342.
- 10. Bieniawski A.J. An overview of the global threat reduction initiative accelerating threat // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 22–25 March 2009. Vienna (Austria), 2009. -pp. 11-14.
- 11. Bretscher M.M., Snelgrove J.L., Burn R.R., Lee J.C. Use of silicide fuel in the Ford nuclear reactor to lengthen fuel element lifetimes (Preliminary Analyses) // Presented at the1995 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors September 18-21, 1995. Paris (France), 1995. https://www.rertr.anl.gov/ANAL/BRET95.html.
- Snelgrove J.L., Hofman G.L., Trybus C.L., Wiencek T.C. Development of very-high-density fuels by the RERTR program // Presented at the 1996 International RERTR Meeting, Seoul, Korea. 6-10 October 1996. Argonne National Laboratory, 1996. https://www.rertr.anl.gov/FUELS96/SNELGR96.html.
- Aden V.G., Gabaraev B.A., Kartashov E.F., Bulkin S.Y., Lukichev B.A., Arkhangelsky N.V. The Russian RERTR program works status. Presented at the 1996 International RERTR Meeting, Seoul, Korea. 6-10 October 1996. -Argonne National Laboratory, 1996. - https://www.rertr.anl.gov/PRGM96/KARTES96.html.
- Listik E., Matejka K. Enrichment reduction programme on research reactor LVR-15 and training reactor VR-1 in Czech Republic //Presented at the 1996 International RERTR Meeting, Seoul, Korea. 6-10 October 1996. Argonne National Laboratory, 1996. https://www.rertr.anl.gov/ANAL96/LISTIK96.html.

- 15. Hofman G.L., Wiencek T.C., Wood E.L., Snelgrove J.L., Suripto A., Nasution H., Lufti-Amin D., Gogo A. Irradiation testing of ⁹⁹Mo isotope production targets employing uranium metal foils // Presented at the 1996 International RERTR Meeting, Seoul, Korea. 6-10 October 1996. Argonne National Laboratory, 1996. https://www.rertr.anl.gov/99MO96/GLHOF196.html.
- Vatulyn A.V., Stetskyi Y.A., Dobrikova I.V. Unification of fuel elements for research reactors // Presented at the 1997 International RERTR Meeting, Jackson Hole, Wyoming, U.S.A. 5-10 October 1997. - Argonne National Laboratory, 1997. - https://www.rertr.anl.gov/Fuels97/AVatulyn-abs.html.
- Deen J.R, Hanan N.A., Matos J.E., Egorenkov P., Nasonov V.A. A Neutronic Feasibility Study for LEU Conversion of the IR-8 Research Reactor //Presented at the 1998 International RERTR Meeting, Sao Paulo, Brazil. 18-23 October 1998. Argonne National Laboratory, 1998. https://www.rertr.anl.gov/Analysis98/JDeen-abst.html.
- 18. Rakhmanov A., Deen J.R., Hanan N.A., Matos J.E. A Neutronic Feasibility Study for LEU Conversion of the WWR-SM Research Reactor in Uzbekistan // Presented at the 1998 International RERTR Meeting, Sao Paulo, Brazil. 18-23 October 1998. Argonne National Laboratory, 1998. https://www.rertr.anl.gov/Analysis98/ARakhmanov-abst.html.
- 19. Meyer M.K., Hofman G.L., Snelgrove J.L., Clark C.R., Hayes S.L., Strain R.V., Park J.M., Kim K.H. Irradiation Behavior of Uranium-Molybdenum Dispersion Fuel: Fuel Performance Data from RERTR-1 and RERTR-2 // Presented at the 1999 International RERTR Meeting, Budapest, Hungary. October 3-8, 1999. Argonne National Laboratory, 1999. https://www.rertr.anl.gov/Web1999/PDF/09Meyer99.pdf.
- 20. Ryazantsev E.P., Egorenkov P.M., Nassonov V.A., Taliev A.V., Gerstle A.D., Karpukhin A.A., Chernyshov V.M., Yuldashev B.S., Ashrapov T.B., Dosimbaev A.A. Testing of the IRT-4M type FA with LEU UO₂-Al fuel in WWR-CM reactor // Presented at the 2000 International RERTR Meeting, Las

