### НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ МИНИСТЕРСТВО ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

На правах рукописи УДК 621.039

## ШАЙМЕРДЕНОВ АСЕТ АБДУЛЛАЕВИЧ

## РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РЕЖИМОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

01.04.01 – Приборы и методы экспериментальной физики

**ДИССЕРТАЦИЯ** 

на соискание ученой степени доктора философии (PhD) по техническим наукам

Научный руководитель: Шаманин Игорь Владимирович,

доктор физико-математических наук, профессор

## оглавление

ВВЕДЕНИЕ	7
ГЛАВА І. ВЫБОР КОНФИГУРАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ С	
НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ	21
§ 1.1. Состояние работ по конверсии исследовательских реакторов в	
МИРЕ	21
§ 1.2. Технический подход и методы исследований	28
§ 1.3. ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ	36
§ 1.4. ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТАНОВОК	39
§ 1.4.1. Критический стенд	39
§ 1.4.2. Гидравлический стенд	41
§ 1.4.3. Исследовательский реактор ВВР-К	43
§ 1.5. МОДЕЛИРОВАНИЕ РАЗНЫХ КОНФИГУРАЦИЙ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРА	
ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ	49
§1.5.1. Рассмотренные варианты активных зон и их анализ	51
Выводы по главе:	64
ГЛАВА II. РЕСУРСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ	
ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ И АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ	
РЕЗУЛЬТАТОВ	65
§ 2.1. Конструкция облучательного устройства	66
§2.2. ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЙ	
опытных ТВС	67
§2.2.1. Характеристики смешанной активной зоны реактора BBP-К	67
§ 2.2.2. Проведение физических измерений на гидравлическом стенде	76
§2.3. Результаты ресурсных испытаний	78
§2.3.1. Первый этап	78
§ 2.3.2. Второй этап	83
§ 2.3.3. Третий этап	85
§ 2.3.4. Анализ результатов испытаний опытных ТВС	87

§ 2.3.5. Послереакторные исследования опытных ТВС	90
Выводы по главе	93
ГЛАВА III. АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫБРАННОЙ КОНФИГУРАЦИИ	1
АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ	
УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ	95
§3.1. Обоснование теплофизической безопасности эксплуатации	
РЕАКТОРА <b>ВВР-К</b> С НОВОЙ КОНФИГУРАЦИЕЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И НОВОЙ	
конструкцией ТВС	95
§3.2. Анализ аварийных ситуаций 1	104
§ 3.2.1. Полная блокировка зазоров между твэлами наиболее	
энергонапряженной ТВС (запроектная авария) I	105
§ 3.2.2. Разрыв трубопровода первого контура (проектная авария) 1	115
Выводы по главе 1	122
ГЛАВА IV. ПОЛНОМАСШТАБНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА	
КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ ФИЗИЧЕСКОГО	
ПУСКА РЕАКТОРА ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ	
ТОПЛИВОМ 1	123
Выводы по главе 1	131
ЗАКЛЮЧЕНИЕ 1	132
СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ 1	135
ПРИЛОЖЕНИЕ 1 1	149
ПРИЛОЖЕНИЕ 2 1	151
ПРИЛОЖЕНИЕ 3 1	153
ПРИЛОЖЕНИЕ 4 1	158
ПРИЛОЖЕНИЕ 5 1	60
ПРИЛОЖЕНИЕ 6 1	61
ПРИЛОЖЕНИЕ 7 1	65
ПРИЛОЖЕНИЕ 8 1	66
ПРИЛОЖЕНИЕ 9 1	167

ПРИЛОЖЕНИЕ 10	8
---------------	---

### ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

- ИР исследовательский реактор
- АР автоматический регулятор
- КО компенсирующий орган
- АЗ аварийная защита
- ЭТВС экспериментальная тепловыделяющая сборка
- ТВС тепловыделяющая сборка
- ВВР-К водо-водяной реактор-Казахстанец
- РО рабочий орган
- СУЗ система управления и защиты
- ВВР-Ц название ТВС с высокообогащенным урановым топливом
- BBP-КН название ТВС с низкообогащенным урановым топливом
- **RERTR** международная программа по снижению топлива
- исследовательских и материаловедческих реакторов
- РР рабочий регулятор
- MCNP Monte-Carlo N-particle
- MCU Monte-Carlo Universal
- РГП Республиканское государственное предприятие
- МВт Мегаватт
- НИОКР научно-исследовательская и опытно-конструкторская работа
- ПБЯ правила ядерной безопасности
- ГЦН главный циркуляционный насос
- ДПЗ датчик прямого заряда

#### **ВВЕДЕНИЕ**

Актуальность и востребованность темы диссертации. После развала Советского союза Казахстану досталось военное наследие в виде арсенала ядерного оружия и Семипалатинского испытательного полигона. Указом Президента Казахстана № 409 от 29 августа 1991 года Семипалатинский испытательный полигон, где проводились испытания ядерного оружия, был закрыт. С этого времени Казахстан добровольно отказался от ядерного оружия и стал позиционировать себя как страна, которая развивает только мирное использование атомной энергии. Как известно, исследовательские реакторы являются основными потребителями высокообогащенного топлива, который может быть применен в военных целях. В этой связи в конце 1970-х годов специалисты в области ядерного топливного цикла начали настойчиво рекомендовать конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо (менее 20% по урану-235). В 1978 году в США была учреждена программа снижения обогашения топлива В исследовательских и материаловедческих реакторах (Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, RERTR). Программа RERTR получила широкое международное признание и поддержку и осуществлялась в рамках Инициативы по глобальному уменьшению угрозы (Global Threat Reduction Initiative, GTRI).

В Казахстане эксплуатируются три исследовательских реакторах и один критический стенд, в которых используется высокообогащенное урановое топливо. Одним из этих реакторов является реактор ВВР-К, расположенный вблизи г.Алматы. В соответствии со Стратегическим планом<sup>1</sup> развития Республики Казахстан до 2025 года, а также в рамках международных обязательств по нераспространению ядерных материалов и технологий в 2003 году в Институте ядерной физики Республики Казахстан

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Указ Президента Республики Казахстан № 636 от 15 февраля 2018 г.«Стратегический план развития Республики Казахстан до 2025 года»

были начаты работы по изучению возможности конверсии реактора BBP-К низкообогащенное топливо. При на урановое простом замещении высокообогащенного низкообогащенный урана на ожидается снижение/ухудшение рабочих характеристик реактора, а это приведет к увеличению эксплуатационных расходов. Уменьшится реактивность топливной загрузки активной зоны, уменьшится глубина выгорания 235U и возрастет стоимость топлива, и это приведет к увеличению размеров активной зоны, a, следовательно, уменьшится отношение величины нейтронного потока к единице мощности, т.е. снизится эффективность реактора. Поэтому при переводе реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо был проведен полный цикл расчетно-экспериментальных исследований, начиная от оценки практической возможности и заканчивая экспериментальным моделированием условий эксплуатации новой ТВС в реакторе BBP-К и физического пуска реактора на критическом стенде. Для конверсии реактора BBP-К была разработана новая конструкция TBC, которая была названа ТВС ВВР-КН.

Любой ядерный реактор является потенциально опасной установкой по радиационному воздействию на население, персонал и окружающую среду, и вопросы, связанные с обеспечением его безопасности, являются актуальными и приоритетными во всем мире. Не исключением является и Казахстан, где исследования, направленные на обеспечение ядерной и радиационной безопасности объектов энергетики Республики, атомной являются актуальными. Актуальность настоящей работы заключается в обосновании безопасности эксплуатации реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом и получении новых данных о работоспособности ТВС ВВР-КН полученных путем ее математического и физического моделирования в активной зоне реактора BBP-К.

Исследования, проведенные в данной диссертационной работе, соответствуют задачам, предусмотренным в Указе Президента Республики

Казахстан № 636 «Стратегический план развития Республики Казахстан до 2025 года» от 15 февраля 2018 года, Законах Республики Казахстан № 407-IV «О науке» от 18 февраля 2011 года, № 146-IV «О государственной поддержке инновационной деятельности» от 30 марта 2009 года, а также в других нормативно-правовых документах, принятых в данном направлении.

Соответствие исследования с приоритетными направлениями развития науки и технологий республики. Диссертационное исследование выполнено в соответствии с приоритетными направлениями развития науки и технологий в Республике Казахстан «Энергетика и машиностроение».

Степень изученности проблемы. Начиная с 1978 года, в рамках международной программы RERTR более пятидесяти реакторов были переведены на топливо с обогащением по урану-235 менее 20%. Для исследовательских реакторов Венгрии, Украины, Вьетнама, Чехии, Узбекистана, Ливии, Болгарии, Северной Кореи на Новосибирском заводе химконцентратов (H3XK) организовано производство TBC типа BBP-M5 и TBC типа ИРТ-4M с топливом, обогащение которого по урану-235 ниже 20%.

Россия располагает наибольшим количеством исследовательских реакторов, работающих на высокообогащенном урановом топливе, и задача минимизации использования такого топлива для нее также является актуальной. В декабре 2010 года между Росатомом и Министерством энергетики США было подписано Соглашение о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских исследовательских реакторов: Аргус, ИР-8, ОР, ИРТ-МИФИ (г. Москва), МИР.М1 (г. Димитровград) и ИРТ-Т (г. Томск). Но в настоящее время в связи с политической конъюнктурой эти работы приостановлены.

В Республике Узбекистан исследовательский реактор ВВР-СМ, который расположен в п.Улугбек, вблизи г.Ташкент в 2009 году был переведен на низкообогащенное урановое топливо. Для конверсии реактора была выбрана ТВС типа ИРТ-4М, с обогащением 19,7% по урану-235. В

США можно отметить перевод следующих реакторов: реактор В университете Висконсин (UWNR, University of Wisconsin Nuclear Reactor); peaktop NRAD (Neutron radiography reactor) национальной лаборатории Айдахо; реактор MURR университета Миссури (University of Missouri Research Reactor center). В Европе, например, были конвертированы следующие исследовательские реакторы: реактор MARIA (Польша), реактор LVR-15 (Чехия), реактор ВВРС-М10 (Венгрия); в Японии исследовательский peaktop JRR-4 (Japan Research Reactor) и материаловедческий реактор JMTR (Japan Material Testing Reactor); в Ливии был переведен на низкообогащенное урановое топливо реактор ИРТ-1, в Аргентине – реактор RA-6.

Большинство из вышеперечисленных реакторов сохранили свои рабочие характеристики после конверсии. Некоторые из них, в настоящее время остановлены или выведены из эксплуатации, но это, как правило, связано с политическими решениями той страны, где они расположены (отказ от атомной энергетики, завершение ресурса работы реактора, финансовые трудности, нехватка финансирования обеспечения ДЛЯ безопасности соответствии реактора В с новыми нормативными исследовательских требованиями И т.д.). Конверсия существующих реакторов позволяет обновить и модернизировать основные системы реактора, привести системы и документацию в соответствии с современными международными и национальными нормативными требованиями, которые периодически ужесточаются, а это является актуальным и востребованным, так как большинство существующих исследовательских реакторов эксплуатируются уже более 40 лет. В целом, можно констатировать, что перевод реактора на низкообогащенное топливо делает его новой установкой с новыми возможностями.

Связь диссертационного исследования с планами научноисследовательских работ научно-исследовательского учреждения, где выполнена диссертация. Диссертационное исследование выполнено в

рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» 02.03 «Разработка по темам методов, обеспечивающих ядерную и радиационную безопасность объектов атомной энергетики и промышленности Республики Казахстан» (2004-2008), 02.02 «Исследования в обеспечение ядерной и радиационной безопасности объектов атомной энергетики Республики Казахстан» (2009-2014), 01.04 «Конверсия активной зоны реактора ВВР-К на топливо пониженного обогащения» (2015-2017), а также в рамках международной программы по снижению обогащения топлива исследовательских и материаловедческих реакторов (Reduced enrichment for research and test reactors - RERTR).

Целью исследования является расчетно-экспериментальное обоснование безопасной эксплуатации реактора ВВР-К с новой конструкцией ТВС ВВР-КН и подтверждение предполагаемого улучшения эксплуатационных и экспериментальных характеристик реактора.

#### Задачи исследования:

разработать новую компоновку активной зоны реактора ВВР-К на базе ТВС ВВР-КН, с которой эксплуатационные и экспериментальные характеристики реактора улучшаются;

провести математическое моделирование эксплуатационных режимов работы реактора ВВР-К с новой ТВС с низкообогащенным урановым топливом;

обосновать безопасность проведения ресурсных испытаний опытных ТВС ВВР-КН в активной зоне ректора ВВР-К;

провести физическое моделирование условий в реакторе ВВР-К для достижения проектных характеристик новой конструкции ТВС с низкообогащенным урановым топливом;

обосновать безопасность реактора ВВР-К при стационарном и переходном режимах эксплуатации;

провести моделирование физического пуска реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом на критическом стенде для подтверждения результатов математического моделирования.

Объектом исследования является активная зона реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом.

**Предметом исследования** является новая конструкция TBC с пониженным обогащением по урану-235, которая была специально разработана для конверсии исследовательского реактора BBP-K.

исследований. При проведении нейтронно-физических Методы расчетов использовались компьютерные коды MCNP и MCU-REA, в которых Монте-Карло метод ДЛЯ решения уравнения применяется переноса нейтронов; теплофизические расчеты для стационарного состояния реактора проведены с использованием компьютерных кодов PLTEMP и ASTRA, переходных процессов – PARET; эксперименты на критическом стенде по определению нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора в режиме физического пуска; ресурсные испытания опытной партии TBC с низкообогащенным урановым топливом в активной зоне реактора BBP-К.

Научная новизна исследования заключается в следующем:

предложен алгоритм выбора оптимальной конфигурации активной зоны реактора;

предложена научно-техническая методология обоснования безопасности реактора при его конверсии;

установлена экспериментальная зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от числа загруженных ТВС ВВР-КН при наборе критической массы;

проведена верификация нейтронно-физических характеристик смешанной активной зоны реактора с ТВС ВВР-КН и ТВС ВВР-Ц, на основе сопоставления с экспериментальными данными.

Практические результаты исследования заключаются в следующем:

обоснованы пределы и условия безопасной эксплуатации реактора ВВР-К при разных режимах работы;

разработан и изготовлен экспериментальный стенд для проведения теплогидравлических измерений;

впервые получены экспериментальные данные о работоспособности ТВС ВВР-КН;

разработаны отчеты по анализу безопасности реактора ВВР-К при проведении ресурсных испытаний опытных ТВС и конвертированной активной зоне;

показана возможность моделирования в активной зоне бакового реактора условий для достижения проектных характеристик ТВС с большим удельным энерговыделением;

установлено влияние бериллиевого отражателя на долю запаздывающих нейтронов в активной зоне реактора;

изготовлен экспериментальный облучательный канал из бериллия;

разработан и отработан порядок набора критической массы при физическом пуске реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом.

Достоверность результатов исследования обосновывается проведением экспериментальных исследований с применением современных методов и средств измерений, а также с применением расчетных моделей, верифицированных по многочисленным экспериментам. Выполненная автором диссертационная работа и полученные при этом результаты соответствуют современному научно-техническому уровню, теоретические результаты получены с использованием проверенного широкого круга математического аппарата, отличаются комплексным подходом, выводы не противоречат общепринятым представлениям.

Научная и практическая значимость результатов исследования. Научная значимость результатов определяется тем, что получены научные данные об изменении основных характеристик реактора при его конверсии.

Результаты будут интересны научным коллективам, занимающимся обоснованием перевода исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо.

Практическая значимость результатов исследования заключается в том, что впервые получены экспериментальные данные о работоспособности ТВС BBP-КН и обоснованы пределы и условия безопасности реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом при разных режимах эксплуатации. Полученные данные позволят усовершенствовать технологию изготовления TBC с целью увеличения их ресурса и будут интересны заводу-изготовителю TBC. Методология обоснования безопасности реактора будет интересна организациям, эксплуатирующим аналогичные реакторы, которые планируются перевести на низкообогащенное топливо.

Внедрение результатов исследования. На основе полученных результатов по расчетно-экспериментальному обоснованию эксплуатационных режимов активной зоны реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом:

предложенные алгоритм выбора оптимальной конфигурации активной зоны реактора и научно-техническая методология обоснования безопасности реактора были использованы для обоснования безопасности перевода ядерных установок (исследовательского реактора BBP-К и критического стенда) Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан на низкообогащенное урановое топливо в рамках международных обязательств Республики Казахстан (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан №34-15.08-12/1191 от 19.09.2019). Использование полученных результатов позволило обосновать безопасность исследовательского реактора BBP-K перевода на низкообогащенное урановое топливо;

полученные результаты о рабочих характеристиках ТВС ВВР-КН, о зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов от числа

TBC BBP-KH, верификации загруженных нейтронно-физических характеристик смешанной активной зоны реактора с ТВС ВВР-КН и ТВС ВВР-Ц были использованы для проведения радиационных испытаний топлива и конструкционных материалов ядерных реакторов в Институте ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан в рамках государственной научно-технической программы (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан №34-15.08-12/1191 от 19.09.2019). Использование полученных результатов позволило подтвердить безопасность эксплуатационных режимов реактора BBP-К с топливом пониженного обогащения.

Апробация результатов исследования. Результаты исследования докладывались и обсуждались на 17 международных научно-практических конференциях.

Опубликованность результатов. По теме диссертации опубликовано 28 научных работ, из них 8 научных статей в международных научных журналах, рекомендованных Высшей аттестационной комиссией Республики Узбекистан для публикации основных научных результатов диссертаций.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка использованной литературы, приложений. Объем диссертации составляет 170 страниц.

#### Список опубликованных работ.

Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Первый этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы // Вопросы атомной науки и техники (серия Физика ядерных реакторов). – Москва (Россия), 2012. – №3. – С. 74-80. (01.00.00. №17)

- Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л. В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А., Шаманин И.В. Результаты испытаний опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К // Известия Томского политехнического университета. Серия Техника и технологии в энергетике. – Томск (Россия), 2014. –№ 4 (325). - С.6-15 (№3. Scopus; IF=0,43)
- Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А., Шаманин И.В. Изменение конфигурации активной зоны исследовательского реактора ВВР-К с целью повышения энергонапряженности экспериментальных топливных сборок при их ресурсных испытаниях // Известия высших учебных заведений. Серия Физика. – Томск (Россия), 2015. - №2/2 (58). - С.184-190. (№3. Scopus; IF =0,625)
- Шаймерденов А. А., Аринкин Ф. М., Гизатулин Ш. Х., Дюсамбаев Д. С., Колточник С. Н., Чакров П. В., Чекушина Л. В., Шаманин И. В. Пуск и нейтронно-физические характеристики критического стенда РГП «Институт ядерной физики» РК с низкообогащенной активной зоной // Альтернативная энергетика и экология. – Саров,2015. -№23. – С.51-59. (01.00.00. № 9)
- Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К // Атомная энергия. – Москва (Россия), 2017. - №1(123). – С.15-20. (№ 1. Web of Science, IF =0.562).
- Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 50 лет исследовательскому реактору ВВР-К // Ядерная физика и инжиниринг. – Москва, 2017. - № 5(8). – С. 413–418. (01.00.00. №57)

- Шаймерденов А.А., Шаманин И.В., Прибатурин Н.А., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплофизическое обоснование проведения ресурсных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН в реакторе ВВР-К // Альтернативная энергетика и экология. – Саров, 2018. -№10-12(258-260). – С.23-33. (01.00.00. № 9)
- Shaimerdenov A.A., Nakipov D.A., Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Chakrov P.V., Kenzhin Ye.A. The 50th Anniversary of the WWR-K Research Reactor // Physics of Atomic Nuclei. Moscow, 2018. Vol. 81, No 10.- pp. 1–4. (№3. Scopus; IF=0,458)
- Шаймерденов А.А. Создание расчетных моделей для реактора ВВР-К // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2009. – № 2. - С.107-112.
- 10.Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР BBP-К при испытаниях опытных ТВС // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. - Курчатов (Казахстан), 2010. – № 4 (44). -C.54-59.
- 11.Шаймерденов А.А.Стенд для исследования гидравлических характеристик макетов тепловыделяющих сборок / Шаймерденов А.А., Бейсебаев А.О., Блынский П.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Киселев К.С., Колточник С.Н. // Научный журнал «Мир научных исследований». – Астана (Казахстан), 2011. – № 8-9 (50-51). - С.32-36.
- 12.Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Результаты начала испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора BBP-К // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. Курчатов (Казахстан), 2011. № 4(48). С.127-131.

- 13.Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Блынский П.А., Дюсамбаев Д.С., Романова Н.К., Чекушина Л.В. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным топливом // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. - Курчатов (Казахстан), 2012. – № 3 (51). - С.7-12.
- 14. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Второй этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К результаты и выводы // Ядерная и радиационная физика: Материалы 9-й международной конференции. Алматы, 2013. С.39
- 15.Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Результаты ресурсных реакторных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН с топливом пониженного обогащения // Безопасность исследовательских ядерных установок: Материалы международной конференции. Димитровград, 2014. С.96.
- 16.Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Hanan N., Garner P., Roglans-Ribas J. Results of the trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor // Research Reactor Fuel Мапаgement: Материалы международной конференции. Любляна, 2014. С.227-233
- 17.Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Hanan N., Garner P., Roglans-Ribas J. Current Status of Conversion at the WWR-K Research Reactor // Reduced Enrichment Research and Test Reactor : Материалы международной конференции. Вена, 2014. С.31-32
- 18.Shaimerdenov A., Arinkin F., Beisebayev A., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S. New Core with Low-Enriched Uranium Fuel at the

Kazakhstan Critical Facility // IAEA Technical Meeting on Enhanced Utilization of Zero Power Reactors and Subcritical Assemblies and IGORR 2014: Материалы международной конференции. – Барилоче (Аргентина), 2014. – С.1-7

- 19. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Shaimerdenov A. Analysis of Steady States and Transients for WWR-K reactor with LEU fuel// Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. Сеул (Корея), 2015. С.26
- 20.Shaimerdenov A.A., Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh. Kh., Koltochnik S.N. Physical and Power Start-up of WWR-K Research Reactor with LEU Fuel // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. Антверпен (Бельгия), 2016. С.8.
- 21.Shaimerdenov A.A., Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Nakipov D.A. Conversion of WWR-K Research Reactor // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. Антверпен (Бельгия), 2016. С.6
- 22.Шаймерденов А.А., Колточник С.Н., Шаманин И.В. Определение энерговыделения в самой энергонапряженной ТВС ВВР-КН с НОУ топливом// Материалы IV-й Международной научной конференции молодых ученых, аспирантов и студентов «Изотопы: технологии, материалы и применение» (ИТМП-2017), 30 октября 3 ноября 2017. Томск (Россия), 2017. С.65.
- 23.Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 50 лет исследовательскому реактору ВВР-К // Материалы Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», посвященного 60-летию Института ядерной физики, 12-15 сентября 2017 г. – Алматы (Республика Казахстан), 2017. - С.405.

- 24.Гизатулин Ш Х, Батырбеков Г.А., Аринкин Ф М, Шаймерденов А.А., Бейсебаев А.О., Колточник С.Н., Чекушина Л.В., Романова Н.К., Дюсамбаев Д.С., Накипов Д.А., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 45 лет критическому стенду // Материалы Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», посвященный 60-летию Института ядерной физики, 12-15 сентября 2017 г. – Алматы (Республика Казахстан), 2017. - С.406.
- 25.Shaimerdenov A.A., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Arinkin F.M., Nakipov D.A., Kenzhin Ye.A. First One-Year Operation of the WWR-K Research Reactor with LEU Fuel // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. – Чикаго (США), 2017. – С.10
- 26.Сайранбаев Д.С., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Кенжин Е.А. Динамика изменения кинетических параметров активной зоны ИР ВВР-К с низкообогащенным топливом при постепенной замене водяного отражателя на бериллиевый // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. Курчатов (Казахстан), 2018. №1(73). С.114-119
- 27.Колточник С.Н., Сайранбаев Д.С., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А. Сравнение спектра нейтронов в реакторе ВВР-К с высокообогащенным и низкообогащенным топливом // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – Курчатов (Казахстан), 2018. - №4. - С.14-17
- 28.Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Chekushina L., Arinkin F., Nakipov D., Chakrov P., Kenzhin Ye. Conversion project of the WWR-K research reactor: summary of activities // Reduced Enrichment Research and Test Reactor: Материалы международной конференции. Эдинбург (Шотландия), 2018. С.6

# ГЛАВА І. ВЫБОР КОНФИГУРАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

# § 1.1. Состояние работ по конверсии исследовательских реакторов в мире

Исследовательские реакторы, включая критические и подкритические стенды, являются уникальным инструментом исследования в различных областях науки и техники, которые сыграли решающую роль в получении фундаментальных и прикладных знаний в области ядерной физики. Без них было бы невозможным развитие ядерной энергетики в мире. По данным МАГАТЭ на сегодняшний день в мире построено 774 исследовательских ядерных установок (ИЯУ) различных типов и различной мощности [1]. Из них в эксплуатации находятся 246 ИЯУ, строятся 7, планируются построить 11. ИЯУ применяют для решения задач фундаментальной науки, ядерной энергетики, медицины и биологии.

Современная ситуация в мире характеризуется массой проблем, одной из которых является терроризм, приобретающий все более организованный вид, обладающий мощной финансовой, кадровой и технической базой. В настоящее время все эксперты пришли к одному мнению, что для современного терроризма задача создания ядерных взрывных устройств простой конструкции не является неразрешимой, при наличии делящихся материалов. Одним из возможных источников таких делящихся материалов являются гражданские исследовательские реакторы, в которых применяется высокообогащенный уран (ВОУ) в качестве топлива.

С самого начального этапа создания парка ИЯУ основным приоритетом для исследователей и конструкторов являлось получение в экспериментальных каналах наибольшей величины плотности нейтронного потока с одновременной минимизацией мощности реактора. Достижение максимального значения этого параметра требует минимизации объема активной зоны ИР и использования уранового топлива с максимально По обогашением. этой большинство ИР возможным причине, конструировались с использованием топлива, обогащение которого достигало 90% по U<sup>235</sup>. Многие исследовательские реакторы были построены в период 1950 – 1970 гг., когда еще терроризм не был актуальной проблемой всего человечества.

В конце 70-х годов, как в США, так и в СССР, появилось понимание того, что поставки топлива для ИЯУ на основе высокообогащенного урана (ВОУ) в другие страны создает вполне определенные риски для режима нераспространения ядерного оружия, поскольку основное потребление ВОУ в гражданских целях осуществляется в этих реакторах.

В этой связи в конце 1970-х годов специалисты в области ядерного топливного цикла начали настойчиво рекомендовать конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо. В итоге, в 1978 году в США была учреждена программа снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах (Reduced Enrichment Research and Test Reactors, RERTR). В 1993 году США договорились с РФ о возобновлении усилий по конверсии этих реакторов, включая разработку уранового топлива высокой плотности с обогащением 19,7% по урану-235.

В СССР реализовывалась программа по снижению уровня обогащения ВОУ-топлива до 36% в исследовательских реакторах, поставленных во многие страны мира. К сожалению, вследствие распада СССР эта программа не была завершена.

Программа RERTR получила широкое международное признание и поддержку и осуществлялась в рамках Инициативы по глобальному уменьшению угрозы (Global Threat Reduction Initiative, GTRI), запущенной Министерством энергетики США в 2004 году. В настоящее время работы выполняются в рамках программы M3 – Material Management and Minimization (M3) Reactor Conversion Program.

При оценке практических возможностей перевода существующих исследовательских реакторов на использование топлива с низкообогащенным ураном должны приниматься во внимание следующие три фактора [2; с. 20-24]:

- запас безопасности и надежность топлива не должны быть ниже, чем для существующих в настоящее время конструкций, основанных на применении высокообогащенного топлива;
- не должны выдвигаться требования существенного изменения конструкции реактора;
- не должно быть превышения допустимых потерь рабочих характеристик реактора (т.е. потока нейтронов на единицу мощности) и увеличения эксплуатационных расходов.

Простое замещение низкообогащенным ураном, высокообогащенного топлива приведет к снижению рабочих характеристик активной зоны реактора и не сможет обеспечить удовлетворение вышеуказанных требований. Уменьшится реактивность топливной загрузки активной зоны, уменьшится глубина выгорания <sup>235</sup>U и возрастет стоимость топлива, и придется увеличить размеры активной зоны, а, следовательно, уменьшить отношение величины нейтронного потока к единице мощности. Поэтому ученые по всему миру проводят НИОКР новых композиций топлива, прежде всего высокоплотного топлива, для избегания потери рабочих характеристик реактора после его конверсии.

В настоящее время для ИР Венгрии, Украины, Вьетнама, Чехии, Узбекистана, Ливии, Болгарии, Северной Кореи на Новосибирском заводе химконцентратов (НЗХК, Россия) организовано производство ТВС типа ВВР-М5 и ТВС типа ИРТ-4М с топливом, обогащение которого по урану-235 ниже 20%.

Россия располагает наибольшим количеством ИР, работающих на ВОУ, и задача минимизации использования ВОУ для нее также является

актуальной. В декабре 2010 года между Росатомом и Министерством Энергетики США было подписано Соглашение о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских ИР: Аргус, ИР-8, ОР, ИРТ-МИФИ (г. Москва), МИР.М1 (г. Димитровград) и ИРТ-Т (г. Томск) [3]. Но в настоящее время в связи с политической конъюнктурой эти работы приостановлены.

Ha сегодняшний день постсоветском пространстве на на низкообогащенное переведен BBP-CM, топливо реактор который расположен в п.Улугбек, вблизи г.Ташкент (Республика Узбекистан) [4; с.1-25]. Тепловая мощность реактора составляет 10 МВт. Используемое обогащение топлива по урану-235 перед конверсией реактора в 2009 году составляло 36% [5; с.57-68, 6; с.57-68]. Для конверсии реактора была выбрана ТВС типа ИРТ-4M, с обогащением 19,7% по урану-235 [7; с.422-428, 8; с.269-273, 9; с.339-343]. Топливной композицией является диоксид урана. Толщина твэла составляет 1,6 мм. Плотность урана – 2,8 г/см<sup>3</sup>. До конверсии реактора, активная зона состояла из 18 ТВС ИРТ-3М и бериллиевого отражателя, а после конверсии реактора – 20 ТВС ИРТ-4М. Перед полной заменой топлива в активной зоне были проведены ресурсные испытания четырех ТВС ИРТ-4М с обогащением 19,7% по урану-235, в которых было достигнуто выгорание урана-235 ~60%. По результатам этих испытаний, ТВС ИРТ-4М была рекомендована для перевода реактора ВВР-СМ на низкообогащенное В результате эксплуатационные топливо. И экспериментальные характеристики реактора были сохранены и обеспечена его безопасная эксплуатация [10; с.1-8, 11; с.2-8].

Программа RERTR охватывает конверсию ИР во всем мире, и в настоящее время более 50 ИР уже переведены на низкообогащенное топливо. В качестве примеров можно рассмотреть следующие проекты по конверсии ИР, находящиеся в дальнем зарубежье:

ИР университета Висконсин (UWNR, University of Wisconsin Nuclear Reactor). Тепловая мощность реактора составляет 1 МВт. Тип реактора - бассейновый реактор типа TRIGA (Training Research, Isotopes, General Atomics). Это один из пяти реакторов TRIGA находящихся в США конверсия которых была начата в 2004 году. Исходное обогащение топлива по урану-235 составляло 70%. В 2009 году начата эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом. Топливной композицией выбран уранциркониевый гидрид (UZrH) [12; с.59-70].

ИР NRAD (Neutron radiography reactor) национальной лаборатории Айдахо (США). Тепловая мощность реактора составляет 250 кВт. Тип реактора – баковый, типа TRIGA. Перевод реактора осуществлен с 70% на 19,7 % обогащения по урану-235. Топливной композицией является уранциркониевый гидрид с эрбиевым поглотителем (UZrH-Er). В 2010 году начата эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом [13; с.5-56, 14; с.6-150].

ИР MURR университета Миссури (University of Missouri Research Reactor center). Реактор расположен в США и тепловая мощность реактора составляет 10 МВт. Тип реактора – бассейновый. Перевод реактора осуществлен с дисперсионного уран-алюминиевого топлива UAl<sub>x</sub> с обогащением 93% по урану-235 на монолитное уран-молибденовое топливо U-10Mo с обогащением - 19,75 %. Активная зона состоит из 8 ТВС. В конвертированной активной зоне возможно достижение более глубокого выгорания урана в топливе, что улучшает экономические показатели реактора, а в целом основные характеристики реактора были сохранены [15; с.1-10].

ИР MARIA в Польше. Тепловая мощность реактора составляет 30 МВт. Тип реактора – бассейновый. Перевод реактора осуществлен с диоксида урана (UO<sub>2</sub>) с обогащением 36% по урану-235 на уран-силицидное (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>)

топливо с обогащением – 19,75%. С 2014 года начата эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом [16; с.1-8].

ИР JRR-4 (Japan Research Reactor, Япония). Тепловая мощность реактора составляет 3,5 МВт. Перевод реактора осуществлен с уран-алюминиевого топлива UAl<sub>x</sub> с обогащением 93% по урану-235 на уран-силицидное топливо (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>) с обогащением – 19,75 %. Эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом была начата в 1998 году. После конверсии реактора, его основные характеристики были сохранены [17; с.2-11].

Материаловедческий реактор Японии (Japan Material Testing Reactor, Япония). Тепловая мощность реактора составляет 50 МВт. Тип реактора баковый. Перевод реактора осуществлен в два этапа, в начале с ураналюминиевого топлива (UAl<sub>x</sub>) с обогащением 93% по урану-235 на тоже топливо, только с обогащением 45% и далее на уран-силицидное топливо (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>) с обогащением – 19,75%. Эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом была начата с 1993 года [18; с.491-501].

ИР LVR-15 (Чехия). Тепловая мощность реактора составляет 10 МВт. Тип реактора – бассейновый. Перевод реактора осуществлен с диоксида урана, диспергированного в алюминиевую матрицу (UO<sub>2</sub>-Al) с обогащением 36% по урану-235 на аналогичную топливную композицию с обогащением – 19,7 % [19; с.1-10].

ИР ВВРС-М10 (Венгрия). Тепловая мощность реактора составляет 10 МВт. Тип реактора – баковый. Перевод реактора осуществлен с диоксида урана, диспергированного в алюминиевую матрицу (UO<sub>2</sub>-Al) с обогащением 36% по урану-235 на аналогичную топливную композицию с обогащением – 19,7 %. Эксплуатация реактора с низкообогащенным топливом была начата с 2013 года [20; с.60-67].

ИР ИРТ-1 (IRT-1, Ливия). Тепловая мощность реактора составляет 10 МВт. Тип реактора – бассейновый. Перевод реактора осуществлен с диоксида урана, диспергированного в алюминиевую матрицу (UO<sub>2</sub>-Al) с

обогащением 36% по урану-235 на аналогичную топливную композицию с обогащением – 19,7 % [21; с.16-18].

ИР RA-6, расположенный в Аргентине. Тепловая мощность реактора составляет 500 кВт. Отличием от других рассмотренных ИР является, то что OH изначально проектировался для эксплуатации низкообогащенного топлива. Но в связи с финансовыми трудностями по приобретению свежего топлива, руководство эксплуатирующей организации приняло решение использовать выгоревшее топливо (14% по урану-235) реактора RA-3 имеющие обогащение 90-93% по урану-235. В связи с небольшой мощностью реактора, скорость выгорания топлива незначительна И может использоваться долгое время. В 2007 году реактор был переведен на низкообогащенное топливо. Топливной композицией было выбрано высокоплотное уран-силицидное топливо (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>) [22; с.1-5, 23; с.1-11].

В настоящее время, В Казахстане эксплуатируются три исследовательских реактора (ВВР-К, ИВГ.1М, ИГР), обогащение топлива у которых превышает 20% по урану-235. В соответствии с последовательной политикой руководства государства ПО поддержке режима нераспространения ядерных материалов, которая отражена в выступлениях первого Президента Казахстана Н.А. Назарбаева на Глобальных саммитах по ядерной безопасности, наша страна успешно реализует практические шаги в этом направлении. Одним из мероприятий по поддержке режима нераспространения ядерных материалов являются работы по конверсии исследовательского реактора ВВР-К, расположенного вблизи г. Алматы. Одной из главных задач по конверсии реактора ВВР-К было не только эксплуатационные сохранить его основные И экспериментальные характеристики, но и улучшить их.

В целом проведенный обзор и анализ исследовательских реакторов, переведенных на низкообогащенное топливо, показал, что кроме Российской Федерации, остальные страны, имеющие гражданские исследовательские реакторы перевели или в процессе перевода своих реакторов. Для конверсии реакторов рассматриваются и выбираются как апробированные топливные композиции И конструкции TBC, так И разрабатываются новые высокоплотные топливные композиции и новые конструкции ТВС, но это приводит к необходимости решения других научно-технических проблем (производство топлива, теплофизические аспекты, связанные с большим удельным энерговыделением, обращение и утилизация нового вида топлива и т.д.). Большинство ИР сохранили свои рабочие характеристики после их конверсии. Некоторые из них выводятся из эксплуатации, но это как правило связано с политическими решениями той страны, где они расположены (отказ от атомной энергетики, завершение ресурса работы реактора, финансовые трудности, нехватка финансирования ДЛЯ обеспечения безопасности реактора в соответствии с новыми требованиями и т.д.). Конверсия существующих ИР позволяет обновить и модернизировать основные системы реакторов, привести системы и документацию в соответствии современными международными с И национальными нормативными требованиями. А это является также актуальным, так как большинство существующих ИР эксплуатируются уже более 40 лет.

В целом можно отметить, что перевод реактора на низкообогащенное топливо делает его новой установкой с новыми возможностями.

#### § 1.2. Технический подход и методы исследований

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

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

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

- для определения основных нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора применялись трехмерные расчетные коды MCU-REA [24; c.2-43, 25; c.5-8, 26; c.3-150, 27; c.55-62] и MCNP [28; c.11-741, 29; c.13-790, 30; c.5-85, 31; c.15-765], использующие для моделирования траекторий движения нейтронов метод Монте-Карло. Указанные расчетные коды имеют возможность работы с несколькими библиотеками ядерных констант [32; c.1-142, 33; c.1-142, 34; c.5-152, 35; c.47-53, 36; c.2-490], хорошо зарекомендовав себя при расчете реакторов различного типа. Перечисленные программные средства применяются на многих ядерных установках для расчетного сопровождения работ и проведения анализа безопасности;

- теплофизические характеристики активной зоны определялись с использованием кода «ASTRA» [37; с.2-24, 38; с.2-20], успешно применяемого на большинстве реакторов РФ, и кода PLTEMP-ANL, разработанного в Аргоннской Национальной Лаборатории США [39; с.2-50, 40; с.5-184]. Все эти коды верифицированы по результатам многочисленных экспериментов;

- динамика переходных или аварийных режимов работы реактора анализировалась с помощью расчетного кода PARET [41; с.5-142, 42; с.2-50], разработанного в Аргоннской Национальной Лаборатории США;

- для расчета последствий возможной радиологической аварии использован международный код RASCAL2.2 [43; с.3-52], позволяющий рассчитывать полную эффективную эквивалентную дозу (TEDE), получаемую по различным каналам утечки радиоактивности (ингаляция, атмосферные и наземные дозы, и т.д.);

- для верификации результатов теплогидравлических расчетов был разработан и изготовлен экспериментальный стенд, на котором были проведены моделирующие эксперименты [44; с.32-36];

- физический пуск реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом был смоделирован и отработан на критическом стенде.

Нейтронно-физические характеристики ТВС и активной зоны (К<sub>эфф</sub>, эффективности органов СУЗ, плотности потока нейтронов, кампании и т.д.) в целом определялись с помощью программных средств:

- MCU-REA – предназначена для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов. Уравнение переноса нейтронов решается методом Монте-Карло, на основе оцененных ядерных данных для систем с трехмерной геометрией.

Программа позволяет учитывать эффекты непрерывного изменения энергии при столкновениях, а также как непрерывную, так и ступенчатую сечений энергии. Расчеты зависимость от могут проводиться С использованием спектра деления мгновенных и запаздывающих нейтронов. В области неразрешенных резонансов сечения вычисляются по подгрупповым параметрам или с использованием f-факторов Бондаренко. В области разрешенных резонансов допускается как подгрупповое, так и поточечное описание сечений. Сечения наиболее важных нуклидов описываются "бесконечным" числом точек, так как при моделировании в каждой энергетической точке они вычисляются по резонансным параметрам. Такая схема позволяет проводить расчеты непосредственно с использованием данных по резонансным параметрам без предварительной подготовки таблиц сечений И оценивать температурные эффекты через аналитические зависимости сечений от температуры. Моделирование столкновений в области термализации проводится по выбору пользователя либо В многогрупповом приближении, либо по модели непрерывного изменения энергии с учетом корреляций между изменением энергии и угла при

рассеянии. В обоих случаях учитываются химические связи, тепловое движение ядер и когерентные эффекты для упругого рассеяния.

Программа MCU-REA позволяет рассчитывать трехмерные системы практически любой сложности. Методом комбинаторной геометрии системы булевские комбинации описываются как набора простых тел. В распоряжении пользователя имеются 13 типов тел (цилиндры, конус, шар, параллеленинеды и т.д.). Описание геометрии и граничных условий облегчается возможностью использования симметрии системы и заданием решеток, получаемых размножением некоторых исходных элементов. В решетки могут включаться неоднородности как аппликации. Каждой геометрической зоне пользователь приписывает ряд атрибутов: номер материала, номер регистрационной зоны, номер регистрационного объекта и пр. Для решеток эти атрибуты могут генерироваться автоматически с использованием минимальной информации, задаваемой пользователем.

Код MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCUDAT – позволяет выполнять два типа расчетов – нейтронный, в котором рассчитываются К<sub>эфф</sub>, плотность потока нейтронов и расчет изменения изотопного состава топлива или поглотителей нейтронов в процессе кампании реактора. Оба типа расчетов взаимосвязаны, т.е. результаты расчетов выгорания топлива можно ввести в качестве исходных данных в нейтронный расчет. В расчете выгорания участвуют 282 изотопа. В библиотеке имеются константы для десяти поглотителей нейтронов (бор, диспрозий, европий, гадолиний и т.д.), которые могут участвовать в расчете как выгорающие поглотители.

- МСNР - для расчета основных функционалов в трехмерной геометрии. Программный код МСNР применяется для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и др.) в материальных системах с использованием метода Монте-Карло. При расчетах использовалась библиотека сечений взаимодействия нейтронов с веществом ENDF/B-VII и ENDF/B-VIII. Код предназначен для

решения задач в области физики ядерных реакторов, радиационной защиты, дозиметрии, радиографии, радиационной медицины и ядерной безопасности. Пользователь имеет возможность моделировать геометрические трехмерные конфигурации, задавая математические уравнения ограничивающих их поверхностей первой, второй и четвертой степени, и их заполнение произвольным материалом, задавая концентрации ядер элементов, входящих в состав вещества. MCNP разработан в Лос-Аламосской Национальной Лаборатории США.

Теплофизические характеристики определялись с помощью программных средств:

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

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

- PARET-ANL – программа предназначена для прогнозирования и анализа хода и последствий переходных процессов в активной зоне исследовательских и материаловедческих реакторов (Program for the Analysis of REactor Transients).

Код обеспечивает совместную тепловую, гидродинамическую И точечную кинетику реактора. Активная зона может быть представлена в виде разных областей (от одного до четырех). Каждая область может иметь различную выработку энергии, массовый расход охлаждающей жидкости и гидравлические параметры, которые представлены одним твэлом co связанным каналом охлаждающей жидкости (теплоносителя). Теплопередача в каждом топливном элементе рассчитывается на основе одномерного решения в каждой из 21 осевых секций. Гидродинамическое решение также является одномерным для каждого канала в каждом временном узле. Теплопередача может происходить путем естественной или принудительной переходного стабильного конвекции, ядерного, ИЛИ кипения, И теплоносителем может быть, начиная от переохлажденной жидкости с двухфазным режимом до перегретого пара включительно, а также может быть включено реверсированное направление потока охлаждающей жидкости.

Зависящие от времени дифференциальные уравнения, представляющие систему, заменяются эквивалентным набором конечно-разностных уравнений в пространстве и времени, которые интегрируются численно. PARET/ANL использует в основном ту же числовую схему, что и RELAP5, для интегрирования во времени уравнений точечной кинетики.

Одномерная теплогидравлическая модель включает зависящие от температуры тепловые свойства твердых материалов, такие как теплоемкость и теплопроводность, а также переходное тепловыделение и теплопередача от топлива к теплоносителю. Зависящие от температуры и давления тепловые свойства охлаждающей жидкости, такие как энтальпия, плотность, теплопроводность и вязкость, также используются при определении таких параметров, как коэффициенты трения и коэффициенты теплопередачи. Код сначала определяет стационарное решение для начального состояния. А решение переходного процесса получается путем интегрирования во времени

и пространстве. Доступны множественные корреляции теплопередачи, запас до кипения (DNB) и нестабильности потока.

Для оценки последствий радиологической аварии применялся код RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence Analysis codes).

RASCAL - это набор инструментов для применения при аварийном реагировании. Существует четыре основных инструмента и три вспомогательных. Два основных инструмента выполняют расчеты дозы, а два других отображают информацию, связанную с радионуклидами и их распадом.

Наиболее используемый инструмент - STDose. Он имеет модули, которые рассчитывают выброс материала в атмосферу от нескольких типов ядерных установок, включая атомные электростанции, установки топливного цикла и промышленные установки, которые используют радиоактивный материал. Материал, выпущенный в атмосферу, переносится, рассеивается и осаждается с использованием гауссовских моделей. Прямолинейная Гауссовская модель используется для расчетов в ближнем поле, а Лагранжева-Гауссовская модель порыва ветра используется для расчетов в дальнем поле. Осаждение рассчитывается с использованием подхода скорости осаждения, в котором пространственно и временно изменяющиеся скорости осаждения оцениваются с использованием аналога сопротивления.

Другим инструментом для расчета дозы является полевое измерение дозы (FMDose). Он рассчитывает дозу для первого года после события, второго года после события и 50 лет после события на основании полевых измерений депонированных радионуклидов. Инструмент рассчитывает дозы грунта, осаждения и вдыхания в точке измерения. Все расчеты дозы включают распад и прирост дочерних продуктов. Дозы облучения включают эффекты выветривания, а дозы осаждения и ингаляции включают как выветривание, так и повторное приостановление.

Инструменты поддержки используются вместе с STDose. Первый из этих инструментов используется для создания файла, который описывает недавнюю историю эксплуатации реактора. Этот файл используется, если в STDose выбрана опция для создания активной зоны и отработавшего топлива. Второй инструмент используется для объединения исходных файлов из двух или более реакторов в случае события с несколькими реакторами. Третий инструмент поддержки используется для настройки служебной программы, которая может загружать метеорологические данные (наблюдения и прогнозы) из Интернета.

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

Экспериментальное измерение мощности дозы гамма-излучения проводилось с помощью портативного блока детектирования гамма излучения STHF-R производства Canberra. В качестве детектора в блоке используется кремниевый диод. Блок позволяет измерять мощность дозы гамма излучения до 1000 Зв/ч.

Гидравлический расчет проводился по формулам, перечисленным ниже [45; с.50-129, 46; с.31-48, 47; с.55-98]:

- Коэффициент местного сопротивления ξ для сжатия струи при переходе от широкого (S<sub>шир</sub>) сечения к узкому (S<sub>y3</sub>) определялся как ξ=0.5 (1- S<sub>y3k</sub>/S<sub>шир</sub>).
- Коэффициент местного сопротивления ξ для расширения струи при переходе от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле Бордо:
  ξ=(1-S<sub>y3k</sub>/S<sub>μμp</sub>)<sup>2</sup>.
- Коэффициент местного сопротивления ξ для трения в межтвэльных зазорах определялись как λ·L/D, где L и D – длина и гидравлический диаметр зазора соответственно, λ – коэффициент гидравлического трения.

- Коэффициент гидравлического трения вычислялся по формуле Альтшуля для турбулентного потока: λ = 0.11 (Δ/D + 68/Re)<sup>0.25</sup>, где Δ – размер шероховатости (положен равным 0,001 мм), Re – число Рейнольдса, которое вычислялось по формуле Re=wD/v, где w – скорость теплоносителя, v - кинематическая вязкость.
- Перепад давления определялся по формуле Дарси-Вейсбаха (мм вод.ст.):  $\Delta p = 1000 \xi \cdot w^2 / 2g.$

#### § 1.3. Описание расчетных моделей

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

В МСNР ТВС описана как гетерогенная модель, т.е. и твэл и ТВС имеют гетерогенную среду (см. рис. 1.1-1.3). В МСU-REA ТВС описана как гомогенная модель, т.е. начиная от внешней стенки наружного твэла и до внутренней стенки конструкционной трубы ТВС– гомогенная среда (см. рис. 1.4). По высоте ТВС разбита на пять частей: нижний хвостовик устанавливаемый в опорную решетку, без топливная часть ТВС, активная часть ТВС, без топливная часть ТВС и верхняя гребенка для захвата ТВС.




Рис. 1.1. Модель ТВС ВВР-КН 1-го Рис. 1.2. Модель ТВС ВВР-КН 2-го





Рис. 1.3. Модель активной зоны реактора ВВР-К (MCNP)





Рис. 1.4. Модель активной зоны реактора ВВР-К (MCU-REA)

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

Внутри ТВС 2-го типа установлены РО СУЗ, модель которых описана следующим образом: поглощающий стержень состоит из кожуха внешним диметром 27 мм (материал - алюминиевый сплав) и поглотителя (карбид бора с естественным обогащением по изотопу В-10 диаметром 24.5 мм и высотой 720 мм) Пространство между кожухом и поглотителем заполнено инертным газом. Для РО АР поглощающим материалом является аустенитная нержавеющая сталь с содержанием Со ≤ 0,2%. Канал образован трубами круглого сечения диаметром Ø68 мм в части над алюминиевой крышкой, диаметром Ø60,3 мм в части над активной зоной и диаметром Ø32 мм в

части, проходящей через ТВС 2-го типа. В верхних частях канала использованы трубы из нержавеющей стали, в части проходящей через ТВС использована труба из алюминиевого сплава САВ-1. Все каналы РО заполнены водой.

Алюминиевый вытеснитель описан следующим образом: шестигранник наружным диаметром 66,3 мм (диаметр вписанной окружности) с круглым сечением, внутри имеющим диаметр 63,1 мм. Высота вытеснителя 880 мм. Материал вытеснителя – алюминиевый сплав САВ-1. Внутри вытеснителя находится вода.

Блок бериллия представляет собой цельный шестигранник с наружным диаметром 65,3 мм (диаметр вписанной окружности) и высотой 700 мм. Хвостовик бериллиевого блока изготовлен из алюминиевого сплава.

Облучательный канал представляет собой трубу с внешним диаметром 60 мм и толщиной стенки 3 мм. Канал изготовлен из алюминиевого сплава САВ-1. Длина канала составляет 4500 мм. Канал установлен в алюминиевый вытеснитель. Снаружи и внутри канала находится вода.

В PLTEMP рассматривается не вся активная зона, а только одна ТВС Поэтому или один твэл. рассматривали ΜЫ только самую энергонапряженную TBC. Расчетная модель состоит ИЗ описания геометрических параметров ТВС только по ее активной части и в качестве входных данных вводятся следующие параметры: геометрия твэлов. количество твэлов, давление теплоносителя, тип теплоносителя, температура теплоносителя на входе в TBC, теплопроводность оболочки твэла и сердечника, толщины оболочки и сердечника твэла, энерговыделение в ТВС, TBC, максимальное удельное энерговыделение В распределение энерговыделения по твэлам и по высоте твэлов, гидравлический диаметр, проходное сечение для теплоносителя, смачиваемый и энерговыделяемый периметр, расходы теплоносителя в межтвэльных зазорах и т.д. Обеспечение безопасных режимов эксплуатации самой энергонапряженной TBC

38

автоматически обосновывают безопасность других TBC у которых энерговыделение меньше.

В PARET используется двухканальная модель. Использовалась двухканальная модель. Один канал представляет самую энергонапряженную ТВС вместе со связанным с ней потоком теплоносителя и второй канал представляет собой ТВС с усредненными характеристиками (мощностью) и со связанным с ней потоком теплоносителя.

#### § 1.4. Описание экспериментальных установок

#### § 1.4.1. Критический стенд

Критический стенд представляет собой физический реактор малой мощности (100 Вт) на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и отражателем. Конструкция критической сборки критстенда отличается достаточной гибкостью, так как опорная решетка активной зоны имеет 145 отверстий для установки ТВС, экспериментальных каналов, вытеснителей, блоков бериллиевого отражателя и т.д.; исполнительные механизмы каналов РО СУЗ располагаются непосредственно на канале, что дает возможность устанавливать их практически в любую ячейку активной зоны и позволяет моделировать и исследовать активные зоны водо-водяных исследовательских реакторов различного типа (см. рис. 1.5) [48; с.1-6, 49; с.51-59].

2 июля 1972 года осуществлен физический пуск критического стенда в институте физики высоких энергий АН КазССР. В настоящее время эксплуатирующей организацией является РГП «Институт ядерной физики» Министерства Энергетики Республики Казахстан. Он был создан для моделирования активных зон водо-водяных реакторов, изучения различных поглотителей и топлива, облучаемых образцов и экспериментальных каналов на нейтронно-физические характеристики активной зоны и рабочие органы

39

системы управления и зашиты (РО СУЗ), а также для физического обоснования поэтапной модернизации исследовательского реактора BBP-К.



Рис. 1.5. Трехмерная модель критической сборки

Основные параметры:

- Разрешенная тепловая мощность, определяемая биологической защитой, составляет 100 Вт.
- Замедлителем является обессоленная вода. Боковым отражателем служат обессоленная вода или бериллий. Верхним и нижним торцевыми отражателями является вода.
- Критстенд имеет в своем составе шесть органов компенсации реактивности, три органа аварийной защиты и один орган автоматического регулирования.
- Контроль величины плотности потока нейтронов и аварийная защита по этому параметру осуществляется по трем независимым каналам.

- Контроль и аварийная защита по скорости нарастания плотности потока нейтронов осуществляется также по трем независимым каналам.
- Температура замедлителя определяется температурой помещения (бокса), где располагается критическая сборка.
- При максимальной мощности критсборки 100 Вт плотность потока тепловых нейтронов в центральных каналах активной зоны может достигать 10<sup>9</sup> см<sup>-2</sup>с<sup>-1</sup>.

#### § 1.4.2. Гидравлический стенд

Для экспериментального подтверждения расчетных значений параметров испытаний разработан гидравлических И изготовлен гидравлический стенд. Ha стенде проверена стабильность работы температурных датчиков облучательного устройства и выполнены измерения перепада давления на облучательном устройстве с тремя ТВС [44; с.32-36].

Конструкция стенда представлена на рисунке 1.6. Стенд состоит из следующих элементов: основного бака (позиция 1); напорного бака (позиция 2); опорного кольца (позиция 3); центрующих тяг (позиция 4); счетчика расхода воды (позиция 5); циркуляционного насоса (позиция 6); регулирующего вентиля (позиция 7); гибких металлизированных шлангов (позиция 8); демпфирующего устройства (позиция 9); уровнемерной трубки (позиция 14).

Основной бак стенда изготовлен из нержавеющей стали толщиной 2 мм и имеет диаметр 560 мм и высоту 1450 мм. Бак устанавливается на специальной платформе, имеющей четыре опорные ножки. В нижней части бак имеет конусное сужение, переходящее в патрубок, который гибким шлангом типа РГС с проходным сечением 15 см<sup>2</sup> соединен с измерителем расхода воды.