- Vegas, Nevada, USA. October 1-6, 2000. Argonne National Laboratory, 2000. https://www.rertr.anl.gov/Web2000/Title-Name-Abstract/Egor00.html.
- 21. Bretscher M.M., Deen J.R., Hanan N.A., Matos J.E. Neutronic feasibility studies using U-Mo dispersion fuel (9 wt % Mo, 5.0 gU/cm³) for LEU conversion of the Maria (Poland), IR-8 (Russia), and WWR-SM (Uzbekistan) research reactors // Presented at the 2000 International RERTR Meeting, Las Vegas, Nevada, USA. October 1-6, 2000. Argonne National Laboratory, 2000. https://www.rertr.anl.gov/Web2000/Title-Name-Abstract/Brets00.html.
- 22. Izhutov A.L., Alexandrov V.V., Gataullin N.G., Novoselov A.Ye., Starkov V.A., Shevlyakov G.V., Sheldyakov A.A., Shishin V.Yu. The irradiation test and preliminary pie results of low enrichment U-Mo pin-type fuel // Presented at the 2005 International RERTR Meeting, Boston, USA. November 6-10, 2005. Argonne National Laboratory, 2005. https://www.rertr.anl.gov/RERTR27/Abstracts/S6-2 Izhutov.html.
- 23. Rabin B., Cole J., Glagolenko I., 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 Qualification // Presented at the 2016 International RERTR Meeting, Antwerp, Belgium. October 23-27. Argonne National Laboratory, 2016. https://www.rertr.anl.gov/RERTR37/pdfs/S3P3_Abstract_Rabin.pdf.
- 24. Izhutov A.L., Starkov V.A., Pimenov V.V., Mainskov S.V., Iakovlev V.V., Shishin V.Yu. Testing of IRT-3M (U-Mo) LEU Lead Test Assemblies in the MIR Reactor // Presented at the 2015 International RERTR Meeting, Seoul, South Korea. October 11-14, 2015. Argonne National Laboratory, 2015. https://www.rertr.anl.gov/RERTR36/pdfs/S8P1_Izhutov_Paper.pdf.
- 25. Boldyrev P.P., Golubev V.S., Myasnikov S.V., Pavlov A.K., Petrunin N.V., Pavshook V.A., Garner P.L., Lell R.M., Tentner A.M., Hanan N.A. The Russian ARGUS Solution Reactor HEU-LEU Conversion: LEU Fuel

- Preparation, Loading and First Criticality // Presented at the 2014 International RERTR Meeting, Vienna, Austria. October 12-15, 2014. Argonne National Laboratory, 2014. Ошибка! Недопустимый объект гиперссылки..
- 26. Olson A.P. Status of REBUS Fuel Management Software Development for RERTR Applications // Presented at the 2000 International RERTR Meeting, Las Vegas, Nevada, USA. October 1-6, 2000. Argonne National Laboratory, 2000. https://www.rertr.anl.gov/Web2000/Title-Name-Abstract/Olson00.html.
- 27. Kalimullah M., Olson A.P., Feldman E.E., Hanan N.A., Pham S.H. Overview of PLTEMP/ANL Verification and Validation // Presented at the 2017 International RERTR Meeting, Chicago, USA. November 12-16, 2017. Argonne National Laboratory, 2017. https://www.rertr.anl.gov/RERTR38/pdfs/S10-P1%20Kalim.pdf.
- 28. Alferov V.P., Shchurovskaya M.V., Radaev A.I., Hanan N.A. Comparative Validation of Monte Carlo Codes for Conversion of IRT MEPhI Research Reactor to LEU Fuel // Presented at the 2014 International RERTR Meeting, Vienna, Austria. October 12-15, 2014. Argonne National Laboratory, 2014. https://www.rertr.anl.gov/RERTR35/pdfs/S12P2 Paper_Alferov.pdf.
- 29. Kraus A.R., Garner P.L., Hanan N.A., Irkimbekov R.A., Vurim A.D. Evaluation of Numerical Methods for Transient Thermal Hydraulic Reactor Analysis. // Presented at the 2014 International RERTR Meeting, Vienna, Austria. October 12-15, 2014. Argonne National Laboratory, 2014. https://www.rertr.anl.gov/RERTR35/pdfs/S12P4_Paper_Kraus.pdf.
- Diamond D.J., Varuttamensi A., Cheng L.-Y. Transition Core Calculations for LEU Conversion of NBSR // Presented at the 2017 International RERTR Meeting, Chicago, USA. October 12-15, 2014. Argonne National Laboratory, 2014. https://www.rertr.anl.gov/RERTR38/pdfs/S6-P3%20Diamond%20paper.pdf.
- 31. Hanan N.A., Garner P.L. Neutronics, Steady-State, and Transient Analyses for the Kazakhstan VVR-K Reactor with LEU Fuel // Presented at the 2015