41







Рис. 1.7. Внешний вид гидравлического стенда

Для измерения расхода воды используется промышленный счетчик расхода воды, крыльчатый, многоструйный типа M-T 50 QN, номинальный номинальный диаметр DN = 40 мм.  $QN = 10 \text{ m}^{3}/\text{y},$ Счетчик расход зарегистрирован в Реестре государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан за № КZ.02.02.00839-2006 г. Счетчик воды соединен с циркуляционным насосом типа ЭСН-1/І-ІІ производительностью 10 м<sup>3</sup>/час. Далее следует регулирующий вентиль типа ДУ-50. Регулирующий вентиль соединен гибким шлангом типа РГС с напорным баком. Напорный бак изготовлен из нержавеющей стали толщиной 2 мм и имеет диаметр 520 мм и высоту 730 мм. Бак устанавливается сверху на основной бак и служит для обеспечения достаточного давления воды на входе в опытные TBC. Ha верхней крышке напорного бака имеется демпфирующее устройство, осуществляющее рассечение струи воды, выходящей из гибкого шланга. Для соединения элементов стенда использованы фланцевые соединения прокладками. Использование гибких с резиновыми

металлизированных шлангов позволило «изолировать» баки от вибраций, создаваемых насосом при работе.

Принцип работы гидравлического стенда следующий:

При проведении физических измерений исследуемая сборка (поз.10, 11) устанавливается на опорное кольцо в основном баке и закрепляется центрирующими тягами. Оба бака заполняются обессоленной водой. Включается насос и создается циркуляция воды по замкнутому контуру: напорный бак – облучательное устройство – счетчик расхода воды – циркуляционный насос – регулирующий вентиль – напорный бак. Многооборотный регулирующий вентиль позволяет изменять расход воды через исследуемую сборку в диапазоне от 2 до 10 м<sup>3</sup>/час. Значение перепада давления воды на сборке определяется по изменению уровня воды в уровнемерной трубке (поз.14). Одновременно с этим, счетчиком измеряется соответствующее значение расхода воды. Для измерения температуры воды в один из макетов ТВС установлены три термопары типа К (хромель-алюмель) (поз.12); одна термопары установлена на входе и две на выходе теплоносителя из макета. Места установки термопар выбраны из тех соображений, что и в том, и другом, случае имеет место нестабильность потока теплоносителя. В первом случае эта область расширения потока, во втором сужения. Для поддержания постоянной температуры «холодных» спаев термопар, последние помещаются в емкость с тающим льдом. Для измерения сигналов с термопар используются цифровые универсальные приборы (поз.13). Фотография внешнего вида изготовленного гидравлического стенда показана на рисунке 1.7.

#### § 1.4.3. Исследовательский реактор ВВР-К

РГП «Институт ядерной физики» эксплуатирует исследовательский реактор ВВР-К, который расположен вблизи г. Алматы, Республика Казахстан. Реактор предназначен для выполнения научно-исследовательских

и прикладных работ в Институте [50; с.5-248, 51; с.15-20, 52; с.405, 53; с.1408-1411].

Технические характеристики комплекса реактора BBP-К обеспечивают возможность проведения работ в следующих направлениях:

- радиационное материаловедение;
- ядерная физика;
- нейтронно-активационный анализ;
- получение радиоактивных изотопов;
- реакторные испытания перспективных твэлов и топливных сборок;
- реакторные испытания устройств различного назначения.

Реактор ВВР-К представляет собой исследовательский водо-водяной гетерогенный реактор бакового типа на тепловых нейтронах. Установленная тепловая мощность 6 МВт. Теплоносителем и замедлителем служит обессоленная вода. Отражатель – вода или/и бериллий. Охлаждение активной зоны реактора принудительное. Первый контур замкнутый, с охлаждением через теплообменники, второй – с охлаждением через внешние градирни. Топливом служит диоксид урана, диспергированный в алюминиевую матрицу.

Реактор снабжен защитными, управляющими, локализующими и обеспечивающими системами безопасности, гарантирующими его безаварийность при всех режимах работы.

Конструкция опорной решетки позволяет организовать в центре активной зоны облучательный канал диаметром 140 мм. Количество облучательных каналов в активной зоне зависит от программы экспериментальных работ. Реактор также снабжен десятью горизонтальными каналами, из них девять радиальных и один касательный. Горизонтальные и вертикальными разрезы реактора показаны в приложении 1. Основные характеристики реактора ВВР-К приведены в таблице 1.1.

Параметр	Значение		
	ВОУ	НОУ	
Номинальная мощность, МВт	6	6	
Топливная композиция	Диоксид урана	Диоксид урана	
Обогащение U-235, %	36	19,7 %	
Тип ТВС	ВВР-Ц	ВВР-КН	
Замедлитель нейтронов	Легкая вода	Легкая вода и	
		бериллий	
Отражатель нейтронов	Легкая вода	Легкая вода и	
		бериллий	
Теплоноситель	Легкая вода	Легкая вода	
Высота активной зоны, мм	600	600	
Диаметр активной зоны, мм	720	720	
Масса U-235 в рабочей загрузке (без	9000	6200	
выгорания), г			
Материал рабочих органов СУЗ	карбид бора	карбид бора	
Количество рабочих органов СУЗ, шт.	8	10	
Коэффициенты неравномерности			
энерговыделения для начальной рабочей			
загрузки:			
коэффициент неравномерности	1,96		
энерговыделения по радиусу			
высотный коэффициент неравномерности	1,38	1,33	
энерговыделения			
Средняя удельная тепловая нагрузка, кВт/м <sup>2</sup>	355	190	
Максимальная удельная тепловая нагрузка, кВт/	959	570	
M <sup>2</sup>			
Перепад давления на активной зоне, мм.вод.ст.	950	1400	
Расход воды 1-го контура при работе на	680	600	
номинальной мощности, м <sup>3</sup> /ч			
Давление воды 1-го контура в теплообменнике,	3,5	2,5	
кг/см <sup>2</sup>			
Лавление волы 2-контура в теплообменнике.	6	4.5	
кг/см <sup>2</sup>		7-	
Расход воды 2-го контура охлаждения, м <sup>3</sup> /ч	750	700	
Расход воды в контуре охлаждения защиты,	10	8	
M <sup>3</sup> /H			
Давление воды в напорном коллекторе контура	3	3,3	
охлаждения защиты, кг/см <sup>2</sup>			
Температура теплоносителя, °С			
на входе в активную зону	30-45	30-45	
на выходе из активной зоны	35-50	40-55	

# Основные физические характеристики реактора ВВР-К

Среди реакторов СНГ можно выделить достаточно близкие к реактору BBP-К реакторы серии BBP. Это, прежде всего, реактор BBP-Ц в г. Обнинске, полностью совпадающий по своим конструкционным элементам с реактором BBP-К, а также реакторы BBP-М в Киеве и Гатчине. Реактор BBP-К отличается от них лишь в некоторых деталях, не оказывающих влияния на безопасность его работы, таких как количество облучательных каналов, форма и размеры топливных сборок и т.п. Все эти реакторы проработали около 50 лет безаварийно, проектные решения, заложенные в них, показали свою надежность.

Основной особенностью реактора ВВР-К является его расположение в более опасной сейсмической зоне по сравнению с упомянутыми реакторами. В связи с этим обстоятельством реактор BBP-K оборудован дополнительными предотвращающими системами защиты, ИЛИ смягчающими последствия землетрясения.

До конверсии реактора, использовались шестигранные TBC типа BBP-Ц (см. рисунок 1.8): пятитрубные (TBC 1-го типа) и трехтрубные (TBC 2-го типа). TBC состояло из пяти тепловыделяющих элементов и одного конструкционного. Четыре твэла шестигранные, а один - в виде круглой трубки. Конструкционный элемент (без топлива) также трубчатый. Все элементы собираются коаксиально посредством головки и хвостовика. Между элементами выдержан зазор в 3 мм для прохода теплоносителя. TBC 2-типа отличается от TBC 1-го типа отсутствием центральных элементов. В эту полость может устанавливаться канал со стержнем системы управления и защиты. Основные характеристики TBC BBP-Ц приведены в таблице 1.2.

Максимальная температура, при которой твэлы ТВС могут работать, установлена заводом - изготовителем и равна 95 °С. Многолетняя практика эксплуатации (с 1967 года) большого числа ТВС ВВР-Ц обоих типов показала их высокие эксплуатационные качества. За это время не было зарегистрировано ни одного случая разгерметизации оболочек или выхода из строя ТВС из-за разрушения конструкции.



Рис. 1.8. Тепловыделяющая сборка ВВР-Ц

### Таблица 1.2

Наименование величины	TBC-1	TBC-2
Топливная композиция	UO <sub>2</sub> -Al	UO <sub>2</sub> -Al
Обогащение ураном-235	36%	36%
Материал других частей ТВС	CAB-1	CAB-1
Длина активного слоя, мм	600	600
Содержание U-235 в ТВС, г	110,0	83,4
Толщина твэла, мм	2,2	2,2
Толщина сердечника	1,0	1,0
Толщина покрытия из САВ-1, мм	0,6	0,6
Зазор между твэлами, мм	3	3
Поверхность теплоотдачи ТВС, м <sup>2</sup>	0,853	0,645
Вес ТВС, кг	3,9	2,4
Доля объема активной зоны, занятая водой	0,563	0,447
Поверхность теплообмена в единице объема	3,55	2,68
активной зоны см $^{2}$ / см $^{3}$		
Количество U-235, приходящееся на единицу	124,0	124,0
поверхности теплообмена, г/м <sup>2</sup>		
Концентрация U-235 в активной зоне, г/л	45,1	45,1

## Параметры тепловыделяющей сборки ВВР-Ц

Для конверсии реактора выбрана ТВС, содержащая восемь и пять тонкостенных трубчатых твэлов, которая получила название ТВС ВВР-КН. Используемое обогащение урана составляет 19,7 % по изотопу U-235. Плотность урана в топливном сердечнике составляет 2,8 г/см<sup>3</sup>. Твэл представляет собой трехслойную композицию: оболочка – сердечник – оболочка. Толщина оболочки 0,45 мм, материал – сплав САВ-1, толщина сердечника 0,7 мм, толщина твэла 1,6 мм; длина активной части твэла 600 мм. В реакторе ВВР-К будет использоваться два типа ТВС. ТВС 1-го типа состоит из восьми твэлов; все твэлы, кроме центрального, имеют шестигранное сечение, центральный твэл – цилиндрический. ТВС 2-го типа состоит из пяти твэлов и имеет внутреннюю полость, предназначенную для установки канала РО СУЗ. Поперечные сечения ТВС ВВР-КН показаны на рисунке 1.9. Основные характеристики ТВС ВВР-КН приведены в таблице 1.3.



а) ТВС 1-го типа

б) ТВС 2-го типа



#### Таблица 1.3

Параметры тепловыделяющей сборки ВВР-КН

Наименование величины	TBC-1	TBC-2
Топливная композиция	UO <sub>2</sub> -Al	UO <sub>2</sub> -Al
48		

Обогащение ураном-235	19,7 %	19,7 %
Конструкционный материал	CAB-1	CAB-1
Длина активного слоя, мм	600	600
Содержание U-235 в ТВС, г	245	195
Толщина твэла, мм	1,6	1,6
Толщина сердечника	0,7	0,7
Толщина оболочки из САВ-1, мм	0,45	0,45
Содержание Al в сердечнике, %	68	68
Зазор между твэлами, мм	2	2
Поверхность теплоотдачи ТВС, м <sup>2</sup>	1,31	0,89
Вес ТВС, кг	4,7	3,7
Объем топливного сердечника, см <sup>3</sup>	458	366
Поверхность теплообмена, м <sup>2</sup>	1,34	1,06
Концентрация U-235 в активной зоне, г/л	104,4	104,4

# § 1.5. Моделирование разных конфигураций активных зон реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом

С 2003 по 2006 гг. в РГП «Институт ядерной физики» были проведены расчетные исследования по выбору твэла, ТВС и топливной композиции с низкообогащенным топливом для исследовательского реактора ВВР-К [54; с.633-639, 55; с.1-5, 56; с.117, 57; с.122, 58; с.47, 59; с.56, 60; с.30, 61; с.28, 62; с.189-190, 63; с.106-112, 64; с.70-71]. При этом, в качестве критериев анализа использовались следующие параметры:

- •технологичность изготовления твэлов и TBC (имеется технология изготовления тонкостенного твэла TBC ИРТ-4М);
- теплофизические характеристики ТВС, обеспечивающие возможность создания компактной активной зоны и применения бокового бериллиевого отражателя эффективной толщины;
- нейтронно-физические характеристики активной зоны (плотность потока нейтронов, эффективность каналов РО СУЗ, кампания реактора и т.д.);
- •сохранение опорной решетки реактора и соответственно размеров ячеек;

 экономичность активной зоны (возможность варьировать величину кампании, глубину выгорания топлива, количество облучательных каналов).

Существует возможность уменьшения степени обогащения топлива для большинства конструкций исследовательских реакторов, при условии сохранения количества <sup>235</sup>U в топливных элементах, несмотря на снижение степени обогащения. Прямая замена высокообогащенного урана на низкообогащенный уран в ТВС как правило приводит к ухудшению рабочих характеристик реактора. Поэтому необходимо увеличить содержание <sup>235</sup>U в чтобы компенсировать потерю реактивности в результате топливе, увеличения резонансного поглощения нейтронов <sup>238</sup>U, входящих в состав топлива. Увеличить содержание урана в каждом топливном элементе можно либо путем увеличения объемной доли урана в топливном элементе, либо путем увеличения количества урана в имеющемся объеме.

Увеличение в топливном элементе занимаемого ураном объема может потребовать изменения конструкции топливного элемента. Существуют три возможных варианта изменения конструкции твэла:

- •уменьшение толщины оболочки;
- •уменьшение объема каналов для прокачки теплоносителя;
- •увеличение толщины твэлов и тем самым сокращение количества твэлов в ТВС.

Одной из функций оболочки топливного элемента является удержание продуктов деления внутри топливного элемента и тем самым предотвращение их попадания в теплоноситель. Толщину оболочки нельзя сделать меньше некоторой минимальной толщины, необходимой для удержания продуктов деления. Объем, выделенный в топливном элементе для прокачки теплоносителя, также нельзя слишком уменьшать ввиду чрезмерного перепада давления теплоносителя в активной зоне, чего следует избегать, а также ввиду необходимости надлежащего замедления потока нейтронов в активной зоне. Сокращение количества твэлов может быть ограничено размерами минимальной теплопередающей поверхности, необходимой для предотвращения нежелательного кипения при данной мощности реактора.

Все эти факторы принимались во внимание при анализе результатов расчетных исследований по выбору твэла, ТВС и топливной композиции с низкообогащенным топливом для исследовательского реактора ВВР-К.

На основании проведенных расчетных исследований была выбрана TBC BBP-KH с топливной композицией на основе диоксида урана (см. рис. 1.9). Композиция UMo на тот момент была недостаточно отработана, хотя она также является перспективной композицией. Следует отметить, что конструкция твэлов позволит, по мере развития технологии, перейти на композицию UMo-A1 с повышенной ураноемкостью. При этом толщина топливного сердечника может быть уменьшена до 0,5 мм, а толщина оболочки увеличена, соответственно, до 0,55 мм, что повысит механическую прочность и надежность твэла и TBC.

#### §1.5.1. Рассмотренные варианты активных зон и их анализ

#### §1.5.1.1 Описание основных конструкционных материалов

В качестве материала оболочки, если её температура не превышает 150°С, хорошо зарекомендовали себя алюминиевые сплавы, такие как САВ-1 и АМг-2. Экспериментальные исследования коррозионной стойкости сплава САВ-1 в динамических условиях показали, что скорость его коррозии при температурах до 100°С (на реакторе BBP-К максимальная температура на выходе из ТВС ~55 °С) и отсутствии поверхностного кипения незначительна и составляет 0.01 - 0.05 мм·год<sup>-1</sup> (в зависимости от pH среды). Коррозионная стойкость сплава в условиях поверхностного кипения ухудшается, и при изменении температуры оболочки с 110°С до 135°С скорость коррозии

увеличивается вдвое. При увеличении pH с 5.0 до 7.2 на образцах отчетливо просматриваются следы межкристаллической коррозии.

Механические свойства сплава САВ-1 при комнатной и повышенной температурах приведены в таблице 1.4. Теплопроводность оболочки составляет ≈175 Вт·м<sup>-1</sup>·°С<sup>-1</sup>; температурный коэффициент линейного расширения 2.2·10<sup>-5</sup> К<sup>-1</sup>.

В алюминиевом сплаве САВ-1 содержание легирующих элементов, следующее:

- магний – (0,45 – 0,9) % мас.

- кремний – (0,7 – 1,2) % мас.

Таблица 1.4

#### Механические свойства сплава САВ-1 в закаленном, после

Хар-ка	Температура, °С							
p	КТ	KT 125 160 200 220 25						
σ ", МПа	230-250	200	190	200	190	140		
σ <sub>0,2</sub> , ΜΠa	110-130	110	110	150	180	130		
δ,%	26-30	29,5	23	9	4	2		
Е, ГПа	68	-	-	-	-	58		

естественного старения, состоянии

Механические свойства сплава АМг-2 в деформированном состоянии представлены в таблице 1.5.

#### Таблица 1.5

Μ	еханические	свойства	сплава	АМг-2

Хар-ка	Температура, °С							
	КТ	KT 125 160 200 220						
σ в, МПа	230-250	200	190	200	190	140		
σ <sub>0,2</sub> , ΜΠa	110-130	110	110	150	180	130		
δ,%	26-30	29,5	23	9	4	2		
Ψ, %	68	-	-	-	-	58		

Здесь  $\Psi$  - относительное сужение

В алюминиевом сплаве АМг-2 содержание легирующих элементов, следующее:

- марганец – (0,2 – 0,6) % мас.

- магний – (1,8 – 2,8) % мас.

Коррозионная стойкость сплавов с содержанием магния до 3%, в частности, сплав АМг-2, высока в атмосферных условиях, в пресной и морской воде и, практически, не зависит от метода производства полуфабрикатов; сварные соединения этого сплава по коррозионной стойкости близки к основному металлу.

В качестве материала отражателя рассматривались обессоленная вода (в расчетах плотность воды принималась равной 0,994 г·см<sup>-3</sup>) и дистиллированный горячепрессованный бериллий (в расчетах плотность бериллия принималась равной 1,84 г·см<sup>-3</sup>).

В качестве материала РО СУЗ рассматривались поглощающие композиции на основе карбида бора (B<sub>4</sub>C) с естественным содержанием изотопа В-10. Плотность B<sub>4</sub>C в поглощающем сердечнике составляла 1,87 г·см<sup>-3</sup>.

#### §1.5.1.2. Результаты нейтронно-физических расчетов

С выбранной конструкцией ТВС ВВР-КН, рассмотрены два варианта компоновки активной зоны реактора BBP-К: отличающиеся, количеством TBC, местом расположения каналов РО СУЗ И расположением облучательных каналов в активной зоне: с существующим расположением облучательных каналов в активной зоне, (вариант 1, см. рис. 1.10) и с тремя облучательными каналами, максимально приближенными к центру активной зоны (вариант 2, см. рис. 1.11). К явным преимуществам варианта 2 относится наличие трёх каналов с одинаково высокой плотностью потока тепловых нейтронов. Кроме того, геометрия активной зоны, близкая к цилиндрической, что уменьшает утечку нейтронов с боковой поверхности и улучшает её критические характеристики. Использование восьмитрубных ТВС ВВР-КН позволяет создать компактную активную зону, при этом предусматривается применение только «тонких» РО и ТВС 2-го типа. Малые радиальные размеры активной зоны дают возможность использовать в качестве материала бокового отражателя бериллий.





Рис. 1.10. Картограмма начальной загрузки активной зоны: «18+10» -Вариант 1

# Рис. 1.11. Картограмма начальной загрузки активной зоны: «16+10» -Вариант 2

В соответствии с требованиями ПБЯ суммарная эффективность РО КО и РО АР должна быть таковой, чтобы при любых ситуациях выполнялось условие (ΣКО+АР-р<sub>а.з.</sub>)≤1%, т.е. для состояния активной зоны с максимальным запасом реактивности РО КО и АР в погруженном состоянии должны обеспечивать подкритичность активной зоны не менее 1% при взведенных РО АЗ.

Второй возможностью повышения эффективности РО СУЗ является изменение их места расположения в активной зоне. На реакторе BBP-К используются каналы РО СУЗ двух типов: «толстые», когда канал занимает полностью ячейку активной зоны, диаметр поглощающего сердечника 45 мм, и «тонкие», размещаемые в TBC 2<sup>то</sup> типа (диаметр поглощающего

сердечника 24,7 мм). РО КО и АР в нижней части имеют алюминиевые вытеснители, препятствующие заполнению канала водой при извлечении стержня. В нижнем положении РО вытеснители опускаются под опорную решетку, что определяет их фиксированное место расположения в активной зоне.

Результаты расчетов показали, что образующиеся водяные полости не приводят к всплеску энерговыделения в ТВС, а, наоборот, способствуют выравниванию энергораспределения, устраняя «горячие» точки в ячейках 5-5, 5-6, 7-5, 7-6. Это дает возможность устанавливать РО КО в любую ячейку активной зоны изменяя только разводку тросов в надреакторном пространстве, оставляя прежней конструкцию нижней опорной решетки. Кроме того, отсутствие алюминиевых вытеснителей в среднем повышает 10-12% эффективность PO (относительных). Поэтому на учитывая вышесказанное в рассмотренных конфигурациях активной зоны реактора ВВР-К было решено использовать «тонкие» стержни без алюминиевых вытеснителей. Все стержни устанавливаются в ТВС 2-го типа.

Расчетные исследования проводились для активной зоны с боковым водяным и бериллиевым отражателями. Конечные (стационарные) загрузки активной зоны с водяным отражателем показаны на рисунке 1 Приложения 2 (вариант 1) и рисунке 2 Приложения 2 (вариант 2). Количество ТВС выбрано, как будет показано далее, из условия достижения максимального среднего по ТВС выгорания ~50 % по урану-235.

Рассмотрены два случая: расположение блоков - 26 блоков в один ряд вокруг ТВС (см. рис. 3 Приложения 2) и 24 блока для варианта 2 (см. рис. 4 Приложения 2); полное заполнение свободных ячеек бериллиевыми блоками, за исключением ячеек, занятых облучательными каналами - 50 блоков для варианта 1 (см. рис. 5 Приложения 2) и 52 блока для варианта 2 (см. рис. 6 Приложения 2).

55

В таблице 1.6 приведены значения эффективности РО СУЗ для начальной загрузки активной зоны.

#### Таблица 1.6

Робоний орган	Вариант	Вариант
Рабочий орган	«18+10»	«16+10»
Все КО и АР	8,8*	10,6*
КО1-1 + КО1-2	1,7	2,3*
КО1-1	-	0,8
КО1-2	-	1,4
КО2-1 + КО2-2	3,6	3,0*
КО2-1	1,7	1,9
КО2-2	1,7	0,7
КОЗ-1 + КОЗ-2	1,6	2,1*
КОЗ-1	0,7	1,1
КОЗ-2	0,7	0,9
Bce A3	2,4*	3,3*
A31	0,7	0,9
A32	0,3	0,9
A33	0.7	1.0

Эффективность рабочего органа системы управления и защиты, %

 $(\Delta k/k)$ 

\* значение эффективности рабочего органа при одновременном погружении

Как видно из таблицы 1.6, шаг решетки РО приводит к положительной интерференции, т.е. эффективность одновременно погруженных РО выше, чем сумма эффективностей РО по отдельности. Этот фактор улучшает условия безопасной эксплуатации реактора.

В таблицах 1 и 2 Приложения 3 приведены значения энерговыделения и среднего выгорания топлива в ТВС для вариантов активной зоны с боковым водяным отражателем. Как и следовало ожидать, наиболее «горячие» ТВС располагаются в ячейках 5-5, 5-6, 7-5 и 7-6 (вариант 1) и в ячейке 6-5 (вариант 2). По мере увеличения количества ТВС в активной зоне их единичная мощность пропорционально снижается и, таким образом, для теплового расчета необходимо использовать варианты начальной загрузки, как наиболее энергонапряженной (консервативный подход). Величина 56 стационарного отравления ксеноном для обоих вариантов составила 3,2 %Δk/k; потеря реактивности в среднем 0,04%Δk/k в сутки. Длительность работы реактора до достижения среднего по ТВС выгорания ~50 % по урану-235 достигла 415 суток для варианта 1 и 345 суток для варианта 2.

Несколько меньшее время работы реактора для варианта 2 обусловлено меньшим количеством ТВС в активной зоне и наличием в центральной области трех облучательных каналов в ячейках, где ТВС наиболее эффективны.

В таблицах 3 и 4 Приложения 3 приведены значения энерговыделения в ТВС для вариантов активной зоны с боковым отражателем из бериллия. Как уже говорилось ранее, в качестве исходных данных взяты начальные загрузки активной зоны. Затем, по мере выгорания топлива, устанавливался один ряд бериллиевых блоков, и в дальнейшем осуществлялось полное заполнение всех свободных ячеек активной зоны. Анализ таблиц 3 и 4 Приложения 3 показывает, что по мере увеличения топщины отражателя происходит перераспределение поля энерговыделения, а именно, падение энерговыделения в центральной области активной зоны и его увеличение в периферийных ТВС. Длительность работы реактора до достижения выгорания 48÷51 % по урану-235 составила 350 и 315 суток для вариантов 1 и 2 соответственно. Следует также отметить, что в расчетах не учитывалось «отравление» бериллиевых блоков.

Рассчитаны значения плотности потока тепловых и быстрых нейтронов во всех облучательных каналах активной зоны и отражателя. Результаты расчетов приведены в таблицах 1 и 2 Приложения 4. Как видно из таблиц, результаты расчетов хорошо согласуются между собой; в результате увеличения загрузки активной зоны (объёма), плотность потока тепловых нейтронов в облучательных каналах активной зоны падает, а в каналах отражателя – возрастает. При переходе на боковой отражатель из бериллия плотность потока тепловых нейтронов в периферийных каналах резко увеличивается. Расчетом определено влияние выгорания на величину плотности потока нейтронов. Так, для загрузки «30+10» (вариант 1) определены плотности потока на начало (К<sub>эф</sub>=1,0717) и конец (К<sub>эф</sub>=1,0352) кампании. Как видно из таблицы, изменения в плотности потока нейтронов незначительны. Статистическая погрешность расчетов плотности потока тепловых нейтронов ≈1% - быстрых ≈5 %.

#### § 1.5.1.3 Результаты теплофизических расчетов

Проведен теплофизический расчет для компоновки активной зоны 18 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа. В результате теплофизических расчетов ТВС определены температурные условия работы твэлов: температуры теплоносителя (t<sub>ж</sub>), максимальная и средняя температуры наружной поверхности оболочки твэлов (t<sub>об\_max</sub>, t<sub>oб\_cp</sub>) и максимальная температура топливных сердечников (t<sub>топ</sub>).

Определены пределы безопасной эксплуатации реактора BBP-К с низкообогащенной активной зоной. Значение температуры начала кипения на поверхности твэлов (t<sub>нк</sub>) является функцией локального давления воды в зазоре между твэлами, температуры насыщения воды и локальной плотности теплового потока, которое определяется по формуле Берглеса – Розенау [65; с.12-37, 66; с.365-371, 67; с.89-99, 68; с.2-16]:

$$t_{\rm hk} = t_{\rm h} + 0.555 \left(\frac{0.923q}{p^{1.156}}\right)^{\left(\frac{p^{0.0234}}{2.16}\right)},$$

где t<sub>н</sub> – температура насыщения при давлении p(°C); q – локальный тепловой поток (кВт/м<sup>2</sup>); p – локальное давление теплоносителя (бар).

Коэффициент запаса до начала кипения воды на поверхности твэлов определяется как

$$k = \frac{t_{\rm HK} - t_{\rm BX}}{t_{\rm HOB} - t_{\rm BX}},$$

58

где  $t_{HK}$  – температура начала кипения воды на поверхности твэла (°С);  $t_{пов}$  – температура поверхности твэла (°С);  $t_{BX}$  – температура теплоносителя на входе в активную зону (°С).

Температура жидкости в зазорах от 1 до m определялась следующим образом:

$$t_{\rm E}(1+l,j) = t_{\rm E}(1,j) = \frac{q_{LB}(1,j) + q_{LH}(1,j)}{G(j)c}hK,$$

гдеt<sub>в</sub>(1, j) – температура воды j-го зазора в 1-м сечении,  $q_{LB}(1,j)$  – тепловой поток на внутренней поверхности j-го зазора в 1-м сечении (на 1 м и 1 радиан),  $q_{LH}(1,j)$  - тепловой поток на наружной поверхности j-го зазора в 1-м сечении (на 1 м и 1 радиан), G(j) – расход воды через j-й зазор (на 1 радиан), с – теплоемкость воды, h–шаг по высоте, К – поправочный коэффициент. Поправочный коэффициент используется для учета средних значений тепловых потоков, и он равен:

$$K = \frac{(\Phi(1) + \Phi(1+l))}{2\Phi(1)}$$

где  $\Phi(1), \Phi(1+l)$  – значения функции распределения энерговыделения в сечениях 1 и 1+1.

Было рассчитано детальное осевое энергораспределение по всем твэлам для наиболее энергонапряженной ТВС (яч.7-6). Результаты расчетов представлены на рисунках 1.12 и 1.13.



# Рис. 1.12. Распределение удельного (а) и полного (б) энерговыделения по твэлам для самой напряженной ТВС

На рисунке 1.13 показано распределение удельного энерговыделения по высоте наружного твэла для различного положения РО КО: КО полностью погружены в активную зону, КО погружены на 300 мм и КО полностью извлечены. Для загрузки 28 ТВС коэффициенты неравномерности составили, соответственно: 1.28, 1.30 и 1.26; для загрузки 44 ТВС - 1.25, 1.37 и 1.31.



# Рис. 1.13. Распределение энерговыделения по высоте наружного твэла для самой напряженной ТВС

В качестве входных данных для теплофизического расчета были приняты следующие значения:

- загрузка 28 ТВС, проходное сечение активной зоны для протока теплоносителя S<sub>прох</sub>=0,07792 м<sup>2</sup>;
- температура теплоносителя на входе в активную зону 30 и 35 °C;
- скорость воды через зазоры ТВС при загрузке 28 ТВС изменяется от 1,25 до 3,92 м·с<sup>-1</sup>, что соответствует расходу от 350 до 1100 м<sup>3</sup>·ч<sup>-1</sup>;
- максимальное удельное энерговыделение в топливном сердечнике составляет 0,959 кВт·см<sup>-3</sup>.

На рисунке 1.14 показана зависимость температуры топливного сердечника и стенки твэла от скорости воды между твэлами, для его наиболее напряженного участка. Максимальная температура для варианта 60 загрузки из 28 ТВС составила 87,6°С, при этом температура воды на выходе из ТВС достигла 64,1°С, а коэффициент запаса до кипения 1,69 (температура на входе 35°С).



Рис. 1.14. Зависимость температуры стенки твэла и сердечника для максимально энергонапряженного участка твэла от скорости воды

Максимальная плотность энерговыделения задавалась с учётом того, что в твэлах выделяется 0,94 всей энергии, т.е., 2,660 кВт·см<sup>-3</sup> (а не 2,871 кВт·см<sup>-3</sup>). Результаты расчёта для двух значений перепада давления на активной зоне приведены в таблице 1.7. Из таблицы видно, что запас до начала кипения на поверхности твэлов при перепаде 0,15 бар является, фактически, минимально допустимым.

#### Таблица 1.7

Mo		Перепад		
JN <u>⊍</u> ⊐/ <del>⊐</del>	Параметр	давления, бар		
11/11			0,20	
1	Макс. плотность энерговыделения в сердечнике твэла, кВт·см <sup>-3</sup>	2830	2830	
2	То же с учётом доли энергии деления, выделяющейся в твэлах (0,94)	2660	2660	
3	Температура воды на входе в активную зону, °С	35	35	

Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой ТВС

1	Макс. тепловой поток (с наруж./внутр.	708/61	705/62
4 поверхностей твэла), кВт·м <sup>-2</sup>		8	2
5	Максимальная температура поверхности твэла, °С	98	92
6	Температура начала кипения воды на поверхности	125	125
0	твэлов (по Форстеру-Грейфу), °С	125	123
7	Коэффициент запаса до начала кипения на	1 /3	1 58
/	поверхности твэлов по температуре		1,30

Проведен теплофизический расчет активной зоны для начальной загрузки «16+10». В качестве входных данных использованы результаты соответствующего нейтронно-физического расчета.

Наиболее энергонапряжённая ТВС находится в ячейке 6-5. Её мощность составляет ~404 кВт. Поверхность теплоотдачи 1,216 м<sup>2</sup>. Наиболее энергонапряжённая сторона ТВС обращена к ячейке 7-5 с облучательным каналом. Распределение энерговыделения по твэлам этой ТВС на грани, обращённой к ячейке 7-5, приведено в таблице 1.8.

#### Таблица 1.8

Распределение плотности энерговыделения по твэлам

№ твэл	a	1	2	3	4	5	6	7	8
*Плотность	Вт.см-3	1310	1060	936	851	800	765	750	766
энерговыделен ия,	отн. ед.	1,0	0,809	0,715	0,650	0,611	0,584	0,573	0,585

\*Плотности энерговыделения в сердечниках даны средние по высоте грани.

Расчеты показали, что перепаду давления воды на активной зоне ~105 см вод. ст. соответствует расход через ТВС 3,5 кг·с<sup>-1</sup> (12,6 м<sup>3</sup>·ч<sup>-1</sup>) и скорость в зазорах ТВС 1,56 м·с<sup>-1</sup>. Для других значений перепада, расход и скорости можно принимать пропорциональными  $\sqrt{\Delta p}$  (см. таблицу 16).

#### Таблица 1.9

Расходы воды через 8-трубную ТВС и скорости воды в её зазорах при разных перепадах давления

Перепад давления, см	105	150	200	300
1				

вод. ст.					
Расход	кг·с <sup>-1</sup>	3,5	4,18	4,83	5,92
	м <sup>3</sup> ∙ч <sup>-1</sup>	12,6	15,1	17,4	21,3
Скорость, м с <sup>-1</sup>		1,56	1,86	2,15	2,64

Выполнен расчет теплового режима для наиболее теплонапряженной ТВС. Рассматривался сектор, обращенный к ячейке 7-5. Результаты расчета приведены в таблице 1.10.

#### Таблица 1.10

# Результаты теплового расчёта наиболее теплонапряжённой ТВС для начальной загрузки реактора ВВР-К «16+10»

No			Перепад давления,			
J\≌ ∏/∏	Параметр		бар			
11/11		0,15	0,20	0,30		
1	Мощность реактора, МВт	6	6	6		
2	Макс. плотность энерговыделения в сердечнике твэла, Вт·см <sup>-3</sup>	1724	1724	1724		
3	Температура воды на входе в активную зону, °С	35	35	35		
4	Макс. тепловой поток (с наруж./внутр.	636/5	638/5	633/5		
4	поверхностей твэла), кВт ·м <sup>-2</sup>	69	67	72		
5	Максимальная температура поверхности твэла, °С	93	87	80		
6	Температура начала кипения воды на поверхности твэлов (по Форстеру-Грейфу)	125	124	123		
7	С Коэффициент запаса до начала кипения на поверхности твэлов по температуре	1,54	1,71	1,96		

При этом в расчете использовались следующие входные параметры: коэффициент теплопроводности материала оболочек – 0,170 кВт·(м·°C)<sup>-1</sup> [69; с.384]; коэффициент теплопроводности материала сердечников – 0,080 кВт·(м·°C)<sup>-1</sup> [69; с.357]; температура воды на входе в ТВС 35°С; давление воды на входе в ТВС 1,35 бар.

Из таблицы 1.10 видно, что запас до начала кипения на поверхности твэлов больше чем для конфигурации активной зоны «18+10», а это означает, что конфигурация активной зоны «16+10» является более безопасной.

#### Выводы по главе:

Результаты нейтронно-физических и теплофизических расчетов показали следующее:

- количество высокопоточных каналов в активной зоне «16+10» больше, чем в активной зоне «18+10»;
- суммарная эффективность рабочих органов СУЗ для конфигурации активной зоны «16+10» больше, чем для «18+10»;
- длительность достижения выгорания урана-235 в ТВС для конфигурации активной зоны «18+10» больше, чем для «16+10»;
- теплофизическая надежность конфигурации активной зоны «16+10» выше, чем для «18+10».

С учетом вышесказанного, можно сделать вывод, что конфигурация активной зоны «16+10» реактора ВВР-К является более предпочтительной.

# ГЛАВА II. РЕСУРСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ И АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

Проведенные расчетные исследования показали, что разработанная ТВС ВВР-КН подходит для конверсии исследовательского реактора ВВР-К. Последним и наиболее важным этапом перед постановкой ТВС новой производство, В соответствии действующими конструкции на С нормативными документами в Республике Казахстан, является проведение реакторных испытаний опытной партии ТВС на подтверждение их проектных характеристик. Реакторные испытания и после реакторные TBC необходимы исследования опытных проверки ДЛЯ ИХ работоспособности.

Как правило, испытания такого типа проводятся в петлевых реакторах (материаловедческие/испытательные), где можно воссоздать режимы работы TBC, близкие к натурным. Однако, из-за их загруженности и количественным ограничением (испытания только одной TBC), расчетным путем оценена возможность проведения таких испытаний в реакторах бакового типа, каким является реактор BBP-K.

Основной проблемой при проведении данных испытаний в активной зоне реактора BBP-К является то, что мощность опытной TBC более чем в два раза превышает мощность штатной TBC реактора [70; с.7-12]. В связи с этим при испытаниях предлагается изменить конфигурацию и состав активной зоны реактора BBP-К для достижения проектных характеристик опытных TBC.

Проведенные расчеты показали возможность создания условий в активной зоне BBP-К для проведения ресурсных испытаний опытных TBC [71; с.184-190]. Рассчитаны реальные кампании реактора для достижения среднего выгорания в опытных TBC ~60% по урану-235. Определены характеристики активной зоны реактора в период испытаний, показавшие, что их проведение не препятствует выполнению других облучательных ФRИ с работ. Специалистами участием специалистов Аргоннской Национальной Лаборатории (США) И НИКИЭТ  $(P\Phi)$ разработана обоснованная программа испытаний опытных ТВС и сделано обоснование безопасности испытаний в реакторе BBP-К, включающее в себя анализ возможных переходных процессов [72; с.69, 73; с.90, 74; с.54-59, 75; с.120]. По согласованию с разработчиком опытных ТВС (НИКИЭТ) принято решение о том, что испытания будут проводиться на режимах работы опытных ТВС в составе активной зоны с низкообогащенным топливом. Выполнен анализ стационарного состояния и теплогидравлический расчет активной зоны. Получено разрешение Регуляторного органа на проведение испытаний. В феврале 2011 г. Новосибирским заводом химконцентратов (НЗХК) были изготовлены три опытные ТВС и в марте 2011 года начаты их ресурсные испытания в активной зоне реактора BBP-К [76; с.82]. Испытания были проведены в три этапа - до достижения среднего выгорания в опытной ТВС 20, 40 и 60% по урану-235; по окончании каждого из этапов предусматривался визуальный осмотр одной из опытной ТВС.

#### § 2.1. Конструкция облучательного устройства

Облучательное устройство представляет собой бериллиевый вытеснитель с внутренней полостью диаметром 141 мм, устанавливаемый в центр активной зоны вместо, извлеченных шести ТВС и центрального облучательного канала. Внутри вытеснителя имеется решетка, в которую с шагом 68,3 мм устанавливается три опытных ТВС. Шаг решетки обеспечивает гарантированный зазор между ТВС 2 мм, предназначенный для протока теплоносителя (штатный зазор для активной зоны). Трехмерная модель облучательного устройства приведена в приложении 5.

66

Облучательное устройство снабжено датчиками контроля параметром облучения, а именно были установлены три термопары типа хромельалюмель и два датчика прямого заряда с родиевыми эмиттерами.

Сигналы от датчиков были выведены в пультовую газо-вакуумной петлевой установки и подключены к информационно-измерительной системе, которая отображала и архивировала показания. В процессе испытания опытных ТВС с помощью информационно-измерительной системы фиксировались следующие параметры: три сигнала от датчиков ТВС; нейтронная мощность реактора; температура воды на входе и выходе из активной зоны; расход теплоносителя; активность воды первого контура.

Облучательное устройство было специально разработано для проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС ВВР-КН.

# §2.2. Обоснование безопасности проведения ресурсных испытаний опытных ТВС

#### §2.2.1. Характеристики смешанной активной зоны реактора ВВР-К

Для достижения рабочих характеристик опытных ТВС с периферии активной зоны были удалены 23 ТВС реактора ВВР-К, что при сохранении мощности реактора – 6,0 МВт, повышает удельное энерговыделение в активной зоне и в опытных ТВС. Для компенсации потери реактивности в периферийные ячейки устанавливаются 28 бериллиевых блоков шестигранной формы, с размером под ключ 65,3 мм. Картограмма загрузки активной зоны, и схема расположения опытных ТВС приведены на рисунке 2.1.

Рассчитан баланс реактивности при перестройке активной зоны для подготовки к испытаниям; результаты расчета, включая значения эффективности РО СУЗ, сведены в таблицу 2.1.

67



## Рис. 2.1. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К для

## ресурсных испытаний опытных ТВС

## Таблица 2.1

Изменения в активной зоне		Состав активной зоны	Запас реактивности, %(Δk/k)	Эффективность, %(Δk/k)		
Исходная акти	вная зона	76 TBC	4.83	-		
20 ТВС с периф заменены 23 бериллиевыми (	ерии Блоками	56TBC; 23 Be	4.97	+0.14		
6 ТВС из центра активной зоны заменены Ве вытеснителем		50TBC; 23 Ве; Ве вытеснитель	-2.77	-7.74		
Эфф. РО,	1PP: 3.03%	; 2PP: 2.16%; 3PP: 1.93%				
$\%(\Delta k/k)$	$\Sigma PP + AP^*$ :	8,8 ; ΣΑΖ: 3,3				
Установлен ТВС1		50FA; 23Be; Ве выт.; один ТВС	0.73	+3.5		
Установлен ТВО	C2	50FA; 23Be; Ве выт; два ТВС	5.1	+4.37		
Эфф. РО,	1PP: 3.23%	6; 2PP: 2.62%; 3PP: 1.94%				
$\%(\Delta k/k)$	$\Sigma PP + AP^*$ :	8.7%; ΣΑΖ*: 3.3%				
8 ТВС удалены, установлен ТВС3		42TBC; 23Be; Ве выт.; два ТВС	1.97	-3,13		
		42FA; 23Be; Ве выт.; три ТВС	5.0	3,03		
Эфф. РО, %(Δk/k)	1PP: 2.23 9	%; 2PP: 1.89%; 3PP: 1.46%	%; AP: 0.50%			

## Состояние активной зоны и составляющие баланса реактивности

Замена ТВС на бериллиевые блоки практически не изменила запас реактивности активной зоны. Это говорит о том, что эффективность бериллиевых блоков эквивалентна эффективности периферийных ТВС. Для проверки расчетных данных были проведены прямые эксперименты на реакторе BBP-K, которые подтвердили результаты расчетов. Поскольку установка центрального бериллиевого вытеснителя значительно изменит картину энергораспределения в активной зоне, были рассчитаны значения энерговыделения во всех штатных ТВС (см. таблицу 2.2).

#### Таблица 2.2

Яцейка	Энерговыделение	Яцейка	Энерговыделение		
Лченка	в ТВС, кВт	ЛЧСика	в ТВС, кВт		
2-4 AP 60,3		5-3	133,8		
4-3 1PP	74,9	5-8	122,8		
8-7 1PP	70,8	7-2	99,7		
6–2 A31	90,0	7-3	123,5		
6-8 A33	88,0	7-8	129,6		
10–4 A32	79,1	8-2	90,3		
4-4	192,3	8-4	182,7		
4-8	82,8	8-8	90,8		
5-4	155,8	9-2	92,4		
5-7	150,9	9-3	98,3		
6-7	171,9	9-4	138,0		
6-3	173,6	9-5	143,9		
7-4	183,4	9-6	102,0		
7-7	186,7	3-2	97,8		
8-6	179,8	7-9	93,9		
3-3	101,3	9-7	99,2		
3-4	129,8	10-3	98,5		
3-5	145,5	5-2	106,0		
3-6	90,3	10-5	91,9		
3-7	75,1	2-3	91,7		
4-2	96,8	4-6	155,8		

Энерговыделение в штатных ТВС

Наиболее энергонапряженная штатная ТВС располагается в ячейке (4– 4) и ее мощность составляет 192 кВт. При этом принималось во внимание, что активная зона перед установкой опытных ТВС отработала 380 суток (учитывались все имевшие место перегрузки TBC, загрузки и выгрузки облучательных устройств).

Рассчитаны средние значения энерговыделения в трёх опытных ТВС, которые составили: ТВС1 – 343,8 кВт; ТВС2 - 340,3 кВт; ТВС3 - 369,8 кВт. Мощность опытных ТВС в два раза превышают мощность самой энергонапряженной штатной ТВС. Результаты расчетов в таблице 1 Приложения 6 показывают, что проектное значение мощности в опытных ТВС достигается. Физическая эффективность РО СУЗ приведена в таблице 2.3.

#### Таблица 2.3

#### Эффективность РО СУЗ на момент начала ресурсных испытаний

РО СУЗ	1A3	2A3	3A3	1PP	2PP	3PP	AP
ρ, % <sup>ΔK</sup> / <sub>K</sub>	1,00	0,49	0,65	2,73	2,32	1,60	0,20

Из таблицы 2.3 видно, что требования правил ядерной безопасности, соблюдаются. Удельное энерговыделение в сердечнике по всем твэлам для шести граней ТВС1 приведены в таблице 2.4. Коэффициент азимутальной неравномерности составил 1,23.

#### Таблица 2.4

№ твэла	Сектор 1	Сектор 2	Сектор3	Сектор 4	Сектор 5	Сектор 6
1	0,9017	1,0564	0,9666	0,6866	0,6826	0,8643
2	0,8209	0,9381	0,8747	0,6761	0,6816	0,7969
3	0,7555	0,8353	0,7879	0,6642	0,6452	0,7395
4	0,7270	0,7769	0,7520	0,6702	0,6557	0,7181
5	0,7270	0,7505	0,7255	0,6592	0,6732	0,7026
6	0,7315	0,7440	0,7400	0,6971	0,6956	0,7131
7	0,7595	0,7570	0,7615	0,7310	0,7141	0,7400
8	0,7749	0,7450	0,7415	0,7375	0,7196	0,7385

Плотность энерговыделения в опытной ТВС1

По 11-ти расчетным зонам определён коэффициент неравномерности энергораспределения по высоте ТВС, который равен 1,33. С учетом этих данных величина максимального энерговыделения в сердечнике твэла

составила 1,177 кВт/см<sup>3</sup>. Указанное значение удельного энерговыделения в последствии было использовано в тепловом расчете опытных ТВС.

Выполнен теплогидравлический расчет, при этом предполагалось, что скорость в зазорах ТВС составляет 1,56 м/с (расход через ТВС ~3,5 кг/с). Результаты расчёта приведены в таблице 2.5. Результаты гидравлического расчета штатной и опытной ТВС приведены в приложениях 7-9.

### Таблица 2.5

Наименование гидросопротивления	$S_{\text{mup}}, cm^2$	S <sub>узк</sub> , см <sup>2</sup>	S <sub>узк</sub> /S <sub>шир</sub>	w, м/с	۲	Δр, см вод. ст.
Сужение при входе в						
затеснённые зубьями	40,40	18,8	0,47	1,86	0,30	5,30
верхние участки зазоров						
Расширение при выходе						
из затеснённых зубьями в	22,4	18,8	0,84	1,86	0,05	0,88
не затеснённые зазоры						
Трение в зазорах длиной						
700 мм и гидравлическим	-	22,4	-	1,56	5,51	68,41
диаметром 4,0 мм						
Сужение при входе в						
затеснённые зубьями	22,4	18,8	0,84	1,86	0,10	1,76
нижние участки зазоров						
Расширение при выходе						
из затеснённых зубьями	40,40	18,8	0,47	1,86	0,28	4,94
нижних участков зазоров						
Сужение при входе в						
отверстие решётки с	40,40	14,23	0,35	2,46	0,36	11,12
хвостовиком						
Расширение при выходе						
из отверстия решётки с	40,40	14,23	0,35	2,46	0,41	12,66
хвостовиком						
Суммарный перепад						105.07
давления	-	-	-	-	-	103,07

### Перепад давления на 8-ми трубной тепловыделяющей сборке ВВР-КН

Результаты расчёта для двух значений температуры воды на входе в ТВС и трёх значений перепада давления на активной зоне приведены в таблице 2.6.

Распределения температур твэла и воды по высоте активной зоны приведены на рисунках 2.2 и 2.3 при температуре воды на входе в TBC 45°C. Температура воды на входе 45°C является максимально возможной при эксплуатации реактора BBP-K, так как при превышение этой температуры срабатывает аварийная защита реактора и реактор переходит в безопасное состояние. В расчетах принято, что доля мощности реактора, выделяющаяся в сердечниках твэлов, составляет 0,94.

#### Таблица 2.6

## Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой опытной

1	Температура воды на входе в активную зону, °С	35			45		
2	Мощность ТВС, кВт		352		352		
3	Макс. плотность энерговыделения в сердечнике твэла, кВт/см <sup>3</sup>	1177		1177			
4	Перепад давления на активной зоне, бар	0,15	0,20	0,30	0,15	0,20	0,30
5	Скорость воды в зазорах, м/с	1,86	2,15	2,64	1,86	2,15	2,64
6	Макс. тепловой поток с наруж./внутр. поверхностей твэла, кВт/м <sup>2</sup>	429/3 56 412/4 12	425/36 0 412/41 2	423/3 62 412/4 12	431/3 54 412/4 12	427/3 58 412/4 12	427/3 58 412/4 12
7	Максимальная температура поверхности твэла, °С	80	76	70	89	84	78
8	Температура начала кипения воды на поверхности твэлов (по Форстеру-Грейфу), °С	123	122	121	123	122	121

TBC
9	Коэффициент запаса до начала кипения на поверхности твэлов по температуре	1,93	2,14	2,47	1,77	1,96	2,26
---	--	------	------	------	------	------	------





Рис. 2.2. Температура внутренней поверхности 1-го твэла опытной ТВС ВВР-КН (сектор № 2) по высоте активной зоны Рис. 2.3. Температура воды между 1-м и 2-м твэлами опытной ТВС ВВР-КН (сектор № 2) по высоте активной зоны

Для определения влияния облучательного устройства на характеристики нейтронных полей были рассчитаны плотности потока тепловых и быстрых нейтронов в облучательных каналах активной зоны и бака реактора (см. таблицу 2.7).

### Таблица 2.7

	Существующая активная		Активная зона при		
Оолучательный	30	на	испытаниях		
канал	Тепловые	Быстрые	Тепловые	Быстрые	
В ячейке 4-5	9,8E+13	1,7E+13	1,3E+14	1,6E+13	
В ячейке 8-5	1,0E+14	1,7E+13	1,3E+14	1,6E+13	
В ячейке 11-4	3,6E+13	5,0E+12	3,8E+13	4,4E+12	
В баке Ø 100 мм	8,7E+12	3,0E+11	7,3E+12	5,2E+11	

Плотность потока нейтронов в облучательных каналах

Анализ полученных результатов показал, что плотность потока тепловых нейтронов в центральных каналах увеличилась на 30 %, характеристики остальных каналов остались на прежнем уровне.

Наиболее энергонапряженная штатная ТВС выбрана расположенна в ячейке 4-4 активной зоны реактора ВВР-К. С учетом коэффициентов неравномерности максимальное значение удельного энерговыделения в сердечнике ТВС активной зоны принято равным 0,807 кВт см<sup>-3</sup>. Результаты теплового расчета приведены в таблице 2.8. Как видно из таблицы, несмотря на изменение конфигурации и состава активной зоны, ее теплотехническая надёжность обеспечивается. Максимальная температура теплоносителя на выходе из активной зоны не превышает 54°С.

Расчеты показали, что максимальные температуры оболочек твэлов и топлива не превышают 90 °C, что существенно ниже температуры совместимости под облучением частиц топлива и материала матрицы, которая составляет 350°C [77; с.20-203].

Таблица 2.8

# Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой штатной ТВС

Мощность ТВС, кВт 145,4						
Макс. плотность энерговыделения в сердечнике твэла, кВт/см <sup>3</sup>	0,807					
Макс. тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>			25	52		
Температура воды на входе в а.з., °С	35 45					
Перепад давления на а.з., бар	0,15	0,20	0,30	0,15	0,20	0,30
Скорость воды в зазорах между твэлами, м/с	2,14	2,47	3,03	2,14	2,47	3,03
Максимальная температура поверхности твэла, °С	58	57	53	67	65	62
Температура начала кипения воды на поверхности твэлов (по Форстеру- Грейфу) °С	120	120	119	120	120	119

	· _					
поверхности твэлов по температуре	5,72	7,12	т,75	5,40	5,04	-,
Коэффициент запаса до начала кипения на	3 72	4 12	4 75	3 46	3 84	ΔΔΔ

Для достижения среднего выгорания в ТВС ~ 60 % по урану-235 потребуется ≈ 500 эффективных суток.

В целом проведенные расчетные исследования показали, что даже при консервативном подходе, превышение допустимых пределов безопасности реактора ВВР-К с рассмотренной смешанной активной зоной не происходит.

Расчетным путем определено нижнее значение расхода теплоносителя через активную зону (785 м<sup>3</sup>/ч), начиная с которого температуры стенок твэлов (97,7 °C) и теплоносителя (75 °C) в межтвэльных зазорах, а также значения коэффициента запаса до начала пузырькового кипения становятся безопасными. Графическое изображение результатов расчета показано на рисунке 2.4.



Рис. 2.4. Перепад давления по активной зоне, как функция расхода теплоносителя в активной зоне

На рисунке 2.4, справа от вертикальной красной линии находится область, где коэффициент запаса до начала поверхностного кипения выше 1,3. При расходе теплоносителя через активную зону выше 785 м<sup>3</sup>/ч

обеспечивается необходимый теплоотвод от ТВС и не нарушаются пределы безопасной эксплуатации реактора ВВР-К.

#### § 2.2.2. Проведение физических измерений на гидравлическом стенде

Гидравлический стенд бы специально разработан и создан для отработки расчетной модели. Первой задачей было подтверждение стабильности работы термоэлектрических сопротивлений (термопар) в режиме свободного обтекания спая термопары потоком теплоносителя (без зачеканки спая). Измерения выполнялись при значениях расхода воды через облучательное устройство 7.6; 9.4; 11.4 м<sup>3</sup>/ч. На рисунке 2.5 представлены результаты измерений сигналов термопар при максимальном расходе воды. Термопара Т1 находилась на входе, термопары Т2 и Т3 на выходе теплоносителя из макета облучательного устройства. При этом, за счет разогрева циркуляционного насоса, в начале измерений температура воды изменилась от 25.3 до 27.3 °С. В дальнейшем подъем температуры воды прекратился. Показания термопар стабилизировались на значениях: 1.091; 1.095; 1.093 мВ, а флуктуация показаний не превышала 0.002 мВ. Таким образом, нестабильность показаний термопар при измерении температуры в режиме свободного обтекания спая термопары потоком теплоносителя не превышает 0.1 °C. Для вычисления значения температуры по сигналу термопары использовалась зависимость T=0.046+25.2E-0.25E<sup>2</sup>. Правильность измерения температуры термопарами проверена ртутным термометром. Точность измерения температуры термопарами определяется классом точности измерительного прибора. Измерение напряжения термопар осуществлялось мультиметром прошедшим государственную метрологическую аттестацию.