- International RERTR Meeting, Seoul, South Korea. October 11-14, 2015. Argonne National Laboratory, 2015. https://www.rertr.anl.gov/RERTR36/pdfs/S8P4 Hanan Paper.pdf.
- 32. Keiser D., Jue J., Burkes D. Characterization and testing of monolithic RERTR fuel plates // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Lyon, France, 11–15 March 2007. Argonne National Laboratory, 2007. pp. 112-117.
- 33. Hofman G.L., Kim Yeon Soo, Ryu Ho Jin, Finlay M.R., Wachs D.M. Improved Irradiation Behavior of Uranium-Molybdenum/Aluminum Dispersion Fuel // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Lyon, France, 11–15 March 2007. Argonne National Laboratory, 2007. pp. 145-150.
- 34. Jarousse C., Bourdat G., Ripert M., Boulcourt P., Lemoine P. Latest dispersed UMo fuel plate manufacturing results at AREVA-CERCA // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Hamburg, Germany, 2–5 March 2008. Argonne National Laboratory, 2008. pp. 75-80.
- 35. Petry W., Röhrmoser A., Boulcourt P., Chabre A., Dubois S., Lemoine P., Jarousse Ch., Falgoux J.L., S. van den Berghe, Leenaers A. UMo full size plate irradiation experiment IRIS-TUM a progress report //Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 2–5 March 2008. Hamburg, Germany, 2008. pp. 89-98.
- 36. Cailliere I., Colomb P., Gery C., Grasse M. New silicide fuel plate developments at AREVA-CERCA // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 2–5 March 2008. Hamburg, Germany, 2008. pp. 138-143.
- 37. Birzhevoy G.A., Karpin A.D., Popov V.V., Sugonyaev V.N. Methods of increasing the uranium charge in fuel elements of research reactors // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 22–25 March 2009. Vienna, Austria, 2009. -pp. 156-160.
- 38. Pignet S., Pelissou C., Meignen R., Liu P., Gabrielli F. Severe reactivity injection accident simulations for safety assessment of research reactor //

- Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 22–25 March 2009. Vienna, Austria, 2009. pp. 212-216.
- 39. Belousov S.I., Apostolov T.G., Hanan N.A., Matos J.E. Analyses of IRT, Sofia LEU core: steady-state thermal-hydraulic and accident analyses // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, 22–25 March 2009. Vienna, Austria, 2009. pp. 359-363.
- 40. Leenaers A., Van Den Berghe S., Charollais F., Lemoine P., Jarousse C., Röhrmoser A., Petry W. Epma of ground UMo fuel with and without Si added to the matrix, irradiated to high burn up // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Marrakech, Morocco, 21-25 March 2010. Vienna, Austria, 2010. pp. 80-90.
- 41. Oleynik D.S., Nasonov V.A., Alexeev N.I., Erak D.Y., Kochkin V.N. Modeling IR-8 research reactor of RRC KI for precision neutronics calculations // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Marrakech, Morocco, 21-25 March 2010. Vienna, Austria, 2010. pp. 249-253.
- Villa M., Böck H., Haydn M. Accident scenarios of the TRIGA MARK II reactor in Vienna // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Marrakech, Morocco, 21-25 March 2010. Vienna, Austria, 2010. pp. 391-395.
- 43. Brož V., Miletić M., Koleška M., Ernest J., Vinš M. Conversion of reactor LVR-15 in Czech Republic from HEU to LEU fuel // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Rome, Italy, 20-24 March 2011. Vienna, Austria, 2011. pp. 216-222.
- 44. Al-Yahia O.S., Alkhafaji S., Albati M.A. Transient analysis behavior for the JRTR research reactor under loss of electrical power accident // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Ljubljana, Slovenia, 30 March 3 April, 2014. Vienna, Austria, 2014. pp. 578-585.
- 45. Iqbal M., Muhammad A., Mahmood T. Comparative study of transient analysis of Pakistan research reactor-1 (PARR-1) with high density fuel // Research

- Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Munich, Germany, 11-15 March, 2018. Vienna, Austria, 2018. pp. 120-126.
- 46. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Neutronics and Steady-State Thermal Hydraulics Analysis for the HEU, Mixed HEU-LEU and the First Full LEU Cores of WWR-SM Reactor at INP AS RUz, RERTR-2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, http://www.rertr.anl.gov/RERTR29/index.html.
- 47. 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, RERTR-2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, http://www.rertr.anl.gov/RERTR29/index.html
- 48. S. Baytelesov, A. Dosimbaev, F. Kungurov, A. Safarov, U. Salikhbaev, N. Hanan, P. Garner. Neutronics and Thermal Hydraulics Analysis for the Sixand Eight-Tube Mixed LEU Cores of WWR-SM at INP at Republic of Uzbekistan, RERTR-2010: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, http://www.rertr.anl.gov/RERTR32/index.html.
- 49. Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты ВВР-СМ с ТВС из высоко- и низкообогащенного урана. <u>Атомная энергия</u>. 2008. Т. 104. № 5. с. 269-272.
- 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. 2008. Т. 104. № 6. с. 339-343.
- 51. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Neutron-physical and thermohydraulic calculations of VVR-SM with high-and low-enrichment uranium fuel assemblies. <u>Atomic Energy</u>. 2008. T. 104. № 5. p. 349-354.

- 52. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Calculation of emergency situations occurring during the conversion of the research reactor at the institute of Nuclear physics of the Academy of sciences of the Republic of Uzbekistan. Atomic Energy. 2008. T. 104. № 6. p. 444-449.
- 53. Yuldashev B.S., Salikhbaev U.S., Karabaev Kh., Baytelesov S. Study of application and testing of the experimental fuel assembly with 36 %, 19.8% enrichment // Presented at the 2002 International RERTR Meeting, San Carlos de Bariloche, Argentina. November 3-8, 2002. Argonne National Laboratory, 2002. https://www.rertr.anl.gov/Web2002/2003 Web/FullPapers-PDF/Baytelesov.pdf.
- 54. Hanan N.A., Bretscher M.M., Olson A.P., Matos J.E. Feasibility Studies for LEU Conversion of the WWR-SM Reactor in Uzbekistan Using Pin-Type and Tubular Fuels // Presented at the 2003 International RERTR Meeting, Chicago, Illinois, USA. October 5-10, 2003. Argonne National Laboratory, 2003. https://www.rertr.anl.gov/RERTR25/PDF/Hanan.pdf.
- 55. Rakhmanov A., Yuldashev B., Salikhbaev U. Prospects of WWR-SM Reactor LEU Conversion and Spent Fuel Shipment Activity Status // Presented at the 2004 International RERTR Meeting, Vienna, Austria. November 7-12, 2004. Argonne National Laboratory, 2004. https://www.rertr.anl.gov/RERTR26/pdf/32-Rakhmanov.pdf.
- 56. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U., Using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core // Uzbek Journal of Physics. Tashkent, 2010. Vol. 12 (4-6). pp. 422-428.
- 57. Salikhbaev U., Dosimbaev A., Baytelesov S. Planning of Conversion at the Reactor WWR-SM by Low Enrichment U-235 on Less than 20% // Presented at the 2006 International RERTR Meeting, Cape Town, Republic of South Africa. October 29 through November 2, 2006. Argonne National Laboratory, 2006.
- 58. Hanan N.A., Salikhbaev U.S., Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A. WWR-SM conversion to LEU IRT-4M oxide fuel // Presented at the 2006 International