Второй задачей было подтверждение адекватности используемой схемы расчета гидравлических параметров испытаний опытных ТВС. Для этого были смоделированы условия, используемые в расчетах. 76



Рис. 2.5. Временное изменение сигналов термопар

В экспериментах исследована зависимость величины перепада давления воды от значения расхода воды через облучательное устройство. При измерениях регулирующим вентилем устанавливался определенный расход воды (G) и определялся соответствующий перепад давления на облучательном устройстве и макетах ТВС (ΔР). Для определения расхода измерялось время (t<sub>i</sub>,) прохождения V=100 литров воды. Выполнено пять серий измерений. Экспериментальные данные представлены в таблице 2.9.

#### Таблица 2.9

			t <sub>i</sub> , c			G T/O	$\mathbf{C} = \mathbf{v}^{3}/\mathbf{u}$	
ДР, ММ ВОД.СТ.	1	2	3	4	5	U <sub>ср</sub> , л/с	U <sub>ср</sub> , м /ч	Δ <b>U</b>
8	100	109	109	105	102	0.95	3.43	0.03
31	47	46.3	47	46	46.5	2.15	7.73	0.17
37	41	40	41	40.7	42	2.44	8.80	0.22
40	39	40	40	40	40	2.51	9.05	0.23
50	35	35.6	35	35	35	2.85	10.25	0.30
57	33	33	34	33.4	33.5	3.00	10.79	0.33
63	32	32	32	32	32.5	3.12	11.22	0.36
67	31.6	31.6	31.5	31.5	31.1	3.18	11.44	0.37
70	31	31	31	31	31	3.23	11.61	0.38

Экспериментальные данные, полученные на гидравлическом стенде

Расчет перепада давления выполнен для 8-ми значений расхода теплоносителя, при которых проводился эксперимент. Расчетная зависимость (Re=7000) перепада давления как функции расхода теплоносителя через облучательное устройство и экспериментально измеренные значения представлена на рисунке 2.6.



Рис. 2.6. Зависимость перепада давления от расхода воды

В связи тем, что на момент проведения экспериментов опытные ТВС типа ВВР-КН не были изготовлены, все измерения выполнены с использованием сборки из полномасштабного макета облучательного устройства и трех макетов ТВС типа ВВР-Ц. Использование макетов не повлияло на результаты исследований так как в соответствующих расчетах учтены различия макетов и реальных конструкций.

#### §2.3. Результаты ресурсных испытаний

#### §2.3.1. Первый этап

В марте 2011 года были начаты ресурсные испытания трех опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К [78; с.127-131, 79; с.74-80]. Перед

началом первого цикла были проведены измерения перепада давления на активной зоне в зависимости от расхода теплоносителя для подтверждения расчетных значений, использованных в теплогидравлических расчетах активной зоны. В таблице 2.10 приведены результаты измерений.

#### Таблица 2.10

# Зависимость расхода воды в опытных ТВС от перепада давления на активной зоне

Количество		Расход через	Расход через
ГЦН	$\Delta r$ , willa	ЭТВС, м <sup>3</sup> /ч	активную зону, м <sup>3</sup> /ч
1	0,0020	5,8	340±24
2	0,0076	12,1	662±24
3	0,0160	18,2	996±24

По результатам гидравлического расчета и проведенных гидравлических измерений получена экспериментальная зависимость перепада давления на опытных ТВС в зависимости от расхода воды через активную зону, которая в дальнейшем использовалась для определения тепловой мощности опытных ТВС.

Наличие в составе активной зоны большого количества бериллия (боковой отражатель и облучательное устройство) обусловило появление фотонейтронов из реакции (γ,n) и нейтронов из реакции (n,2n). Их наличие значительно изменило показания приборов нейтронного контроля. Поэтому первый выход на проектный уровень мощности 6,0 МВт осуществлялся ступенями по 100 кВт с выдержкой 1 час между ступенями для установления теплового равновесия в первом контуре охлаждения. При достижении разницы температуры теплоносителя на входе и выходе активной зоны 1,0 °C и далее, оценивалась тепловая мощность реактора, по значениям которой корректировались показания штатных нейтронных датчиков (ионизационных камер).

По результатам расчетов выгорания в штатных ТВС определялась оптимальная схема перегрузок ТВС перед каждым последующим циклом. Расчетное моделирование работы реактора позволило выбрать наиболее оптимальную схему перегрузок активной зоны между циклами. Показано, что если в течение испытаний в центральной области активной зоны будут находиться штатные TBC с выгоранием <15 % по урану-235, то полное время испытаний (достижение выгорания в опытных ТВС ~60% по урану-235) составит 23 облучательных цикла, каждый длительностью 21 сутки. Однако, в силу ряда технических причин за первые пять циклов было отработано 96 суток вместо запланированных 105 и достигнуто максимальное среднее % 16,7%. выгорание 15.2по урану-235 вместо Для увеличения энергонапряженности опытных ТВС было принято решение о некотором уменьшении размеров активной зоны за счёт удаления четырёх штатных ТВС с выгоранием по урану-235 в них ≥ 40 % и установкой на их место бериллиевых блоков. Соответствующая картограмма представлена на рисунке 2.7. Активная зона содержит 28 штатных ТВС 1-го типа, 6 ТВС 2-го типа под органами регулирования и защиты, экспериментальное бериллиевое устройство с тремя опытными ТВС и 32 бериллиевых блока.



Рис. 2.7. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К

С учетом показаний термопар и значений расхода теплоносителя через опытные ТВС максимальная мощность трёх ТВС на начало первого цикла работы составила 1054 кВт (см. рис. 2.8), что соответствует рабочим параметрам ТВС в составе конвертированной активной зоны. Погрешность определения мощности составляет 10 %.



Рис. 2.8. Зависимость средней мощности трех опытных ТВС и выгорания от времени работы реактора

Параллельно с контролем вышеуказанных параметров ежедневно отбирались пробы воды 1-го контура охлаждения, и делался их анализ на наличие цезия-137 (Cs-137), как реперного изотопа и других осколков деления. Содержание в теплоносителе Cs не превышало значение 500 Бк/л, которое является фоновым значением для реактора BBP-K, что свидетельствует о герметичности TBC (в том числе опытных TBC) до достижения среднего выгорания топлива 20% по урану-235.

Визуальный осмотр одной из опытных ТВС показал, что поверхности двух граней наружного твэла имеют темную продольную полосу (см. отмеченную область на рис. 2.9). Далее фотографии были проанализированы

81

специалистами завода изготовителя (НЗХК г. Новосибирск), которые по технологической документации на изготовление опытных ТВС пришли к мнению, что по всей видимости, данная полоса является следом контакта с бериллиевым облучательным устройством. Контакт имел место при перегрузках ТВС с целью поворота на 60° после каждого нечетного цикла (поворот опытных ТВС осуществлялся для обеспечения равномерного выгорания топлива в ТВС). Для сравнения на рисунке 2.10 показана поверхность макета ЭТВС (технология обработки поверхности ЭТВС и макета ЭТВС одинакова). Данные следы на поверхности двух граней наружного (наиболее напряженного) твэла не являются следствием разрушения оболочки.



Рис. 2.9. Центральная часть по высоте 5-й грани опытной ТВС 3



Рис. 2.10. Центральная часть по высоте 2-й грани макета опытной ТВС

Для экспериментального подтверждения результатов расчета измерены плотности потока тепловых нейтронов в каналах, расположенных в ячейках 4-5, 10-6, 10-2, 5-9 и 8-9 активной зоны. Каналы в ячейках 4-5, 10-2 и 8-9 заполнены водой и имеют внутренний диаметр 54 мм. Каналы в ячейках 10-6 и 5-9 заполнены так же водой, но имеют внутренний диаметр 62,5 мм. Дно всех каналов находится на 300 мм ниже центра активной зоны. Результаты измерений и расчетов представлены в таблице 2.11. Коэффициенты неравномерности распределений плотности потока тепловых нейтронов по высоте в каналах 4-5 и 10-6 составили 1.38 и 1.41, соответственно.

#### Таблица 2.11

	Плотность потока нейтронов, см <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>					
No vouo no	Экспер	оимент	Расчет (	MCU-REA)		
ј№ канала	Тепловые	Быстрые	Тепловые	Быстрые		
	En<0.4 эВ	En>1.15 МэВ	En<0.4 эВ	En>1.15М эВ		
4-5	$(2.1 \pm 0.2)10^{14}$	$(2.0 \pm 0.4)10^{13}$	$(2.1 \pm 0.1)10^{14}$	$(2.5 \pm 0.1)10^{13}$		
10-2	$(7.3 \pm 0.6)10^{13}$	$(6.8 \pm 0.9)10^{12}$	$(7.6 \pm 0.3)10^{13}$	$(6.6 \pm 0.3)10^{12}$		
5-9	$(8.5 \pm 0.9)10^{13}$	$(7.8 \pm 0.9)10^{12}$	$(8.6 \pm 0.3)10^{13}$	$(7.6 \pm 0.3)10^{12}$		
10-6	$(9.0 \pm 0.9)10^{13}$	$(8.9 \pm 0.9)10^{12}$	$(8.8 \pm 0.3)10^{13}$	$(8.3 \pm 0.3)10^{12}$		
8-9	$(5.5 \pm 0.6)10^{13}$	$(4.7 \pm 0.5)10^{12}$	$(6.7 \pm 0.3)10^{13}$	$(6.2\pm0.3)10^{12}$		

#### Значения плотностей потоков нейтронов в каналах активной зоны

#### § 2.3.2. Второй этап

В процессе испытаний активная зона претерпевала некоторые изменения, в частности из ячейки 5-9 было извлечено облучательное устройство, и на его место был помещён бериллиевый блок, из ячейки 6-9 удален физмакет ТВС, а из ячеек 2-6 и 10-6 удалены водные вытеснители и на их место поставлены бериллиевые блоки. На начало второго этапа испытаний активная зона содержала 28 ТВС 1-го типа, 6 ТВС 2-го типа, 3 опытных ТВС и 37 блоков бериллиевого отражателя (см. рис. 2.11) [80; с.39]. В ходе каждой кампании осуществлялся непрерывный контроль величины энерговыделения в опытных ТВС и мощности реактора.



# Рис. 2.11. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К для испытаний экспериментальной ТВС (28 ТВС ВВР-Ц, 3 ТВС ВВР-КН и 32 Ве - блока)

Измеренные значения активности воды первого контура в течение второго этапа испытаний не превышали пределов нормальной эксплуатации реактора. Резких изменений активности не было зафиксировано. Это свидетельствует о том, что герметичность как опытных, так и штатных ТВС не нарушена.

Результаты расчетов выгорания представлены в таблицах 2-4 приложения 6. Суммарное, за семнадцать кампаний испытаний, расчетное значение выгорания топлива в наиболее энергонапряженной опытной TBC 3 составило  $\approx$  49% по урану-235.

После достижения выгорания в опытной ТВС 40% по урану-235, была извлечена из облучательного устройства опытная ТВС-3 для проведения визуального осмотра. Проведена фотосъемка всех граней опытной ТВС-3. Визуальный осмотр поверхностей всех граней наружного твэла (как самого энергонапряженного) опытной ТВС-3 показал, что на поверхностях отсутствуют явные признаки разрушения оболочки твэла. Фотографии второй грани опытной ТВС-3 приведены на рисунке 2.12.







а) низ

б) середина

в) верх

Рис. 2.12. Фотографии второй грани опытной ТВС-3 при достижении выгорания 40% по урану-235

#### § 2.3.3. Третий этап

В конце 2012 года во время проведения 17-й кампании испытаний опытных ТВС начался рост активности газа над зеркалом активной зоны и рост активности теплоносителя по реперному изотопу цезий-137. Такой рост активности является признаком разгерметизации одной из ТВС активной зоны. По окончании 17-й кампании испытания были остановлены. В январе ТВС были извлечены из активной зоны. 2013 года все опытные Иммерсионным методом были проведены измерения активности теплоносителя при проходе через опытные ТВС. Результаты измерений указали на разгерметизацию опытной TBC №1. Вопрос о продолжении испытаний комиссией, состоявшей представителей решался ИЗ заинтересованных в испытаниях организаций: ИЯФ, НЗХК, НИКИЭТ, ВНИИНМ и Корпорация ТВЭЛ. Было принято решение о продолжении испытаний с заменой дефектной ТВС на новую с низкообогащенным топливом. Разгерметизировавшаяся ТВС была перемещена в мокрое хранилище для последующего исследования причин разгерметизации. Выгорание в опытной ТВС №1 на момент прекращения испытаний составило 49.7% по урану-235. На место извлеченной была уставлена новая ТВС типа BBP-КН. Ресурсные испытания были продолжены.

В третьем этапе было проведено шесть кампаний испытаний. Во время испытаний активная зона претерпела некоторые изменения, в частности, из ячейки 9-7 был удален макет ТВС, ТВС из ячейки 8-8 была перемещена в ячейку 9-7, а на ее место установлен бериллиевый блок. Измененная активная зона содержала 27 ТВС 1-го типа, 6 ТВС 2-го типа под органами управления и защиты, 3 опытных ТВС и 38 блоков бериллиевого отражателя. Картограмма активной зоны приведена на рисунке 2.13.



Рис. 2.13. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К

После обнаружения разгерметизации одной из опытных ТВС термопара, помещенная в промежуток между опытными ТВС для измерения температуры теплоносителя в зоне перемешивания после прохождения через ТВС, была извлечена из активной зоны, во избежание касания ее с поверхностью ТВС. В дальнейшем мощность опытных ТВС определялась только расчетным путем. После 17-й кампании поворот опытной ТВС на 60° по азимуту было решено отменить, чтобы уменьшить количество операций по загрузке и выгрузке ТВС.

Измеренные значения активности, начиная с 18-й кампании, не превышали пределов нормальной эксплуатации реактора. Резких изменений активности не было зафиксировано. Это свидетельствует о сохранении герметичности как опытных, так и штатных ТВС.

Выгорание урана-235 в ТВС приведено в таблицах 5-7 приложения 6. Общая продолжительность ресурсных испытаний составила 480 эффективных суток, при этом в опытных ТВС №2 и №3 достигнуто выгорание 59.7 и 60.3% по урану-235, соответственно.

86

#### § 2.3.4. Анализ результатов испытаний опытных ТВС

Испытания низкообогащенных опытных ТВС типа ВВР-КН в реакторе ВВР-К были завершены в 2013 году [81; с.227-233, 82; с.6-15, 83; с.96]. Продолжительность испытаний ТВС №1 составила 357 суток, а ТВС №2 и №3 – 480 суток. За это время выгорание урана-235 достигло 49.7% в опытной ТВС №1, 59.7% в ТВС №2, и 60.3% в ТВС №3. Динамика выгорания урана-235 в процессе испытаний представлена на рисунке 2.14.



Рис. 2.14. Динамика выгорания опытных ТВС

Как видно из графика, оптимизация перегрузок ТВС в активной зоне, и достройка бокового бериллиевого отражателя в процессе испытаний позволили получить почти линейную зависимость от времени выгорание в опытных ТВС. Это позволило сократить продолжительность испытаний на одну кампанию.

Расчетные и экспериментальные значения суммарной мощности трех опытных ТВС для первых 17 кампаний представлены на рисунке 2.15.



Рис. 2.15. Динамика изменения суммарной мощности трех опытных ТВС

2.15 Рисунок демонстрирует хорошее согласие расчетов с экспериментом. В начале испытаний экспериментально измеренная суммарная мощность опытных ТВС составила 1054 кВт. Расчетное значение этой величины составляет 1047 кВт. Мощность наиболее энергонапряженной опытной ТВС составила 360 кВт. Эта величина соответствует проектному значению мощности, наиболее напряженной ТВС при энергетическом пуске реактора с низкообогащенной зоной.

На рисунке 2.16 показаны результаты расчетов изменения мощности каждой опытной ТВС для всех 23 кампаний. Энерговыработка опытных ТВС составила: ТВС №1 – 106 МВт·сут.; ТВС №2 – 133 МВт·сут.; ТВС №3 – 135 МВт·сут. Всплески мощности на рисунке 2.16 соответствуют изменению конфигурации активной зоны реактора ВВР-К, т.е. выгрузке штатной ТВС и загрузке бериллиевого блока.

Стабильность нейтронного поля в облучательном устройстве иллюстрирует рисунок 2.17, где приводятся показания ДПЗ, установленных в облучательном устройстве. Резкий спад в показаниях ДПЗ в пределах цикла обусловлен срабатыванием аварийной защиты; срабатывание, как правило, происходило при аварийном отключении электроэнергии. Разница в показаниях ДПЗ 1 и ДПЗ 2 обусловлена тем, что они имели разные нагрузочные сопротивления.



Рис. 2.16. Динамика изменения мощности каждой из опытных ТВС



Рис. 2.17. Динамика изменения показаний датчика прямого заряда

В целом, измеренные значения объемной активности теплоносителя по изотопу цезий-137 в первом контуре реактора не превышали пределов нормальной эксплуатации реактора ВВР-К, за исключением наблюдаемого всплеска вовремя 17-й кампании, который связан с разгерметизацией опытной ТВС № 1 (см. рис. 2.18).



Рис. 2.18. Активность воды по изотопу цезий-137

#### § 2.3.5. Послереакторные исследования опытных ТВС

Заключительным этапом ресурсных испытаний опытных ТВС является проведение их после реакторных исследований. Для этого была разработана Программа после реакторных исследований опытных ТВС, включающая разделы: общие положения; оборудование и методы исследований; описание проводимых работ; обоснование и безопасность; нештатные ситуации; персонал. В РГП «Институт ядерной физики» не имеются технические возможности проведения исследований, облученных ТВС разрушающими методами, поэтому были проведены исследования только неразрушающими методами. В процессе выполнения после реакторных исследований была получена информация о внешнем виде твэлов, герметичности внешнего твэла, изменении размеров и формы внешнего твэла.

В разделе «Общие положения» определяются цель и основные задачи исследований, а также приводится список нормативно-технической документации.

Раздел «Оборудование и методы исследований» содержит описание оборудования и инструментов, используемых при исследованиях и методов проведения исследований.

Подробное описание проводимых работ с разбиением на отдельные операции, последовательность проведения операций и время, отводимое на каждую операцию, приводятся в разделе «Описание проводимых работ».

Расчетное обоснование программы и анализ безопасности исследований излагается в разделе «Обоснование и безопасность».

В разделе «Нештатные ситуации» рассматриваются возможные аварийные ситуации и описываются действия персонала в этих ситуациях.

Для разработки Программы выполнены расчеты по определению уровней радиоактивности и остаточного тепловыделения в опытных ТВС, которые ожидались к началу после реакторных исследований. Знание этих величин позволило оценить время, отводимое на каждую операцию, и возможные последствия при нарушении герметичности твэлов при исследованиях, а также оценить радиационную нагрузку на персонал.

Расчетным путем было определено количество накопленных осколков деления в опытных ТВС. Полученные данные корректировались с учетом распада радиоактивных изотопов в перерывах между кампаниями и использовались для создания исходного файла для расчета следующей кампании. Таким образом, прослеживалась история ТВС в течение всех кампаний испытаний. После расчета по всем кампаниям испытаний проводился расчет остаточной радиоактивности и остаточного тепловыделения опытных ТВС с учетом времени выдержки до начала после реакторных исследований. Результаты расчетов представлены в таблице 2.12.

#### Таблица 2.12

#### Остаточное тепловыделение и гамма-активность опытных ТВС

№ опытной	Время	Остаточное	Гамма-
TBC	выдержки, мес.	тепловыделение, Вт	активность, ТБк
TBC №1	12	13	70

	5	31	160
ТВС №2 и	12	13.6	74
TBC №3	24	6.7	39
	36	4.1	26

В январе 2014 года в «горячей» камере РГП «ИЯФ» проведены неразрушающие после реакторные исследования опытных ТВС-2 и ТВС-3, которые достигли выгорания ~ 60% по урану 235. Исследования включали визуальный осмотр ТВС и проверку их герметичности иммерсионным методом. По результатам исследований не выявлено нарушения целостности оболочек либо изменений геометрии опытных ТВС.

В феврале 2014 года в «горячей» камере РГП «ИЯФ» проведены неразрушающие после реакторные исследования опытной ТВС-1 с целью определения разгерметизировавшегося твэла и места разгерметизации. Эти исследования включали в себя: визуальный осмотр и фотографирование ТВС; снятие мазков с наружной поверхности внешнего твэла; разборку ТВС на отдельные твэлы; визуальный осмотр и фотографирование каждого твэла; контроль герметичности каждого твэла иммерсионным методом.

В результате исследований был идентифицирован негерметичный твэл и выявлено аномальное формоизменение этого твэла на участке 10-15 см от нижнего торца. Негерметичным оказался твэл №6 (нумерация идет от внешнего твэла). Фотография данного участка приведена на рисунке 2.19. Признаков разгерметизации либо поверхностных дефектов остальных семи твэлов (№1, 2, 3, 4, 5, 7, 8) не выявлено.

Наиболее вероятной причиной разрушения оболочки твэла является накопление газообразных продуктов деления в нескольких микродефектах на границе между топливом и оболочкой, что в дальнейшем привело к образованию трещины, отслоению и вздутию оболочки под действием давления газов.

Точная причина разгерметизации может быть установлена при проведении разрушающих исследований твэла.

92



Рис. 2.19. Фотография поврежденного участка шестого твэла разгерметизировавшейся опытной ТВС-1

#### Выводы по главе

Расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию безопасности проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС в активной зоне реактора ВВР-К показали, что даже при применении консервативного подхода превышение допустимых режимов работы, как штатной, так и экспериментальной ТВС не происходит.

При работе двух главных циркуляционных насосов, которые обеспечивают расход теплоносителя через активную зону на уровне 700 м<sup>3</sup>/ч, кризисов теплообмена в самых энергонапряженных ТВС (штатной и опытной) не возникает, а именно температуры стенок твэлов и теплоносителя ниже допустимых пределов (температура плавления алюминиевого сплава ~  $660^{\circ}$ С и температура кипения воды при атмосферном давлении ~  $97^{\circ}$ С).

Ресурсные испытаний трех опытных ТВС были проведены в активной зоне реактора ВВР-К в период с марта 2011 года по июль 2013 года. Длительность облучения составила 23 облучательных кампаний или 480 эффективных суток. В процессе ресурсных испытаний опытных ТВС были достигнуты их проектные характеристики, что было подтверждено системами внутриреакторного контроля параметров испытаний.

В двух из трех опытных ТВС было достигнуто выгорание ~60% по урану-235. В третьей опытной ТВС было достигнуто выгорание ~50% по урану-235, что является выше 40% гарантированного значения заводом-изготовителем для серийных изделий.

Новая конструкция ТВС типа ВВР-КН подтвердила свою работоспособность.

# ГЛАВА III. АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫБРАННОЙ КОНФИГУРАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

§3.1. Обоснование теплофизической безопасности эксплуатации реактора BBP-К с новой конфигурацией активной зоны и новой конструкцией TBC

Согласно фундаментальным принципам безопасности, приведенным в стандартах безопасности МАГАТЭ для любой ядерной установки во время ее эксплуатации, проектной аварии и насколько это практически возможно при запроектных авариях должны выполнятся три принципа безопасности: контроль реактивности; теплоотвод от активной зоны; удержание радиоактивных материалов и контроль эксплуатационных выбросов, а также ограничение аварийных выбросов [84; с.10-87; 85 с.12-89; 86; с.15-150].

Наибольшую опасность для легководных реакторов представляет режим пузырькового кипения на поверхности твэла. Возникновение такого режима приведет к расплавлению оболочки твэла и соответственно к выходу высокорадиоактивных газообразных продуктов деления в теплоноситель первого контура реактора.

Режим работы реактора считается допустимым, если коэффициент запаса до начала поверхностного кипения в наиболее энергонапряженной ТВС не менее 1,45 по корреляции Форстера и Грейфа, и не менее 1,3 по корреляции Берглеса и Розенау.

Запас безопасности реактора с компоновкой активной зоны 16+10 ТВС, которая была рассмотрена в первом разделе, близок к минимально допустимому значению, так анализ теплового состояния твэлов показал, что коэффициент запаса до начала кипения воды на поверхности твэлов в наиболее энергонапряженной ТВС по корреляции Форстера и Грейфа является 1.5, тогда как, минимально допустимое значение 1.45. Поэтому

95

проанализировав результаты испытаний было решено догрузить еще одну ТВС ВВР-КН в активную зону, тем самым несколько уменьшить энергонапряженность активной зоны. Изменение конфигурации (количества ТВС) активной зоны требует проведение нового теплофизического расчета, результаты которого должны показать, обеспечение бескризисного теплоотвода с поверхностей твэлов в активной зоне, которое является одним из важнейших требований и условий их безопасной эксплуатации. Далее будем рассматривать компоновку активной зоны 17+10 ТВС (см. рисунок 3.1).

Начальная критическая загрузка активной зоны с ТВС ВВР-КН достигается в конфигурации из 11 ТВС-1, 10 ТВС-2, семи облучательных каналов и бокового отражателя, образованного 57 вытеснителями с водой. Масса урана-235 в активной зоне составляет 4.75 кг.



Рис. 3.1. Начальная критическая загрузка активной зоны реактора BBP-К

Начальная рабочая конфигурация содержит 17 восьмитрубных ТВС (ТВС-1), 10 пятитрубных ТВС (ТВС-2), семь облучательных каналов и боковой водяной отражатель из 51 вытеснителя с водой (см. рис. 1 приложения 10). Расчетное значение запаса реактивности для рабочей загрузки активной зоны составляет 6.97% Δk/k. Критсостояние достигается, 96

когда РО КО погружены в активную зону на 435 мм, а AP – на 310 мм. Согласно концепции конверсии реактора ВВР-К планируется постепенный переход от водяного отражателя нейтронов к бериллиевому.

С такой загрузкой реактор способен проработать без замены ТВС три 20-дневных цикла, после чего запас реактивности снизится до 0.8%, а среднее по активной зоне выгорание достигнет 7.4% по урану-235. По мере выгорания топлива вытеснители с водой заменяются на блоки бериллия, но суммарное количество ТВС и сами ТВС остаются неизменными. Постепенно водяной отражатель заменяется на бериллиевый. Соответствующие последовательные загрузки активной зоны показаны на рисунках 2-5 приложения 10.

После первых трех рабочих циклов количество вытеснителей с водой, замененных на блоки бериллия, достигает 10; остаточная реактивность увеличивается до 7.8%, и реактор способен проработать шесть 20-дневных циклов без перегрузки топлива, и т.д. Только после формирования бокового отражателя из 51 блока бериллия, когда среднее по зоне выгорание достигнет 43% по уранау-235, перед циклом №20, начнется замена выгоревших ТВС на свежие. Такая концепция позволяет экономить ядерное топливо.

Распределения энерговыделения и объемного энерговыделения по ТВС при работе реактора на 6 МВт приведены в таблице 3.1.

#### Таблица 3.1

Ячейка №	q, кВт/см <sup>3</sup>	N, кВт
6-5	0.898	409.1
5-3	0.398	181.6
5-4	0.521	237.6
4-4	0.523	238.9
3-4	0.547	249.6
6-4	0.734	334.0
4-5	0.568	258.9
8-4	0.525	239.5
5-6	0.723	329.1
8-5	0.602	273.9

#### Энерговыделение и плотность энерговыделения в ТВС

7-6	0.73	332.5
5-7	0.543	247.0
9-3	0.386	175.8
4-7	0.416	189.8
7-7	0.521	237.0
6-7	0.547	248.2
8-7	0.382	173.5
3-2(AP)	0.507	184.0
4-3 (1KO)	0.371	135.2
4-6(2 KO)	0.355	161.1
6-3 (3 KO)	0.402	146.1
7-8 (4 KO)	0.376	136.8
8-3 (5 KO)	0.364	132.6
8-6 (6 KO)	0.447	163.0
7-3 (1A3)	0.506	184.3
9-4 (2A3)	0.562	204.6
5-8 (3A3)	0.539	196.0

Наиболее энергонапряженная ТВС с энерговыделением 409 кВт расположена в центральной ячейке активной зоны 6-5. Среднее по активной зоне объемное энерговыделение равно 526 Вт/см<sup>3</sup>, а среднее по ТВС из ячейки 6-5 – 898 Вт/см<sup>3</sup>.

Самый энергонапряженный ("горячий") твэл с энерговыделением около 100 кВт - это внешний твэл ТВС из ячейки 6-5. Самая энергонапряженная ("горячая") грань твэла, со средним энерговыделением 1259 Вт/см<sup>3</sup>, обращена к "мокрому" каналу в ячейке 6-6.

Энерговыделение в "горячем" участке (высота: 3 см, ширина: 0.55 см, толщина топливного слоя: 0.07 см) внешнего твэла рассматриваемой ТВС достигает 1640 Вт/см<sup>3</sup>. Коэффициент неравномерности по высоте активной 1.31. Распределения энерговыделения зоны равен И объемного энерговыделения по твэлам наиболее энергонапряженной ТВС показаны в диаграмм на рисунке 3.2. Расчетные высотные распределения виде объемного энерговыделения в 11 сегментах "горячей" грани внешнего твэла (ячейка 6-5) показаны на рисунке 3.3. Высотные распределения объемного энерговыделения в восьми твэлах наиболее энергонапряженной ТВС по «горячему» плоскому сектору (равному 1/11 плоской грани) показаны на рисунке 3.4.



(a) Энерговыделение в твэлах ТВС из ячейки 6-5

(б) Объемное энерговыделениев твэлах ТВС из ячейки 6-5

Рис. 3.2. Энерговыделение и плотность энерговыделения в твэлах

наиболее энергонапряженной ТВС



# Рис. 3.3. Высотные распределения плотности энерговыделения в 11 сегментах во внешнем твэле ТВС из ячейки 6-5

На рисунке 3.4 "FA\_8\*" - высотное распределение в пиковом сегменте восьмого твэла. Значения плотности потока тепловых (E<0.4 эВ) и быстрых (E>1.15 МэВ) нейтронов в облучательных каналах активной зоны и бака реактора приведены в таблице 3.2. Значения эффективностей РО СУЗ относительно критического положения для начальной рабочей загрузки приведены в таблице 3.3.



Рис. 3.4. Высотное распределение энерговыделения в восьми твэлах "горячей" ТВС

Таблица 3.2

ячейка		плотности потока тепловых/быстрых	
		неитронов, см <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup>	
5-	-5	$2,1 \cdot 10^{14} / 3,8 \cdot 10^{13}$	
6-	-6	$2,1 \cdot 10^{14} / 3,7 \cdot 10^{13}$	
7–5		$2,2\cdot10^{14}$ / $4,1\cdot10^{13}$	
2-	-2	5,4·10 <sup>13</sup> / 4,0·10 <sup>12</sup>	
2-	-6	$4,5 \cdot 10^{13} / 3,3 \cdot 10^{12}$	
10–2		5,7·10 <sup>13</sup> / 3,8·10 <sup>12</sup>	
10–6		$4,7 \cdot 10^{13} / 3,0 \cdot 10^{12}$	
Бак	Ø200-мм	$6,8\cdot 10^{11}/4,6\cdot 10^{10}$	
реактора	Ø100-мм	$3,3\cdot 10^{12}/2,0\cdot 10^{11}$	

Расчетные значения плотности потока тепловых/быстрых нейтронов

Кинетические параметры активной зоны с разным количеством бериллиевых блоков приведены в таблице 3.4.

Реактивностный коэффициент обратной связи по температуре топлива:

 $-1.82 \cdot 10^{-3} (\% \Delta k/k)/K = -0.00239 \%/K$ 

Реактивностный коэффициент обратной связи по температуре замедлителя:

-0.00962%/K = -0.01266\$/K

Реактивностный пустотный коэффициент:  $-0.00306 (\% \Delta k/k) / \% = -0.4026 \%$ . 100

### Таблица 3.3

РО СУЗ	$\rho$ , % $\Delta k/k$
1KO	1.08
2KO	1.94
ЗКО	2.11
4KO	1.11
5KO	1.36
6KO	1.92
AP	0.27
1A3	0.85
2A3	1.1
3A3	0.98
1A3&2A3&3A3	3.07
1A3&3A3	1.96
ΣΚΟ	8.73

# Расчетные значения эффективностей рабочего органа СУЗ

### Таблица 3.4

# Кинетические параметры активной зоны реактора **BBP-К**

Загрузка /	<i>"</i> 17±10»	«17+10+10	«17+10+16	«17+10+23	«17+10+49
параметр	«17+10»	Be»	Be»	Be»	Be»
$\beta_1$	0.00027	0.00024	0.00026	0.00026	0.00024
$\beta_2$	0.00139	0.00136	0.00131	0.00130	0.00127
β <sub>3</sub>	0.00135	0.00125	0.00122	0,00123	0.00117
β4	0.00287	0.00289	0.00283	0.00274	0.0027
$\beta_5$	0.00122	0.00127	0.00111	0.00112	0.0011
$\beta_6$	0.00053	0.00048	0.00049	0.00074	0.00047
$\beta_{9\phi\phi}$ , %	0.763	0.749	0.728	0.713	0.695
$\lambda_1, 1/c$	0.01334	0.01334	0.01334	0.01249	0.01334
$\lambda_2, 1/c$	0.03272	0.03271	0.03268	0.03175	0.03267
$\lambda_3$ , 1/c	0.12081	0.12076	0.12069	0.10943	0.12065
$\lambda_4, 1/c$	0.30312	0.30308	0.303	0.31740	0.30297
$\lambda_5, 1/c$	0.85097	0.85104	0.85119	1.35184	0.85127
$\lambda_6, 1/c$	2.85794	2.85743	2.85681	8.66765	2.85648
τ, мс	46.1	50.6	59	60.6	70.3
ρ, %	6.69	7.75	5.86	6.09	6.86

Бюджет расхода теплоносителя (м<sup>3</sup>/ч) и значения перепада давления по активной зоне (м.вод.ст.) представлены в таблице 3.5. Результаты теплофизического расчета самой энергонапряженной ТВС ВВР-КН приведены в таблице 3.6.

#### Таблица 3.5

Элемент активной	Кол-	$G M^3/H$	An MIIo	$G = M^3/\mu$
ЗОНЫ	BO	U, M / 4	$\Delta p$ , with	Опол, М /Ч
TBC-1	17	18.000		306.0
TBC-2	10	15.340		153.4
облучательный			0.0102	
канал	7	4.319	0.0195	30.2
вытеснитель с				
водой	51	4.190		213.7
ИТОГО:	85			700

Бюджет расхода теплоносителя через активную зону

Высотные распределения температуры оболочки твэлов на их наружных (слева) и внутренних (справо) поверхностях твэлов по "горячему" сектору показаны на рисунке 3.5.



Рис. 3.5. Высотные распределения температуры оболочки на наружных (*слева*) и внутренних поверхностях (*справа*) твэлов

#### Таблица 3.6

### Теплофизические параметры наиболее энергонапряженной

Параметр	Значение
мощность реактора, кВт	6000.0
энерговыделение в наиболее энергонапряженной ТВС, кВт	409.11
энерговыделение в "горячем" сегменте, кВт	16.31
среднее по активной зоне объемное энерговыделение, Вт/см <sup>3</sup>	526.4
среднее по ТВС объемное энерговыделение, Вт/см <sup>3</sup>	897.17
среднее по "горячему" сегменту объемное энерговыделение, Вт/см <sup>3</sup>	1260.17
максимальное объемное энерговыделение, Вт/см <sup>3</sup>	1641
усредненный по активной зоне тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	19.14
усредненный по ТВС тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	30.30
усредненный по "горячему" сегменту тепловой поток, Вт/см <sup>2</sup>	41.07
тепловой поток от самого горячего участка твэла, Вт/см <sup>2</sup>	57.3
температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	45
максимальная температура теплоносителя, °С	70
максимальная температура оболочки твэла, °С	90.2
еемпература начала пузырькового кипения, °С	114
мин. значение коэффициента до начала пузырькового кипения на поверхности твэла по корреляции Берглеса-Розенау	1.57

#### ТВС ВВР-КН

Максимальное значение температуры поверхности оболочки (90.2°С) относится к "горячему" участку внешнего твэла, расположенному на 135 мм ниже центра активной зоны. Максимальная температура теплоносителя в межтвэльных зазорах не превышает 70°С. Такие тепловые режимы работы ТВС являются допустимыми, и они не превышают максимально разрешённой температуры в 98°С для поверхности оболочки твэла.

#### §3.2. Анализ аварийных ситуаций

Согласно нормативно-технической документации, действующей в Республике Казахстан для обоснования безопасной эксплуатации реактора перед его модернизацией необходимо рассмотреть аварийные ситуации и их последствия [87; с.3-65, 88; с.3-50, 89; с.3-39]. В перечень рассмотренных исходных событий для реактора ВВР-К были включены наиболее вероятные события из перечня, приведенного в [90; с.2-22], которые могут привести к возникновению аварийной ситуации или возможной аварии.

Список рассмотренных исходных событий, следующий:

- 1) Ошибки персонала при формировании активной зоны.
- Самопроизвольное извлечение одного из наиболее эффективных РО КО с одновременным «заклиниванием» наиболее эффективного РО АЗ.
- 3) Отказ в работе главного циркуляционного насоса первого контура.
- 4) Отказ циркуляционных насосов второго контура.
- 5) Полная блокировка зазоров между твэлами наиболее энергонапряженной ТВС (запроектная авария).
- 6) Отказ в системе электропитания.
- Механическое повреждение ТВС при возможном ее падении при загрузке и перестановке в активной зоне.
- 8) Разрыв трубопровода первого контура (проектная авария).
- 9) Падение самолета.
- 10) Влияние экспериментов и экспериментальных устройств.
- 11) Разрушительное землетрясение.

Ниже приводится анализ проектной и запроектной аварии как наиболее значимых аварийных ситуаций [91; с.26]. Анализ других аварийных событий показал, что они не приводят к аварии.

§ 3.2.1. Полная блокировка зазоров между твэлами наиболее энергонапряженной ТВС (запроектная авария)

Полная блокировка зазоров между твэлами наиболее энергонапряженной ТВС с последующим ее плавлением и выходом газообразных/летучих продуктов деления (ГПД) в окружающую среду является запроектной аварией.

Циркуляция теплоносителя в самой «горячей» ТВС прекращается из-за перекрывания верхнего ее сечения посторонним предметом. В таком случае вода в межтвэльных зазорах переходит в парообразное состояние и, коэффициент удельной теплопроводности резко снижается, вследствие чего происходит недопустимое повышение температуры стенок твэлов [92; с.5-89].

Расплавление материала оболочки твэла и топливного сердечника ведет к выходу продуктов деления за пределы оболочки, что увеличивает активность теплоносителя, активность воздуха под крышкой реактора и активность газовых выбросов в вентиляционную трубу реактора.

Газообразные ПД, вышедшие из расплавившихся твэлов, сначала попадают в воду первого контура и бак реактора, затем в воздушное пространство под крышкой реактора и далее по вентиляционному воздуховоду, пройдя систему аэрозольных и йодных фильтров, в выбросную трубу и атмосферу.

Для оценки источника радиоактивности применены рекомендации МАГАТЭ [93; с.15-178]. Анализируемый набор нуклидов из «горячей» ТВС с их активностями к концу 2-го цикла были получены с использованием кода MCU-BUR. Расчеты показали, что активность продуктов деления в «горячей» ТВС достигает максимума в конце второго рабочего цикла (см. таблицу 3.7).

**Таблица 3.7** 105

# Активность продуктов деления в «горячей» ТВС как функция времени работы реактора

Время работы, цикл	1	2	3	4
Активность, Бк	$6.42 \cdot 10^{16}$	$6.50 \cdot 10^{16}$	$6.47 \cdot 10^{16}$	$6.18 \cdot 10^{16}$

Расчетное значение суммарной активности, накопившейся в «горячей» ТВС к концу 2-го цикла при работе реактора на 6 МВт, составило 6.5×10<sup>16</sup> Бк (1.76×10<sup>6</sup> Ки).

Порядок действий систем и персонала, будет следующий: активность воды в баке реактора и в воздухе под крышкой реактора нарастает, как и выбросной При активность В трубе. удвоении активностей от соответствующих сенсоров генерируются предупредительные сигналы: "Увеличение уровня у активности в воде всасывающего трубопровода первого контура" и "Увеличение активности газа в выбросной трубе". Сразу после появления предупредительных сигналов оператор должен заглушить реактор сбросом РО АЗ. Когда уровень выброса в выбросную трубу превышает максимальное разрешенное значение, задаваемое как уставка, задвижку воздуховода, ведущего от вентиляционной системы ФВ-1 в выбросную трубу, следует прикрыть (инженер управления это делает вручную, когда активность достигает 10 нормальных значений) в такой степени, чтобы уровень выброса не превысил заданного максимального значения (см. таблицу 3.8). Если таким способом снизить скорость выброса выбросную трубу не удается, отключаются вентиляторы всех через вентиляционных систем, а гермоклапаны воздуховодов, идущих от ФВ-2 и ФВ-3 к вентиляционному трубопроводу, полностью открывают, обеспечивая конвективное движение воздуха по вентиляционному трубопроводу.

Экспериментальные оценки парциальных относительных выходов радионуклидов из алюминиевой матрицы в воду, по имеющимся литературным данным [94; с.3-41], представлены в таблице 3.9.

#### Таблица 3.8

#### Максимальные допустимые значения активности выбросов в атмосферу

	•			
	Единица измерения	Значение параметра		
Параметр		норма	ПУ	Доля выброса через трубу
Выброс активности	Ки / л	<4.0.10-9	$1.0.10^{-8}$	8×10 <sup>-7</sup>
в атмосферу	Бк/л	<148	370	29600

(**k=1**)

#### Таблица 3.9

Доли выхода радионуклидов из алюминиевой матрицы в воду

Xe, Kr	I, Br	Cs, Rb	Te, Se, Sb, As	Sr, Ba	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc	La, Nd, Eu, Y, Ce, Pr, Pm, Sm, Np, Pu, Zr, Nb, Ge, Ag, Cd, In, Sn
1	0.5	0.1	0.15	0.1	0.03	0.03

В соответствии с подходом, предложенным в [94; с.3-41], значение суммарной накопившейся активности ГПД, попавших в выбросную трубу за время **t**, рассчитывается по следующей формуле

 $A = \sum_{i} A_{i}^{w} \times c_{i}^{w} \times \{ (1 - \exp[(\lambda_{i} + c_{i}^{w} + c_{i}^{p}) \times t] \} / (\lambda_{i} + c_{i}^{w} + c_{i}^{p}),$ 

где A – суммарная активность, попавшая в трубу за время t,  $A_i^w$  – активность iго радионуклида, перешедшего из топлива в теплоноситель,  $A_i^w$  – постоянная выхода i-го радионуклида из бака реактора,  $\lambda_i$  – постоянная распада i-го радионуклида,  $c_i^p$  – коэффициент очистки за счет ионно-обменных смол для i-го радионуклида, t – время, прошедшее с момента выхода активности из топлива.

Кроме того, используются следующие предположения из той же работы [94; с.3-41], основанные на экспериментальных данных, где учитывается задержка пребывания ГПД в воде и их выброса в атмосферу:

- по нахождению в воде:
  - постоянная выхода ГПД из воды равна 10<sup>-6</sup> с<sup>-1</sup>;
  - постоянная выхода из воды йода и негазообразных ПД равна 3·10<sup>-10</sup> с<sup>-1</sup>;

-по эффективности фильтров:

коэффициент фильтрации (ион-обменные смолы) для не газообразных
ПД -10<sup>-5</sup> с<sup>-1</sup>;

• эффективность фильтров йода и частиц равна 90%.

Расчет активности для временных интервалов от 0 до 70 дней с данными из таблицы 3.9, показывает, что  $1.2 \times 10^{16}$  Бк попадает в воду немедленно; однако из-за задержки нахождения в воде в трубу в первую минуту попадет не более  $2.64 \times 10^{11}$ Бк. Интегральный выброс в атмосферу за 50 дней составит  $2.92 \times 10^{14}$  Бк. Значения интегрального выброса за 50 и 70 дней совпадают, значит аварийный выброс длится 50 дней. Оставшуюся активность возьмут на себя ион-обменные смолы и процесс распада. Еще одно предположение состоит в том, что оператор задерживается со снижением выброса в трубу, и вся накопившаяся активность сбрасывается в атмосферу с максимальной скоростью выброса.

Оценки интегральной активности выбросов в трубу и усредненной скорости выброса за 70 дней представлены в таблице 3.10 и на рисунке 3.6 и 3.7.

Так как при нормальной работе вентиляционных систем выход ГПД в зал реактора исключен, благодаря созданию разрежения воздуха под крышкой реактора, последствия потенциальной аварии рассматриваются только вне здания реактора.

Таблица 3.10

Время	А, Бк	(ΔА/Δt) <sub>ср</sub> , Бк/мин.
1 мин	2.64E+11	2.64E+11
5 мин	1.02E+12	2.03E+11
10 мин	1.77E+12	1.77E+11
1 час	6.99E+12	1.17E+11
0.7 дня	5.55E+13	5.55E+10

Интегральные активности и усредненные по времени скорости

выбросов
1 день	7.18E+13	4.98E+10
10 дней	2.62E+14	1.82E+10
50 дней	2.92E+14	4.06E+09
70 дней	2.92E+14	2.90E+09





# Рис. 3.6. Активности газообразных Рис. 3.7. Изменение средней продуктов деления за 70 дней скорости выброса за два месяца

При оценке последствий аварии приняты следующие исходные данные: значения суммарной и парциальной (по нуклидам) активности аварийного выброса, высота выбросной трубы (82 м), преобладающее направление и максимальная величина скорость ветра (15 м/с), наихудшие погодные условия (класс стабильности D по классификации Пасквилла см. таблицу 3.11), время непрерывного выброса с максимальной скоростью. В результате расчета получается радиальное распределение максимальных значений доз в 10 контрольных точках, расположенных на разных расстояниях от трубы реактора в пределах от 25 м до 40 км (25 м, 50 м, 100 м, 200 м, 800 м, 1.6 км, 3,2 км, 8 км, 16 км, 40 км), для заданного времени прямого облучения (не более 48 часов) и времени аварийного выброса (не более 24 часов). На основе этой информации код генерирует оценки краткосрочных (30-дневных) дозовых эффектов, с использованием доз, поглощенных критическими органами человека (красный костный мозг, легкие, щитовидная железа), и долгосрочных поглощенных доз для

щитовидной железы и ожидаемую полную эффективную дозу облучения за 50 лет (TEDE: сумма эффективной дозы от внешнего излучения равной облучению от облака плюс 4-дневное облучение от почвы плюс облучение от вдыхаемого воздуха).

#### Таблица 3.11

	Дне	вная инсоляі	ция	Ночные условия			
Скорость				Тонкий слой			
ветра на				сплошной	<- 1/8		
поверхности	сильная	умеренная	слабая	облачности или >	$\leq 4/8$		
земли (м/с)	мли (м/с)			4/8 низкой	оезоолачно		
				облачности			
< 2	А	A - B	В	E	F		
2 - 3	A - B	В	С	E	F		
3 - 5	В	B - C	С	D	E		
5 - 6	С	C - D	D	D	D		
> 6	С	D	D	D	D		

Метеоусловия, определяющие классы стабильности по Пасквиллу

Классы стабильности по Пасквиллу: А: крайне нестабильные условия; В: умеренно нестабильные условия; С: слегка нестабильные условия; D: нейтральные условия; Е: почти стабильные условия; F: умеренно стабильные условия; G: очень стабильные условия

В таблице 3.12 представлены оцененные парциальные вклады радионуклидов в суммарную активность, выброшенную через трубу реактора в атмосферу за первую минуту.

#### Таблица 3.12

Нуклид	A, %	А, Бк
Kr, Xe	99.9689	2.63E+11
Ru, Mo	0.0005	1.29E+06
Te, Sb	0.0035	9.17E+06
I, Br	0.0157	4.13E+07
Cs, Rb	0.0027	7.23E+06
Ba, Sr	0.0042	1.11E+07
La, Y, Te, Ce, Nd,		
Pm, Rh, Np, Pr	0.0035	9.25E+06

#### Парциальные вклады радионуклидов в суммарную активность

Ge, As, Se, Zr, Nb,		
Ag, Cd, In, Sn, Sm	0.0010	<u>2</u> .67E+06
ИТОГО:	100.000	<b>2.64E+11</b>

На практике выброс начинается немедленно, так как вентиляция работает как должно, задвижка в вентиляционном воздуховоде полностью открыта. Расчеты показывают, что скорость выброса активности максимальна в первую минуту. Со временем она быстро спадает за счет радиоактивного распада и работы ионно-обменных смол: в ~5 раз к концу 1-го дня, в ~15 раз за 15 дней, в ~50 раз за месяц.

С учетом объема вентилируемого воздуха в здании реактора (55000 м<sup>3</sup>) и скорости вентилируемого воздуха (2.5 объема в час, или 2.5×5.5×10<sup>7</sup> л/60 = 2.29×10<sup>6</sup>л/мин), получаем значение объемной активности на входе в выбросную трубу:

 $2.64 \times 10^{11}$  Бк/мин./ $2.29 \times 10^6$  л/мин =  $1.15 \times 10^5$  Бк/л

Максимальное время выброса, допустимое в RASCAL2.2 составляет 24 часа, а максимальное время облучения – 2 дня. Для получения адекватных дозовых оценок приходится аппроксимировать реалистичный выброс за 50 дней со скоростью, убывающей по экспоненте, краткосрочным выбросом с постоянной скоростью, равной скорости выброса в первую минуту, т.е., максимальной скоростью. При этом предполагается, что задвижка воздуховода остается полностью открытой. При постоянной скорости выброса равной 2.64×10<sup>11</sup>(Бк/мин)/60(с/мин)=4.4×10<sup>9</sup> Бк/с время, нужное для выброса двухмесячной активности, равно  $2.92 \times 10^{14}$  Бк /  $2.64 \times 10^{11}$  / 60 = 18 ч 26 мин. Очевидно, что с таким интенсивным выбросом дозовые оценки будут завышенными. Необходимо также отметить, что RASCAL работает с постоянной скоростью выброса. Результаты расчетов для двух дней облучения представлены в таблице 3.13.

Все расчетные дозовые значения, для расстояний больше 1 км оказались пренебрежимо малыми (т.е., менее 0,001 мЗв); поэтому в таблицу

3.13 они не включены. Следует отметить, что в юго-западном направлении C33 простирается на 500 м от здания реактора, а зона наблюдения на расстоянии 1 км.

#### Таблица 3.13

Расстояние (м)	25	50	100	200	400	500	800
Общая эффективная доза эквивалент (TEDE)	30.90	10.40	3.27	0.99	0.30	0.22	0.11
Щитовидная железа	3.26	1.07	0.32	0.09	0.03	0.025	0.00
Легкие	0.36	0.12	0.04	0.01	0.00	0.00	0.00
Красный костный мозг	24.70	8.39	2.66	0.81	0.25	0.18	0.09
Облучение от облака	1.03	0.59	0.33	0.13	0.04	0.025	0.02
Первичное облучение от почвы	23.50	7.75	2.32	0.68	0.21	0.16	0.07
4-дн. облучение от почвы	28.40	9.36	2.80	0.82	0.25	0.19	0.08

Доза (мЗв) – расстояние (м)

Уровни облучения, требующие немедленного вмешательства, как определено санитарными правилами и гигиеническими нормативами представлены в таблице 3.14 и 3.15 [95; с.15, 96; с.2-135, 97; с.6-141].

#### Таблица 3.14

## Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимы защитные мероприятия

Орган или ткань	Доза (Гр), поглощенная органом или тканью за 2 дня
все тело	1
легкие	6
кожный покров	3
щитовидная железа	5
хрусталик	2
гонады	3
плод	0.1

Решения о противоаварийных мероприятиях выбираются путем сравнения предсказанных доз, которые следует предотвратить, применяя защитные мероприятия, с уровнями А и В из таблиц 3.14 и 3.15.

#### Уровни долгосрочного облучения, создающие риск серьезных

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза (Гр)
все тело	1
щитовидная железа	5
легкие	6
красный костный мозг	0.4

#### детерминированных эффектов

В случае такой аварии необходимо провести защитные мероприятия, в которые входят:

- незамедлительное оповещение людей, находящихся в санитарнозащитной зоне, о возникновении аварии;
- непрерывный оперативный мониторинг и
- 1-дневный прогноз погодных условий и радиационного состояния на площадке, включая измерения радиационного загрязнения воздуха и мощности доз гамма-излучения;
- организация радиационного контроля на проходной Института.

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, меры защиты, перечисленные в таблице 3.16, могут не проводиться. Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий. Если уровень облучения, предотвращаемого достигает и превосходит уровень Б выполняются соответствующие меры защиты:

- квотирование пребывания людей на открытом воздухе;
- организация срочной эвакуации людей, если потребуется;
- йодная профилактика;
- организация пунктов первичной санобработки, если потребуется.

 исключение или ограничение потребления загрязненных продуктов питания.

При аварии и на площадке, и за пределами СЗЗ возможно превышение уровней активности воздуха и на поверхностях, по сравнению с соответствующими фоновыми значениями.

#### Таблица 3.16

Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии

	Доза, предсказанная на первые 10 дней							
	(мГр)							
			Щитовидн	ая железа,				
Защитные действия	Все т	ело	легкие,	кожный				
			покров					
	Уровень	Уровень	Уровень	Уровень				
	А	В	А	В				
Защита органов дыхания и	5	50	50	500				
кожных покровов	5	50	50	500				
Йодная профилактика:								
- взрослые								
- дети, беременные			250*	2500*				
женщины								
Эвакуация населения	50	500	500	5000				

\*только для щитовидной железы

В течение первых 10 дней аварии проводится радиационный контроль в зонах A (300м), B (1000м) и C (3000м). Определяется геометрия загрязнения; ежедневно собираются данные дозовых измерений и радиометрии. Измеренные и расчетные значения доз сравниваются с нормативными критериями. По результатам сравнения принимаются решения о защите людей.

Сравнение расчетных дозовых значений с нормативными пределами показывают, что в пределах 400 м от трубы реактора дозы для щитовидной железы, красного костного мозга и суммарной эффективной дозы велики и соответствуют Уровню А. Дальше 400м от здания реактора все дозовые

значения из таблицы 3.13 ниже соответствующих из таблиц 3.14 и 3.15. Это означает, что защитные мероприятия будут приниматься только в пределах C33.

#### § 3.2.2. Разрыв трубопровода первого контура (проектная авария)

Разрыв трубопровода первого контура рассматривается как проектная авария, исходным событием которого может быть разрушительное землетрясение. А как известно город Алматы относится к сейсмически активному району.

В случае полного мгновенного разрыва трубопроводов первого контура (при полном разрыве шва, всасывающего и напорного патрубков) вне бака реактора происходит очень быстрое истечение теплоносителя через два отверстия диаметром 350 мм. Расход воды в баке реактора резко падает, и реактор, практически, сразу (за 1 секунду) заглушается системой аварийной защиты по аварийному сигналу *«снижение расхода теплоносителя в первом контуре на 20%»*. При снижении уровня воды в баке до 4900 мм генерируется предупредительный сигнал для системы аварийного орошения реактора (САОР). Когда уровень воды снижается до 3300 мм, детектор индикатора уровня генерирует аварийный сигнал, по которому САОР включается: открываются соответствующие клапаны системы первичного контура, и из подпиточных баков суммарного объема 120 м<sup>3</sup> подается вода в два контура САОР.