- RERTR Meeting, Cape Town, Republic of South Africa. October 29 through November 2, 2006. Argonne National Laboratory, 2006. https://www.rertr.anl.gov/RERTR28/PDF/S16-1 Hanan.pdf.
- 59. 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.
- 60. Сборки Тепловыделяющие ИРТ-3М. Каталожное Описание, 0019.08.00.000 ДКО. Новосибирск (Россия): НЗХК, 2003.
- 61. Сборки Тепловыделяющие ИРТ-4М. Каталожное Описание, 0019.20.00.000 ДКО. Новосибирск (Россия): НЗХК, 2004.
- 62. Правила ядерной безопасности эксплуатации ядерного реактора ВВР-СМ Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан (ПБЯ-03-17). Ташкент, 2017 г.
- 63. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Control rod ejection accident while using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core // Research Reactor Fuel Management Conference Proceedings, Rome, Italy, 20-24 March 2011. Vienna, Austria, 2011. pp. 423.
- 64. Рязанцев Е.П., Насонов В.А., Егоренков П.М., Талиев А.В., Герстле А.Д., Карпухин А.А. Расчетный анализ начальной загрузки активной зоны реактора URT-1 (Ливия) из 16 ТВС ИРТ-4М с UO₂ топливом, обогащенным ²³⁵U до 19,7% // Препринт. Москва: Российский научный центр «Курчатовский институт», 2005 ИАЭ-6382/4.
- Deen J.R., Woodruff W.L. WIMS-ANL USER MANUAL REV.6, ANL/TD/TM99-07. - Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, February 2004.
- 66. IRT-2D program of two-dimensional neutron calculation for reactor with FA IRT-M in two-group diffusion approximation. Moscow: RSC "Kurchatov Institute", 1986.

- 67. Briesmeister J.F., et al. MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory. Los Alamos, New Mexico, April 2000.
- 68. Woodruff W., Smith R. A Users Guide for the ANL Version of the PARET Code, ANL/RERTR/TM-16, 2001.
- 69. Garner P.L., Hanan N.A. Investigation of Approximations in Thermal-Hydraulic Modeling of Core Conversions // Presented at 2007 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Prague, Czech Republic, September 23-27, 2007. Argonne National Laboratory, 2007. https://www.rertr.anl.gov/RERTR29/PDF/14-2 Garner.pdf
- 70. Рязанцев Е.П., Насонов В.А., Егоренков П.М., Талиев А.В., Герстле А.Д., Карпухин А.А. Расчетный анализ начальной загрузки активной зоны реактора IRT-1 (Ливия), из 16 ТВС ИРТ-4М с UO2 топливом, обогащенным ²³⁵U до 19,7% // Препринт ИАЭ-6382/4. Москва: Российский научный центр «Курчатовский институт», 2005.
- 71. Чертков Ю.Б., Иванов А.А., Наймушин А.Г. Температурные режимы работы твэлов реактора ИРТ-Т // Известия Томского политехнического университета. Томск (Россия), 2010. т. 316. № 4. С.19-22
- 72. Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standards № SSR-3, 2017.
- 73. Безопасность исследовательских реакторов. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № NS-R-4, 2010.
- 74. Санитарные нормы, правила и гигиенические нормативы Республики Узбекистан. НРБ-2006.
- 75. Санитарные нормы, правила и гигиенические нормативы Республики Узбекистан (СанПиН № 0193-06), 2006.
- 76. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПСР И ЯБ-2006)», СанПиН №0193-06, Ташкент, 2011.
- 77. Ильин Л.А., Аветисов Г.М. Критерии для принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии реактора // Медицинская радиология. Москва,1983. №5.

- Павленко В.И. Оценка радиационных последствий аварий на исследовательских реакторах (Методика расчёта). Отчёт ИАЭ им. И.В. Курчатова. инв. №60/352. Москва, 1977.
- 79. Физическое материаловедение. Том 6, часть 2. Ядерные топливные материалы. /Под общей ред. Б.А. Калина. М.: МИФИ, 2008. 434 с.
- 80. Woodruff W.L., Warinner D.K., Matos J.E. Radiological Consequence Analysis // IAEA-TECDOC-643, Volume 2, Analysis (Appendices A-F). pp.155-179/
- 81. Инструкция по эксплуатации ядерного реактора ВВР-СМ. инв. №1/28-10. - Ташкент, 2017. – 34 с.
- 82. Garner P., Hanan N. Investigation of Approximations in Thermal-Hydraulic Modeling of Core Conversions // Presented at 2007 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Prague, Czech Republic, September 23-27, 2007.
- 83. Lee B.C., Lee C.S., Kim H. Physics study for a LEU Mo target irradiation at HANARO. Presented at the 2003 International RERTR Meeting, Chicago, Illinois, USA. https://www.rertr.anl.gov/RERTR25/PDF/BCLee.pdf.
- 84. Hanan N.A., Deen J.R., and Matos J.E. Analyses for Inserting Fresh LEU Fuel Assemblies Instead of Fresh HEU Fuel Assemblies in the Dalat Nuclear Research Reactor in Vietnam. Presented at the 2004 International RERTR Meeting, Vienna, Austria. https://www.rertr.anl.gov/RERTR26/pdf/28-Hanan.pdf.
- 85. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Zhotabaev Zh., Dobrikova I., Vatulin A., Nassonov V., Taliev A., Hanan N.A. Feasibility Analysis for LEU Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly // Presented at the 2005 International RERTR Meeting, Boston, USA. November 6-10, 2005. Argonne National Laboratory, 2005. https://www.rertr.anl.gov/RERTR27/PDF/S11-2 Koltochnik.pdf.

- 86. Matos J.E., Stevens J.G., Feldman E.E., Stillman J.A., Dun F.E., Kalimullah K., Marques J.G., Barradas N.P., Ramos A.R., Kling A. Core conversion analyses for the Portuguese research reactor // Presented at the 2006 International RERTR Meeting, Cape Town, Republic of South Africa. November 2, 2006. Argonne National Laboratory, 2014. https://www.rertr.anl.gov/RERTR28/PDF/S5-2 Matos.pdf.
- 87. Анализ безопасности эксплуатации исследовательского реактора ВВР-СМ. - Инв. № 1/431-6. – Ташкент, 2017. – 125 с.

СПИСОК УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ, ЕДИНИЦ, СИМВОЛОВ И ТЕРМИНОВ

ИЯР - исследовательский ядерный реактор

ВВР-СМ – водо-водяной реактор серийный модернизированный

а.з. – активная зона

ТВС – тепловыделяющая сборка

твэл – тепловыделяющий элемент

ВОТ – высокообогащённое топливо

ВОУ - высокообогащенный уран

НОТ - низкообогащённое топливо

НОУ - низкообогащенный уран

ОТВС – отработанная тепловыделяющая сборка

ГЭК - горизонтальный экспериментальный канал

КГО ТВС - контроль герметичности оболочек тепловыделяющих сборок

КС – компенсирующий стержень

АЗ – стержень аварийной защиты

РО – регулирующий орган

АР - стержень автоматического регулирования

СУЗ – система управления защитой

КЗНК - коэффициент запаса до начала кипения

ПБЯ – правила ядерной безопасности эксплуатации ядерного реактора ВВР-

СМ Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан

RERTR - Reduced Enrichment for Research and Test Reactors - снижение обогащения топлива для исследовательских и тестовых реакторов

PIE - Post Irradiation Examination - пострадиационное обследование

1 доллар (\$) реактивности равен 1 β_{3d} =0,76%

ТОБ – Техническое обоснование безопасности эксплуатации реактора