Каждый контур снабжен центробежным насосом, душирующим устройством и трубопроводом с приводами которые управляются электрически и вручную. Трубопроводы и насосы находятся в монолитной части здания, устойчивой относительно максимального землетрясения. Одно из душирующих устройств, производительностью 10,4 м<sup>3</sup>/ч, расположенное на 200 мм выше активной зоны, представляет собой тороидальное кольцо диаметра 720 мм с отверстиями Ø0.8 мм, засверленными под разными углами так, чтобы обеспечить разбрызгивание воды над всей активной зоной. Устройство подпитывается баками с общим полезным объемом 40 м<sup>3</sup>. Второе душирущее устройство, производительностью 10 м<sup>3</sup>/ч, расположенное под алюминиевой крышкой реактора, снабжено 15 разбрызгивателями Ø0.8 мм. Устройство подпитывается баком с объемом воды 80 м<sup>3</sup>. Душирующие устройства обеспечивают равномерное покрытие водой всей поверхности активной зоны и тем самым будет обеспечиваться теплосъем с ТВС. Подпитывающие (резервные) баки с водой установлены в зале реактора на уровне выше бака реактора. Баки соединены с трубопроводами через распределительные устройства. Трубопроводы проложены в пазах в бетонном массиве реактора.

САОР предусматривает два пути попадания воды в активную зону:

- (а) подпиточные баки → трубопроводы → душирующие устройства → активная зона → разрыв → приямок
- (b) приямок  $\rightarrow$  насосы CAOP $\rightarrow$  трубопроводы  $\rightarrow$  душирующие устройства $\rightarrow$  активная зона  $\rightarrow$  разрыв  $\rightarrow$  приямок.

При снижении уровня воды в баке реактора до 2900 мм начинают работать насосы САОР, подавая воду из приямка в душирующие устройства. Объем приямка под реакторным баком 37.5 м<sup>3</sup>. С имеющимся суммарным резервным объемом воды 120 м<sup>3</sup> можно обеспечивать аварийное охлаждение активной зоны в течение не менее 20 часов (ИБП плюс ДГА).

С точки зрения теплогидравлического анализа рассматриваемого исходного состояния, нужны оценки времени и скорости утечки теплоносителя. Для этого используются следующие данные:

Диаметр бака реактора: 2300 мм

*H*<sub>0</sub>- исходная высота уровня воды: 5300 мм

D – диаметр разрыва: 350 мм

*S*–площадь сечения бака  $= 3.14159*(2.30 \text{ м}/2)^2 = 4.15475 \text{ м}^2$ 

s – площадь сечения разрыва \*2 =2 \* 3.14159 \* (0.35 м /2) <sup>2</sup> = 2\*0.09621 м<sup>2</sup>

*s/S*=2\*0.09621/4.15475 =0.046314

v<sub>i</sub>- мгновенная скорость истечения воды (м/с [v<sub>i</sub>=(2gh<sub>i</sub>) формула Торричелли]

*w*<sub>*i*:</sub>- мгновенная скорость снижения уровня воды (м/с)

 $h_i$ - мгновенное значение высоты уровня воды в баке (м)

t- время опорожнения бака реактора (с)

Определим время, за которое уровень воды в баке реактора снизится с  $H_0$  до  $h_i$ . (режим потери теплоносителя оценивается в предположении свободного истечения).

Из закона сохранения энергии:  $\rho gh = \rho v^2/2$ , где  $\rho$ - плотность, так что  $v = (2gh)^{0.5}$ .

Из сохранения потока теплоносителя: Sw = sv, и w = v (s/S). Снижение уровня воды происходит с переменной скоростью  $w_i = dh/dt = (s/S)*v_i = (s/S)$  $(2gh_i)^{\frac{1}{2}}$ . Тогда  $dt = dh/w_i = dh/(s/S) *(2gh)^{-\frac{1}{2}}$ . Таким образом,

 $t = (S/s) \int (2gh)^{-1/2} dh = (S/s) / (2g)^{1/2} \int h^{-1/2} dh_i = 2 (S/s) / (2g)^{1/2} (H_0^{1/2} - h_i^{1/2}) = A (H_0^{1/2} - h_i^{1/2})$  $- h_i^{1/2})$ 

где  $A = 2(S/s) / (2g)^{\frac{1}{2}} = 2/0.046314 / (2*9.8)^{\frac{1}{2}} = 9.754.$ Так что  $\mathbf{t}_{\mathbf{i}} = \mathbf{A} (H_0^{\frac{1}{2}} - h_i^{\frac{1}{2}})$ , или  $h_i = (H_0^{\frac{1}{2}} - \Delta t_i / A)^2$ 

Расчетные значения  $h_i$ , вместе с соответствующими значениями скоростей, с временным интервалом 0,1 с, приведены ниже на рисунке 3.8. Изменение расхода воды в активной зоне показано на рисунке 3.9.



 Рис. 3.8. Изменение высоты столба
 Рис. 3.9. Изменение расхода воды в

 воды в баке реактора за 20 с
 активной зоне за 20 с

Из рисунка 3.8 видно, что уровень воды в баке реактора снижается до 4900 мм за 0.85 с, до 3300 мм – за 4.8 с, до верха активной зоны (1690 мм) – за 9.5 с, и до дна бака – за ~19.8 с.

Чтобы оценить максимальную температуру оболочки твэла до начала оголения активной зоны (т.е., за первые 9.5 с), с учетом снижения расхода воды, но с ее неизменным давлением. Несмотря на то, что за 9.5 секунд давление воды в активной зоне снижается с 1.79 МПа до 1 МПа, а перепад давления по зоне – с 800 до 500 Па, расчеты с РАRET для этих двух значений давления на входе в активную зону дают весьма близкие результаты, так что оценки температур, которые получены, достаточно близки, чтобы убедиться, что максимальная температура материала оболочки далека от точки плавления САВ. В расчете учтен расход теплоносителя 20 м<sup>3</sup>/ч, который САОР обеспечит через 4.8 с (т.е., за последние ~5 секунд из 9.5 с в данном расчете), после снижения уровня воды до 3300 MM. Результаты соответствующих вычислений для "горячего" канала приведены на рисунке 3.10. Из рисунка видно, что температура оболочки, по меньшей мере, далека от точки плавления САВ.



Рис. 3.10. Изменение максимальных значений температур оболочки твэла и теплоносителя за 9 секунд

Остаточное энерговыделение активной зоны в наиболее энергонапряженной ТВС (Q<sub>0</sub>=388 кВт) за 14 часов оценено с помощью формулы Вэя-Вигнера:

$$P(t) = P_0 \cdot 0.00648 \cdot [t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2}],$$

где  $P_0$  - мощность зоны/ТВС до заглушения реактора (6МВт/388 кВт), P(t) - мощность зоны/ТВС к моменту времени t,  $T_0$  - длительность кампании, t – время (в днях), истекшее после останова реактора. Результаты расчетов приведены в таблице 3.17 и на рисунке 3.11.



Рис. 3.11. Изменение энерговыделения в ТВС за 14 часов после останова

Остаточное энерговыделение в активной зоне и в «горячей»

ТВС за 14 часов

Истекшее время		<b>D</b> ./ <b>D</b> .	А.з.	«ГО	рячая» Т	BC	
		мя	$\mathbf{r}_{i}/\mathbf{r}_{0}$	кВт	кВт	к <b>В</b> т/м <sup>2</sup>	$BT/cM^2$
Через	0.0		100%	6000	388	287.4	28.37
	1.0	c	5.94%	356	23.04	17.10	1.71
	9.5	c	3.66%	219	14.18	10.5	1.05
	20.0	c	3.10%	186	12.03	8.9	0.89
	1.0	Ч	0.87%	52	3.37	2.5	0.25
	2.0	Ч	0.71%	43	2.75	2.0	0.20
	2.54	Ч	0.66%	38	2.56	1.9	0.19
	4.0	Ч	0.57%	34	2.22	1.6	0.16
	5.0	Ч	0.53%	32	2.06	1.5	0.15
	6.0	Ч	0.50%	30	1.94	1.4	0.14
	7.1	Ч	0.47%	28.3	1.83	1.36	0.136
	12.0	Ч	0.39%	23.4	1.51	1.12	0.11
	14.0	Ч	0.37%	22.1	1.43	1.06	0.11

Грубую оценку расхода воды, достаточного для теплосъема, можно получить из простой формулы, связывающей расход (q) и энерговыделение (P):

 $q = P / [\Delta t \cdot c_{\text{воды}}];$ T.e.,  $q(\kappa r/c) = P(\kappa \square \mathcal{H} \mathcal{H} / c) / [\Delta t (K) * c_{\textit{bodbl}} (\kappa \square \mathcal{H} / (\kappa r * K))]; c_{\textit{bodbl}} = 4.187$ кДж∕(кг\*К).

Результаты расчетов показаны в таблице 3.18, где, для сравнения, текущие значения расхода в ТВС-1 приводятся вместе с теми значениями, которые необходимы для теплосъема в первые 21 с, когда расход воды в активной зоне падает с 700 до 20 м<sup>3</sup>/ч, и в последующие 12 часов с неизменным расходом 20 м<sup>3</sup>/ч.

Из таблицы 3.18 видно, что имеющегося расхода воды достаточно для теплосъема в наиболее энергонапряженной ТВС-1, если обеспечивается разность температур воды в приямке и в душирующем устройстве не менее 40 °C.

#### Имеющийся расход против необходимого для теплосъема

Vnopeuu		Имеюі	цийся р	асход	Расход в ТВС-1 (кг/с),			
уровень	t o	м <sup>3</sup> /ч	К	r/c	достаточный для теплосъема			
воды в баке, м	ι, c	a.3.	a.3.	TBC- 1	Δτ=40 °C	Δτ=20 °С	Δτ=15 °C	
5.3	0.0	585.0	160.3	4.14	2.317	4.633	6.178	
4.9	0.85	130.6	35.9	0.950	0.142	0.285	0.380	
3.3	4.7	106.5	29.3	0.850	0.098	0.197	0.262	
1.69	9.8	96.9	26.7	0.680	0.084	0.168	0.224	
0	20.0	34.8	9.6	0.260	0.076	0.151	0.202	
	21.9	20.0	5.5	0.130	0.074	0.148	0.198	
	60.0	20.0	5.5	0.130	0.059	0.118	0.158	
	3600	20.0	5.5	0.130	0.021	0.042	0.057	
	7200	20.0	5.5	0.130	0.017	0.035	0.046	
	12*3600	20.0	5.5	0.130	0.010	0.019	0.025	

#### в первые 12 часов

Персонал реактора будет подавать техническую воду в тракт душирующего устройства сколько потребуется. Запас технической воды неограничен. Радиоактивная вода первого контура стечет по дренажной системе вниз, в накопительные баки, емкость которых больше объема воды всего первого контура. Из накопительных баков вода попадает на очистку. Через 2.5 дня, когда остаточное энерговыделение в ТВС снизится до 780 Вт, а средний тепловой поток – до 0.058 Вт/см<sup>2</sup>, возможна выгрузка ТВС в «мокрое» хранилище.

Радиационное состояние вне помещений первого контура остается неизменным. После заглушения реактора в помещения первого контура соответствующими стационарными приборами проводятся непрерывные измерения доз гамма-излучения и активности газа. Доступ в помещения производится только по специальному наряду-допуску с разрешения дежурного дозиметриста.

#### Выводы по главе

Проведен анализ безопасности активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

Определены нейтронно-физические характеристики конвертированной активной зоны.

Изучена динамика изменения кинетических параметров реактора от количества бериллиевых блоков в активной зоне.

Обоснована безопасная эксплуатация реактора с конфигурацией активной зоны, состоящей из 17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа с водяным и бериллиевым отражателями нейтронов.

Проанализированы проектная и запроектная аварии как события, которые могут привести к аварии или аварийной ситуации. Анализ других исходных событий показал, что они не приводят к аварийным ситуациям и их полный анализ был включен в отчет по анализу безопасности реактора BBP-К с низкообогащенным топливом.

### ГЛАВА IV. ПОЛНОМАСШТАБНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ ФИЗИЧЕСКОГО ПУСКА РЕАКТОРА ВВР-К С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

Заключительным этапом работ по обоснованию эксплуатационных режимов работы реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом является проведение моделирующих экспериментов на критическом стенде. Как известно одним из принципов обеспечения безопасности реактора является применение верифицированных и аттестованных программных средств и методик расчета активной зоны, но с помощью расчетных методик не все процессы возможно смоделировать. Поэтому очень важным этапом работ является экспериментальное обоснование основных решений. В нашем случае, ЭТО моделирование физического пуска реактора BBP-K С низкообогащенным урановым топливом исследование И основных нейтронно-физических характеристик активной зоны.

На критическом стенде проведен цикл экспериментальных исследований по моделированию физического пуска реактора BBP-K с TBC типа BBP-KH с топливной композицией из диоксида урана, имеющего пониженное обогащение по урану-235 [98; с.54]. Для этого была разработана программа экспериментальных работ на критическом стенде, которая включала в себя:

- загрузку активной зоны ТВС с достижением и фиксацией критического состояния критсборки;
- формирование промежуточной загрузки активной зоны, состоящей из 13 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа;
- определение эффективности РО КО, РО АР и РО АЗ;
- формирование рабочей загрузки активной зоны, состоящей из 17 ТВС 1го типа и 10 ТВС 2-го типа;
- определение эффективности всех РО СУЗ;

 определение эффективности наиболее характерных ТВС 1-го типа в активной зоне (в ячейках 10-10, 10-9, 10-7, 10-6, 7-8).

Перед началом работ была проверена работаспособность всех систем критстенда. Проведена замена воды в баке критстенда. Перемещены ионизационные камеры импульсной аппаратуры критстенда в активную зону и установлены в те ячейки, в которые планируется установка ионизационных камер при физическом пуске реактора ВВР-К (см. рис. 4.1).

Перед началом набора критической массы были сняты «нулевые» показания и дальнейшая загрузка ТВС проводилась в порядке, описанном в рабочей программе. После каждой порции загрузки ТВС в активную зону определялось экстраполированное значение до критического состояния.

Последовательность загрузки ТВС и экспериментальные значения ТОУ и К<sub>эфф</sub> при наборе критической массы приведены в таблице 4.1 и на рисунке 4.2.



Рис. 4.1. Расположение ионизационных камер импульсной аппаратуры в активной зоне критического стенда

### Таблица 4.1

Процесс набора критической массы

<b>N</b> твс <sup>а.з.</sup>	#	n <sub>i</sub> , имп/	< <b>n</b> i>	Умн	<y<sub>MH&gt;</y<sub>	Кэф	<Кэф>	тоу	<toy></toy>	Экс	<Экс>	№ яч
	1	c 01.7		1.00		0		1000		0		
0	к1 и2	21,7	0.94	1,00	1.00	0	0	1000	1000.0	0	0.00	-
0	KZ	1,2	9,84	1,00	1,00	0	0	1000	1000,0	0	0,00	-
	K3	0,0		1,00		0 211		780		14		- 86
3	K1 1/2	20	14 16	1,27	1 72	0,211	0.30	709 506	606.0	6	<u> </u>	11-6
5	KZ	13	14,10	1,98	1,72	0,494	0,39	525	000,9	6	0,07	12-10
	к <u>ј</u> к1	36		1,90		0,473		608		15		10-11
6	к1 к2	5	20.27	4 01	2.91	0,352	0.61	249	394 5	8	10.73	8-7
0	кЗ	20	20,27	3.07	2,71	0.674	0,01	326	574,5	9	10,75	12-7
	к]	65		2.99		0.666		334		13		13-9
9	к2	9	34.55	7.13	4.89	0.86	0.77	140	231.3	13	13.56	7-9
-	кЗ	30	0 1,00	4.56	.,05	0.781	0,77	219	201,0	15	10,00	9-6
	к1	77		3.54		0.717		283		15		8-10
10	к2	14	44,98	11,42	7,23	0,912	0.83	88	173.0	12	13,08	
	к3	45	,	6,72	·	0,851	· · ·	149	, í	12		
	к1	87		3,99		0,749		251		19		10-9
11	к2	22	55,55	18,17	10,32	0,945	0,86	55	139,8	13	15,24	
	к3	58	,	8,80		0,886		114		14	-	
	к1	92		4,25		0,764		236		28		11-8
12	к2	29	62,93	24,50	12,97	0,959	0,88	41	124,9	15	20,33	
	к3	67		10,16		0,902		98		18		
	к1	140		6,46		0,845		155		15		9-8
13	к2	43	87,92	36,04	18,21	0,972	0,91	28	88,3	15	16,05	
	к3	80		12,15		0,918		82		18		
	к1	158		7,29		0,863		137		18		10-10
14	к2	59	16,02	49,48	25,49	0,98	0,93	20	69,4	16	16,60	
	к3	130		19,69		0,949		51		16		
	к1	199		9,18		0,891		109		19		9-7
15	к2	80	141,89	66,98	32,74	0,985	0,94	15	56,4	18	20,01	
	к3	146		22,05		0,955		45		23		
	к1	295		13,59		0,926		74		18		8-8
16	к2	121	205,13	100,52	48,10	0,99	0,96	10	38,9	18	18,27	
	к3	200		30,17		0,967		33		19		
	к1	341		15,73		0,936		64		20		11-10
17	к2	158	265,38	131,25	63,96	0,992	0,97	8	31,2	19	19,27	
	к3	297		44,90		0,978		22		19		
	к1	420		19,34		0,948		52		22	-	12-9
18	к2	211	376,25	175,83	90,13	0,994	0,98	6	23,6	21	20,93	
	к3	498		75,23		0,987		13		19		
	к1	741		34,13		0,971		29		20		9-10
19	к2	417	766,04	347,08	184,52	0,997	0,99	3	12,7	20	20,04	
	к3	1141		172,36		0,994		6		20		10.7
	к1	1916	100	88,29		0,989		11	<b>_</b>	21		10-7
20	к2	1112	1839,24	926,43	463,62	0,999	0,99	1	5,0	21	20,69	
	кЗ	2490		376,13		0,997		3		21		11.7
21	к1				Кри	гическое	состоян	ие				11-7

#### Метод кривых обратного хода



Рис. 4.2. Кривые обратного умножения в процессе набора критической массы

При достижении К<sub>эф</sub>=0.98 (У=50), проведена оценка эффективности РО СУЗ в единицах ТОУ. Загрузка активной зоны состояла из 8 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа (см. рис. 4.3). Результаты приведены в таблице 4.2.

#### Таблица 4.2

Эффективность рабочего органа СУЗ в единицах ТОУ

PO	AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО	1A3	2A3	3A3
Эфф., ТОУ	I	6,5	6,3	11,6	3,7	5,9	4,4	8,3	2,8	3,9

Критическое состояние сборки достигнуто при 21 ТВС в активной зон (11 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа). Картограмма критической загрузки представлена на рисунке 4.4, в таблице 4.3 показано положение РО СУЗ.

Необходимо отметить, что нумерация ячеек активной зоны на реакторе и критическом стенде отличаются друг от друга (на реакторе в опорной решетке имеется 85 отверстий для установки ТВС, каналов РО СУЗ и облучательных каналов, на критическом стенде - 145).

#### Таблица 4.3

#### Критположение РО рабочего органа СУЗ при критической загрузке

(21 TBC)

			-				
РО	AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО
Глубина погружения, мм	0	0	215	0	0	0	0





Рис. 4.3. Картограмма активной зоны критического стенда при К<sub>эф</sub>=0,98 (У=50)

Рис. 4.4. Картограмма критической загрузки активной зоны (11 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа)

После набора критической массы были обратно перемещены ионизационные камеры импульсной аппаратуры за пределы активной зоны.

Перед формированием рабочей загрузки активной зоны была сформирована промежуточная активная зона, которая позволила определить экспериментальные значения эффективностей РО СУЗ. Одной из важнейшей характеристики реактора является эффективность РО СУЗ, которая определяет показатели эксплуатации и безопасности реактора. Безопасность реактора при отклонениях от режимов нормальной работы обеспечивается скоростью ввода отрицательной реактивности и необходимой эффективностью РО СУЗ.

Для формирования промежуточной загрузки активной зоны были загружены две ТВС в ячейках 12-8 и 11-11. В активной зоне 13 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа (см. рис. 4.5). Проведена градуировка всех РО СУЗ, ее результаты приведены в таблице 4.4. Экспериментально измеренный запас реактивности активной зоны составляет 2,95 % Δк/к. Критположение РО СУЗ для этой загрузки приведено в таблице 4.5.

#### Таблица 4.4

# Эффективность рабочего органа СУЗ для промежуточной загрузки активной зоны (23 ТВС)

AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО	1A3	2A3	3A3
0.21	0.74	1.95	1.75	1.08	1.32	1.76	1.05	1.02	1.18

#### Таблица 4.5

## Критположение рабочего органа СУЗ для промежуточной загрузки (23 ТВС)

РО	AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО
Глубина погружения, мм	500	288	289	288	288	289	288

Для формирования рабочей загрузки в активную зону дополнительно было установлено четыре ТВС в ячейки 8-9, 7-8, 13-8 и 10-6. В активной зоне 17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2- го типа (см. рис. 4.6). При этом достигнутый запас реактивности составил 7,62 % Δk/k.

В таблице 4.6 приведено критположение РО СУЗ, а в таблице 4.7 даны эффективности РО СУЗ для рабочей загрузки. Градуировка РО СУЗ проведена метод компенсации. Метод основан на компенсации стержнем КО реактивности, вносимой предварительно выбранным участком стержня АР в режиме авторегулирования. Эффективность выбранного участка АР при его извлечении предварительно определяется по периоду удвоения мощности реактора.



Рис. 4.5. Картограмма активной зоны критического стенда для промежуточной загрузки (13 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа)

Рис. 4.6. Картограмма активной зоны критического стенда для рабочей загрузки (17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа)

Таблица 4.6

Критположение рабочего органа СУЗ для рабочей загрузки (27 ТВС)

PO	AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО
$\Delta H$ , мм	500	447	446	447	446	446	447

#### Таблица 4.7

Эффективность (%Ак/к) рабочего органа СУЗ для рабочей загрузки

AP	1КО	2КО	ЗКО	4КО	5КО	6КО	1A3	2A3	3A3
0,24	1,06	1,99	2,28	1,10	1,37	2,26	0,85	0,99	0,91

В таблице 4.8 приведены запас реактивности и подкритичность активных зон, рассмотренных выше.

#### Таблица 4.8

Характеристики различных компоновок активной зоны

Компоновка ра.з.,	% Ак/к Подкритичность
-------------------	-----------------------

a.3.		а.з., %∆к/к
11+10	0,32	8,49
13+10	2,95	5,87
17+10	7,62	2,59

Проведена оценка эффективности наиболее характерных ТВС активной зоны для рабочей загрузки. Результаты приведены в таблице 4.9.

#### Таблица 4.9

N⁰	Эффективность
ячейки	ΤΒϹ, %∆κ/κ
10-10	2,7
10-9	4,2
10-7	1,3
10-6	0,7
7-8	0,9

Эффективности наиболее характерных ТВС 1-го типа

Для рабочей загрузки активной зоны с водяным боковым отражателем измерены плотности потока тепловых и быстрых нейтронов в облучательных каналах. Всего в активной зоне располагаются три центральных облучательных канала, в ячейках 9-9, 11-9 и 10-8 и пять облучательных канала в боковом отражателе нейтронов. В таблице 4.10 представлены значения плотности потока тепловых ( $E_n < 0.4$  эВ) и быстрых ( $E_n > 1.15$  МэВ) нейтронов при максимальной мощности критической сборки 100 Вт.

#### Таблица 4.10

Номер	Плотность потока нейтронов				
канала	Тепловые (E <sub>n</sub> <0.4 эВ)	Быстрые (Е <sub>n</sub> >1.15 МэВ)			
9-9	$2,8 \cdot 10^9$	$1,0.10^{8}$			
15-8	$6,0.10^{8}$	$6,7 \cdot 10^{6}$			
10-5	$1,2.10^{9}$	$1,9.10^{7}$			

Плотность потока нейтронов в облучательных каналах

На рисунке 4.7 представлено аксиальное распределение плотности потока тепловых и быстрых нейтронов в центральных облучательных 130

каналах. Коэффициент аксиальной неравномерности тепловых нейтронов составил 1.41 и быстрых - 1.46.



Рис. 4.7. Аксиальное распределение плотности потока тепловых (а) и быстрых (б) нейтронов

#### Выводы по главе

Исследования показали безопасность процесса набора критической массы и подтвердили расчетное значение критической загрузки активной зоны равное 21 ТВС типа ВВР-КН.

В целом полученные экспериментальные результаты показали хорошее согласие с соответствующими расчетными.

Полученные экспериментальные данные будут использованы при реализации физического пуска реактора ВВР-К с низкообогащенной активной зоной.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе проведенных исследований по диссертации доктора философии (PhD) по техническим наукам на тему «Расчетноэкспериментальное обоснование эксплуатационных режимов активной зоны реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом» получены следующие результаты:

- 1. С точки зрения технико-экономического подхода, выбрана оптимальная конфигурация активной зоны реактора ВВР-К, содержащая три высокопоточных канала в центральной части активной зоны.
- 2. Показано, что разработанная конфигурация активной зоны реактора ВВР-К с ТВС ВВР-КН (17 ТВС 1-го типа и 10 ТВС 2-го типа) позволяет не только сохранить эксплуатационные и экспериментальные характеристики реактора, но и улучшить их.
- 3. Показано, что, благодаря разработанному облучательному устройству и новой компоновке активной зоны реактора ВВР-К, были достигнуты проектные характеристики новой конструкции ТВС.
- 4. Разработанный испытательный стенд позволил уточнить расчетную теплогидравлическую модель ТВС ВВР-КН.
- 5. Показано, что новая конфигурация активной зоны является безопасной, и превышения допустимых эксплуатационных параметров, как в стационарном состоянии, так и при переходных процессах, не происходит.
- 6. Показана возможность проведения реакторных испытаний новой конструкции ТВС в активной зоне реактора ВВР-К.
- 7. Обоснована безопасность проведения ресурсных испытаний в активной зоне реактора BBP-К. Расчетно-экспериментальные исследования показали, что даже при применении консервативного подхода превышения допустимых эксплуатационных параметров как штатной, так и опытной TBC, не происходит. При работе двух главных

132

циркуляционных насосов, которые обеспечивают расход теплоносителя через активную зону на уровне 700 м<sup>3</sup>/ч, кризиса теплообмена в самых энергонапряженных ТВС (штатной и опытной) не возникает, а именно: температуры стенок твэлов и теплоносителя остаются ниже допустимых пределов (температура плавления алюминиевого сплава ~ 600°C и температура кипения воды при атмосферном давлении ~ 97°C).

- Ресурсные испытаний трех опытных ТВС были проведены в активной зоне реактора ВВР-К в период с марта 2011 года по июль 2013 года. Длительность облучения составила 480 эффективных суток.
- В процессе ресурсных испытаний опытных ТВС были достигнуты их проектные характеристики, что было подтверждено системами внутриреакторного контроля параметров испытаний.
- 10. В двух из трех опытных ТВС было достигнуто выгорание ~60% по урану-235. В третьей опытной ТВС было достигнуто выгорание ~50% по урану-235, что является выше 40% гарантированного значения заводомизготовителем для серийных изделий.
- 11. Показано, что организация бокового отражателя из бериллия в существующей активной зоне ВВР-К привела к улучшению ее нейтронно-физических характеристик (плотность потока тепловых нейтронов в облучательных каналах активной зоны, глубина выгорания топлива и т.д.), что позволило во время ресурсных испытаний без ущерба проводить другие облучательные работы.
- 12. Новая конструкция ТВС типа ВВР-КН подтвердила свою работоспособность.
- 13. Обоснован безопасный переход активной зоны реактора BBP-К от водяного отражателя нейтронов к бериллиевому.
- 14. Показано, что формирование бериллиевого отражателя приводит к улучшению нейтронно-физических характеристик стационарной активной зоны реактора ВВР-К.

133

- 15. Проанализированы исходные события, которые могут привести к аварии или аварийной ситуации, включая проектную и запроектную аварию. Из рассмотренных постулируемых исходных событий к аварии может привести потеря теплосъема с ТВС с последующим ее плавлением.
- 16. Экспериментальные исследования на критическом стенде показали безопасность процесса набора критической массы и подтвердили расчетное значение критической загрузки активной зоны реактора BBP-К с низкообогащенным урановым топливом.
- Моделирующие эксперименты на критическом стенде также показали увеличение плотности потока тепловых нейтронов в центре активной зоны в два раза.
- Верифицирован комплекс нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

#### СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. База данных МАГАТЭ, IAEA Research Reactors Database // https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx

2. Р.Г. Муранака. Бюллетень МАГАТЭ. – Вена, 2016. - том 25, №1.- С. 20-24

3. «Шесть российских реакторов будут переведены на низкообогащенное топливо», Nuclear Ru, 07.12.2010, http://www.nuclear.ru/rus/press/other\_ news/2118672/

4. Alexandrov A.P., Goncharov V.V., Egorenkov P.M., Shavrov P.T. The Core Reconstruction of the WWR-S Reactor Based on IRT-M Fuel Assemblies to Increase Full Power from 2 MW to 10 MW // Preprint AEI-15/566. - M., 1971. – 25 c.

5. Rakhmanov A.B., Deen J.R., Hanan N.A., Matos J.E. A Neutronic Feasibility Study for LEU Conversion of the WWR-SM Research Reactor in Uzbekistan // Proc. International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 18-23. - Sao Paulo (Brazil), 1998. –C. 57-68

6. 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 // Proc. International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 5-10. – Chicago (USA), 2003. - C. 57-68

7. 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 (Uzbekistan), 2010. - Vol. 12(№4-6). - pp.422-428.

 Байтелесов С.А., Досимбаев А.А., Кунгуров Ф.Р., Салихбаев У.С. Нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты BBP-CM с TBC из высоко - и низко обогащенного урана // Атомная энергия. – Москва, 2008. -т. 104, вып. 5. -С. 269-273. 9. 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

10.Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov D.D. Safe and Effective Utilization of WWR-SM Research Reactor after Conversion // Proceedings of 36th International meeting on reduced enrichment for research and test reactors, October 11-14. – Seoul (South Korea), 2015. - pp.1-8

11.Alikulov Sh., Baytelesov S., Kungurov F., Salikhbaev U., Yusupov D.D. Successful Operation of WWR-SM Research Reactor after Conversion to LEU Fuel // Proceedings of 35th International meeting on reduced enrichment for research and test reactors, October 12-14. – Vienna (Austria), 2014. - pp.1-8

12.History, development and future of TRIGA research reactors Technical report series International atomic energy agency. -Vienna, 2016. - N 482. - 131 p.

Neutron Radiography Reactor Analysis and Support: HEU to LEU Conversion of the NRAD Reactor // Final Report, 911124 rev. 2, GA Project 39296, TRIGA Reactor Division of General Atomics (February 12, 2010). - Vienna (Austria), 2010. – 56 p.

14. Bess J.D., Maddock T.L., Marshall M.A., Montierth L.M. Fresh-Core Reload of the Neutron Radiography (NRAD) Reactor with Uranium(20)-Erbium Zirconium-Hydride Fuel, March 2011 // Technical report. - United States, 2011. -INL/EXT-10-19486. – 266 p.

15. McKibben J.Ch., Dr. Kiratadas Kutikkad, Foyto L.P. Current status of the Missouri University Research Reactor HEU to LEU conversion feasibility study // International RERTR Meeting. – Argonne National Laboratory (USA), 2006. – 10p.

16.Mieleszczenko W., Pytel K., Krzysztoszek G., Dorosz M., Lechniak J., Mołdysz A., Andrzejewski K., Kulikowsk T.a, Marcinkowska Z., Wocial A., Hajewska E., Maurin J. Summary of Works Over MARIA Reactor Core Conversion From HEU to LEU Fuel // Proceedings of 34th International meeting on reduced enrichment for research and test reactors. October 14-17. - Warsaw (Poland), 2012. - pp.1-8

17. Ichikawa H., Nakajima T. Fuel Conversion of JRR-4 from HEU to LEU // International meeting on reduced enrichment for research and test reactors, measurements and calculations for reactor. -Argonne National Laboratory (USA), 1997. - 12 p.

18.Saito H., Futamura Y., Nakata H., Ando H., Sakurai F., Ooka N., Sakakura A., Ugajin H., Shirai E. Further data of silicide fuel for the LEU conversion of JMTR.

- IAEA-SM-310/59P. - pp.490-501

19.Koleska M., Broz V., Ernest J., Kysela J., Marek M., Rychecky J. Completed Conversion of the LVR-15 Research Reactor // RERTR, October 23-27, 2011. – Santiago (Chile), 2011. -10p.

20.Toth G., Benkovics I. HEU-LEU core conversion at Budapest research reactor // International nuclear safety journal. – Bucharest (Romania), 2014. - vol.3, N 3. - pp. 60-67

21.Research Reactors in Africa //IAEA booklet. – Vienna (Austria), 2011. - pp.16-18

22. Abbate M.J., Adelfang P., Calabrese R., Sbaffoni M.M. Guidelines to upgrade and convert the Argentine's research reactor RA6 //Proceedings of International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, November 3-8, 2002. – Bariloche (Argentina), 2002. – 5p.

23.Balart S., Calzetta O., Cristini P., Garcés J., Gonzalez A.G., Hermida J.D., Mirandou M., Novara O., Taboada H. Progress on RERTR activities in Argentina // Proceedings of International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, September 24th – 29th, 2007. – Prague (Czech Republic), 2007. – 12p.

24. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И., и др. Программа MCU-REA с библиотекой ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1 // Отчет РНЦ КИ. - М., 1998. - инв.№36/5-98. – 45 с.

25. Abagyan L., Alexeyev N., Bryzgalov V., Glushkov A., Gomin E., Gurevich M., Kalugin M., Maiorov L., Marin S., Yudkevich M. MCU Monte Carlo Code For Nuclear Reactor Calculations (Verification) // Preprint IAE 5751/5. - M., 1994. – pp. 5-8

26. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU. Учебное пособие. – М.: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»; 2012. - 154 с.

27. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В. И., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В. и др. Программа MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCU.DAT-2.1. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов: научно-технический сборник. - Москва, 2001. -№3. – С. 55-62

28.Briesmeister J.F. MCNP/4B General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A". - LA-12625-M, 1994. – 741 p.

29.Briesmeister J. F. A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, MCNP, version 4C. - LA-13709-M, 2000. – 790 p.

30.MCNP — A General Monte Carlo N–Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory, LA–UR–03–1987; April 24, 2003 (MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. - Los Alamos National Laboratory, LA-UR-03-1987, 2008. - 85p.

31.MCNP6 User's Manual - Los Alamos National Laboratory, LA-CP-13-00634, 2013. – 765 p.

32. Chadwick M.B., Herman M., Obložinský P., Dunn M.E., Danon Y., Kahler A.C., Smith D.L., Pritychenko B., Arbanas G., Arcilla R., Brewer R., Brown D.A., Capote R., Carlson A.D., Cho Y.S., Derrien H., Guber K., Hale G.M., Hoblit S., Holloway S., Johnson T.D., Kawano T., Kiedrowski B.C., Kim H., Kunieda S., Larson N.M., Leal L., Lestone J.P., Little R.C., McCutchan E.A., MacFarlane R.E., MacInnes M., Mattoon C.M., McKnight R.D., Mughabghab S.F., Nobre G.P.A., Palmiotti G., Palumbo A., Pigni M.T., Pronyaev V.G., Sayer R.O.,

Sonzogni A.A., Summers N.C., Talou P., Thompson I.J., Trkov A., Vogt R.L., S.C. van der Marck, Wallner A., White M.C., Wiarda D., Young P.G. ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // Nucl. Data Sheets 112(2011)2887. revised 2/1/2008 - pp. 1–142

33. D. A. Brown, M. B. Chadwick, R. Capote, A. C. Kahler, A. Trkov, M.W. Herman, A. A. Sonzogni, Y. Danon, A. D. Carlson, M. Dunn, D. L. Smith, G. M. Hale, G. Arbanas, R. Arcilla, C.R. Bates, B. Beck, B. Becker, F. Brown, R. J. Casperson, J. Conlin, D. E. Cullen, M.A. Descalle, R. Firestone, T. Gaines, K. H. Guber, A. I. Hawari, J. Holmes, T. D. Johnson, T. Kawano, B. C. Kiedrowski, A. J. Koning, S. Kopecky, L. Leal, J. P. Lestone, C. Lubitz, J. I. M'arquez Dami'an, C. M. Mattoon, E. A. McCutchan, S. Mughabghab, P. Navratil, D. Neudecker, G. P. A. Nobre, G. Noguere, M. Paris, M. T. Pigni, A. J. Plompen, B. Pritychenko, V. G. Pronyaev, D. Roubtsov, D. Rochman, P. Romano, P. Schillebeeckx, S. Simakov, M. Sin, I., Sirakov, B. Sleaford, V. Sobes, E. S. Soukhovitskii, I. Stetcu, P. Talou, I. Thompson, S. van der Marck, L. Welser-Sherrill, D. Wiarda, M. White, J. L. Wormald, R. Q. Wright, M. Zerkle, G. Zerovnik, and Y. Zhu ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELOproject Cross Sections. New Standards and Thermal Scattering Data // Nuclear Data Sheets 148 (2018). - pp. 1–142

34. Абагян Л.П. и др. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. -М.: Энергоатомиздат, 1981. – 152 с.

35. Абагян Л.П. и др. Библиотека резонансных параметров LIPAP-5 //ВАНТ, серия «Ядерные константы». - М., 1995. - вып.1-2. –С.47-53

36. Rose P.F., Compiler and Editor, "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation," BNL-NCS-17541, Brookhaven National Laboratory, 1991. – 490 p.

37. Емельянов М.К., Талиев А.В. Программа "ASTRA" для расчета теплового режима ТВС с трубчатыми коаксиальными твэлами // Препринт ИАЭ-4112/4. - М., 1985. – 24 С.

38. Талиев А.В. Модернизированная программа ASTRA для расчета теплового режима ТВС исследовательских реакторов с трубчатыми коаксиальными твэлами // Препринт ИАЭ-6405/5.- М., 2006. – 20 с.

39. Olson A.P. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V2.1 Code", Oct.13,2003, ANL. - 52 p.

40. Olson A.P., Kalimullah M. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.5 Code, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA (May 20, 2008). - 184 p.

41. Obenchain C.F. PARET - A Program for the Analysis of Reactor Transients. -IDO-17282. – Idaho (United States), 1969. - 142 p.

42. Woodruff W.L., Smith R.S. A Users Guide for the ANL Version of the PARET Code, PARET/ANL (2001 Rev.), ANL/RERTR/TM- 16 (March 2001). - Argonne (United States), 2001. - 50 p.

43. Athey G. F., et al. RASCAL Version 2.2 - User's Guide. NRC, 1998. – Oak Ridge (United States), 1998. - 52 p.

44.Бейсебаев А.О., Блынский П.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Киселев К.С., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А. Стенд для исследования гидравлических характеристик макетов тепловыделяющих сборок // Научный журнал «Мир научных исследований». - Алматы (Казахстан), 2011. - №8-9 (50-51). - С.32-36

45.Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / И.Е. Идельчик. - М. : Машиностроение, 1975. – 560 с.

46.Киселев П.Г. Справочник по гидравлическим расчетам / П.Г. Киселев. – М.: Энергия, 1972. – 312 с.

47. Примеры расчетов по гидравлике /Под ред. А.Д. Альтшуля - Москва, 1977. - 260 с.

48. Shaimerdenov A., Arinkin F., Beisebayev A., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., New Core with Low-Enriched Uranium Fuel at the Kazakhstan Critical Facility // IAEA Technical Meeting on Enhanced Utilization of Zero Power Reactors and Subcritical Assemblies and IGORR 2014 (International Group of Research Reactor). – Bariloche (Argentina), 2014. – p.1-6. 49. Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаманин И.В. Пуск и нейтронно-физические характеристики критического стенда РГП «Институт ядерной физики» РК с низкообогащенной активной зоной // Альтернативная энергетика и экология. – Саров (Россия), 2015. -№23 (187). - С. 51-59.

50. Возобновление эксплуатации реактора ВВР-К / Сборник статей, А.о.ИАЭ НЯЦ РК. - Алматы, 1998. - 248 с.

51. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К // Атомная энергия. – Москва, 2017. - т.123, №1. – С.15-20

52. Шаймерденов А.А., Накипов Д.А., Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Чакров П.В., Кенжин Е.А. 50 лет исследовательскому реактору ВВР-К // Материалы Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», посвященного 60-летию Института ядерной физики, 12-15 сентября 2017 года. –Алматы (Республика Казахстан), 2017. -С.405

53. Shaimerdenov A.A., Nakipov D.A., Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Chakrov P.V., Kenzhin Ye.A. The 50th Anniversary of the WWR-K Research Reactor // Physics of Atomic Nuclei. – Moscow, 2018. - Vol. 81, No. 10. - pp. 1408–1411.

54. Arinkin F.M., Vatulin A.V., Gizatulin Sh.Kh., Egorenkov P.M., Zhantikin T.M., e.a. Conversion program of the WWR-K research reactor core to use low enrichment uranium // Proceedings of the 2002 International Meeting on RERTR, Nov. 3-8, 2002. - San Carlos de Bariloche, Argentina, 2002. - pp. 633-639,

141

55. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Жотабаев Ж.Р., Кадыржанов К.К., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Жантикин Т.М., Таланов С. Feasibility Study of the WWR-K Reactor Conversion to Low-Enriched Fuel // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Npyды международной конференции. - Вена, 2004. – С.5.

56. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Добрикова И., Гизатулин Ш.Х., Кадыржанов К.К., Колточник С.Н., Насонов В., Талиев А., Ватулин А., Жотабаев Ж.Р., Ханан Н. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. – Бостон, 2005 - С.117.

57. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Добрикова И., Гизатулин Ш.Х., Кадыржанов К.К., Колточник С.Н., Насонов В., Талиев А., Ватулин А., Жотабаев Ж.Р. Comparative Study of the WWR-K Reactor Using Low-Enriched U-Mo Fuel Pin- and Tube-Type // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Npyды международной конференции. – Бостон, 2005. – С.122.

58. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Кадыржанов К.К., Карташев К., Колточник С.Н., Лукичев В., Насонов В., Романова Н.К., Талиев А., Жотабаев Ж.Р. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. – Кейптаун, 2006. – С.47.

59. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Жотабаев Ж.Р., Кадыржанов К.К., Колточник С.Н., Насонов В.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Feasibility study of WWR-K reactor conversion to low-enriched fuel // Менеджмент топлива исследовательских реакторов: Труды международной конференции. – София, 2006 – С.56.

60. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Тулеушев А.Ж., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гарнер П., Ханан Н., Рогланс-Рибас Дж. Plan of WWR-K Conversion to LEU Fuel // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. -Пекин, 2009. – С.30.

61. Аринкин Ф. М., Бейсебаев А. О., Гизатулин Ш. Х., Колточник С. Н., Романова Н. К., Чакров П. В., Чекушина Л. В. О снижении обогащения топлива реактора ВВР-К // Учет и контроль ядерных материалов: Труды ежегодной конференции. – Актау, 2007. – С. 28.

62. Аринкин Ф.М, Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Тулеушев А.Ж., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гарнер П., Ханан Н., Рогласн-Рибас Дж. План конверсии активной зоны реактора ВВР-К с использованием низкообогащенного топлива // Ядерная и радиационная физика: Труды международной конференции. – Алматы, 2009. – С.189-190.

63. Аринкин Ф.М, Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. О возможности использования бериллиевого отражателя в существующей активной зоне реактора ВВР-К // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов (Казахстан), 2008. – № 4. – С.106-112.

64. Аринкин Ф.М, Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Характеристики активной зоны ВВР-К с боковым бериллиевым отражателем ограниченных размеров. // Ядерная и радиационная физика: труды международной конференции. – Алматы, 2009. – С.70-71.

65. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. - М.:Атомиздат, 1974. – 408с.

66. Bergles A.E., Rosenow W.M. The determination of forced convection surface boiling heat transfer // Transactions of ASME 86 (series C – Journal of heat transfer). - USA, 1964. -pp. 365-371

143

67. Whittle R.H., Forgan R.A. Correlation for the minima in the pressure drop versus flow-rate curves for sub-cooled water flowing in narrow heated channels // Nuclear engineering and design. - 1967. -V.6. - pp.89-99.

68. Mirshak S., Durant W.D., Towell R.H. Heat flux at burnout. DuPont, DP-355. – USA, 1959. – 16 p.

 Кутателадзе С.С., Боришанский В.М. Справочник по теплопередаче. -М.,1958. – 418 с.

70. Аринкин Ф.М., Блынский П.А., Дюсамбаев Д.С., Романова Н.К., Чекушина Л.В. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ВВР-К с низкообогащенным топливом // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов (Казахстан), 2012. – №3. – С.7-12.

71. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А., Шаманин И.В. Изменение конфигурации активной зоны исследовательского реактора ВВР-К с целью повышения энергонапряженности экспериментальных топливных сборок при их ресурсных испытаниях // Известия ВУЗов. Серия Физика. – Томск (Россия), 2015. - т.58, №2/2. - С.184-190.

72. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гарнер П., Ханан Н. Characteristics of the WWR-K test core and the LEU LTAs to be placed in the central experimental Beryllium device // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. - Пекин, 2009. – С.69.

73. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Кадыржанов К.К., Колточник С.Н., Насонов В.А., Романова Н.К., Талиев А., Жотабаев Ж.Р., Ханан Н. Program of trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor // Менеджмент топлива исследовательских реакторов: Труды международной конференции. - Лион, 2007. – С. 90.

74. Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР
ВВР-К при испытаниях опытных ТВС // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов (Казахстан), 2010. – № 4. – С. 54-59.

75. Аринкин Ф.М., Чекушина Л.В., Чакров П.В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А. Safety analysis for LTA irradiation test at the WWR-K research reactor // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. - Лиссабон, 2010. – С.120.

76. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Шаймерденов А.А., Жотабаев Ж.Р., Гарнер П., Ханан Н., Рогланс-Рибас Дж. Start of low-enriched fuel lead test assemblies in the WWR-K reactor core // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. – Сантьяго, 2011 – С.82.

77. Самойлов А.Г., Каштанов А.И., Волков В.С. Дисперсионные твэлы. В2-х т. - М.: Энергоиздат, 1982. Т.1. 224с.

78. Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Результаты начала испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов (Казахстан), 2011. – №4. – С.127-131.

79. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Первый этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы // Вопросы атомной науки и техники. Серия Физика ядерных реакторов. – Москва (Россия), 2012. – № 3. – С. 74-80.

80. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. Второй этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным

топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы // Ядерная и радиационная физика: Труды международной конференции. - Алматы, 2013. - С.39

81. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Hanan N., Garner P., Roglans-Ribas J. Results of the trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor // Материалы международной конференции RRFM-2014, 30 марта – 3 апреля 2014.-Любляна (Словения), 2014. - С.227-233

82. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л. В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Шаймерденов А.А., Шаманин И.В. Результаты испытаний опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К // Известия Томского политехнического университета. Серия Техника и Технологии в Энергетике – Томск (Россия), 2014. – Т. 325, № 4. - С.6-15.

83. Аринкин Ф.М., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А. / Результаты ресурсных реакторных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН с топливом пониженного обогащения // Тезисы международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», 26-30 мая 2014. – Димитровград (Россия), 2014. - С.96

84. IAEA Safety Standards Series, Safety of Nuclear Power Plants: Design. –
V.: IAEA, 2000. – 91 p.

85. IAEA Safety Standards, Safety of Nuclear Power Plants: Design, SSR-2/1. –
V.: IAEA, 2016. - 99 p.

86. IAEA Safety Standards Series, Safety of Research Reactors, SSR-3. – V.:
IAEA, 2016. – 152 p.

87. Технический регламент "Ядерная и радиационная безопасность атомных станций", утвержден приказом Министра энергетики Республики Казахстан №60 от 20 февраля 2017 года. – 86 с.

88. Технический регламент "Ядерная и радиационная безопасность", утвержден приказом Министра энергетики Республики Казахстан №58 от 20 февраля 2017 года. – 54 с.

89. Технический регламент "Ядерная и радиационная безопасность исследовательских ядерных установок", утвержден приказом Министра энергетики Республики Казахстан №59 от 20 февраля 2017 года. – 49 с.

90. «Типовое содержание отчета по анализу безопасности исследовательских ядерных установок», утверждено приказом №89-пр. Председателя Комитета по атомной энергетике МЭМР РК 05 декабря 2008 года. – 25 с.

91. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Shaimerdenov A. Analysis of Steady States and Transients for WWR-K reactor with LEU fuel // Материалы международной конференции RERTR-2015, 11-14 Oktober. – Seoul (South Korea), 2015. - p.26

92. Ривкин С.Л., Александров А.А. Справочник. Термодинамические свойства воды и водяного пара. - Москва, 1984. -92с.

93. Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accidents //Safety Reports Series. - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2008. - No. 53. – 178 c.

94. Павленко В.И., Антонов С.Н. Обоснование методики оценки радиационных последствий аварии на АЭС // Препринт ИАЭ-3144. - Москва, 1979. - 41 с.

95. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности, утверждены приказом № 155 Министра национальной экономики Республики Казахстан 27 февраля 2015 года. – 110 с.

96. Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности», утверждены приказом № 261 и.о.

147

Министра национальной экономики Республики Казахстан 27 марта 2015 года. – 135 с.

97. Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к радиационно-опасным объектам», утверждены приказом № 260 и.о. Министра национальной экономики Республики Казахстан 27 марта 2015 года. – 141 с.

98. Аринкин Ф.М., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Гарнер П., Ханан Н., Рогланс-Рибас Дж. Safety analysis for the Institute of the Nuclear Physics critical assembly with LEU fuel // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: Труды международной конференции. – Варшава, 2012 – С.54.



Горизонтальный и вертикальный разрезы реактора BBP-К

Горизонтальный разрез реактора **BBP-K** 



Вертикальный разрез реактора ВВР-К

#### Картограммы реактора ВВР-К для разных компоновк активной зоны с НОУ топливом





Рис. 3. Загрузка «18+10» с бериллиевым отражателем (26 блоков) - Вариант 1





Рис. 4. Загрузка «16+10» с бериллиевым отражателем (24 блока) - Вариант 2





Рис. 5. Загрузка «18+10» с бериллиевым отражателем (50 блоков). - Вариант 1

Рис. 6. Загрузка «16+10» с бериллиевым отражателем (52 блока). - Вариант 2

# Энерговыделение и выгорание урана для рассмотренных компоновок активной зоны реактора BBP-К с НОУ топливом

#### Таблица 1

# Распределение выгорания и энерговыделения в активной зоне («18+10»+X ТВС)

Вариант	«18+1	0»	«24+	10»	«30+1	10»	«33-	+10»
Ячейка	B, %	Р, кВт	B, %	Р, кВт	В, %	Р, кВт	B, %	Р, кВт
2–4 AP	9,9	122,0	23,0	113,7	31,2	102,8	35,9	93,5
4–3 KO1- 1	14,4	178,7	31,0	142,2	40,3	121,3	45,4	105,2
4–7 KO1- 2	13,7	174,3	31,1	147,9	39,9	115,7	44,9	99,1
6–3 KO2- 1	16,0	205,4	33,7	151,8	43,3	128,6	49,0	118,1
6–7 KO2- 2	16,1	202,3	33,5	152,1	43,0	128,0	48,5	115,1
8–3 KO3- 1	13,9	173,6	28,5	123,7	36,1	97,2	41,6	116,6
8-7 КОЗ-2	14,1	176,7	30,8	144,3	39,9	123,5	45,4	110,6
6–2 A3-1	13,4	169,5	30,0	139,7	39,2	119,1	44,8	115,2
6-8 A3-3	13,4	167,9	30,0	141,8	39,2	119,3	44,4	109,6
10–4 A3-2	9,8	119,9	23,0	111,1	31,2	103,7	36,3	103,7
3–4	10,2	196,7	22,9	160,4	30,0	142,5	34,2	128,4
3–5	10,4	201,5	23,6	169,7	31,6	151,8	35,9	141,5
4–4	11,6	226,0	26,2	188,7	34,6	168,6	39,5	148,6
4–6	12,0	233,2	26,8	193,1	35,4	166,5	40,1	155,2
5–4	11,4	220,3	25,5	185,2	33,5	160,3	38,3	146,3
5–5	15,7	302,0	34,2	253,5	44,1	210,3	49,8	182,0
5–6	15,3	301,8	33,8	249,6	44,1	211,3	49,8	187,5
5–7	10,8	207,4	24,7	182,9	33,1	166,9	38,0	156,0
6–4	14,1	275,1	31,6	234,6	41,2	199,2	46,8	178,8
6–6	14,1	271,7	31,6	234,1	41,1	193,7	46,4	177,2
7–4	10,8	209,3	24,8	180,4	33,1	165,6	38,2	164,6
7–5	15,6	301,8	34,1	249,6	44,5	208,3	50,2	195,5
7–6	15,2	298,3	34,2	252,4	44,3	209,9	50,0	192,0
7–7	11,4	217,0	25,6	186,4	33,5	159,8	38,2	148,7
8–4	12,2	232,2	26,9	193,1	35,0	166,9	40,5	173,4
8–6	11,8	223,9	26,3	188,6	34,6	166,6	39,5	161,2
9–4	10,3	197,5	23,7	171,2	31,2	150,1	36,1	151,9

Вариант	«18+1	0»	«24+1	10»	<b>«30+</b> ]	10»	«33-	+10»
Ячейка	B, %	Р, кВт	В, %	Р, кВт	В, %	Р, кВт	В, %	Р, кВт
9–5	10,3	194,2	22,9	160,7	30,0	141,6	34,6	145,8
3–3			14,8	187,0	23,2	160,5	27,0	118,8
5–3			13,7	171,0	21,3	153,0	25,9	140,5
6–2			12,2	155,3	19,7	145,0	24,3	136,7
6–8			12,2	155,9	19,6	143,2	24,0	132,2
7–8			13,3	171,8	21,2	151,0	25,9	141,4
9–6			12.5	156,6	91,9	135,2	23,6	131,2
2–3					6,1	113,5	9,9	105,0
3–6					8,4	157,1	13,3	140,0
4–8					7,2	136,1	11,4	123,9
8–2					7,2	135,9	11,8	137,3
9–3					8,3	155,5	13,3	148,7
10–5					6,0	115,3	10,3	123,1
3–7							4,2	116,8
9–2							4,9	139,6
10–3							4,9	143,8
K <sub>эф</sub>	1,085	4	1,08	77	1,0	694	1,0	498
ρ, % Δk/k	7,9		8,1	-	6	,5	4	,7
ρ <sub>οςτ</sub> , % Δk/k	0,22	, ,	0,0	)	0,	42	0,	11
Кампания, сут.	100		150	)	1(	00	6	5

## Распределение выгорания и энерговыделения в активной зоне

Вариант	«16+1	0»	«22+10	)»	«30+10	)»
Ячейка	Выгор., %	кВт	Выгор., %	кВт	Выгор., %	кВт
3–4 AP	6,0	183,7	23,5	145,6	38,0	117,4
4–3 KO1-1	5,9	182,1	24,0	148,5	38,8	123,2
4–6 KO1-2	6,2	191,2	26,2	168,8	41,1	126,8
6–3 KO2-1	6,7	206,2	25,9	159,7	41,1	134,3
7–8 KO2-2	5,9	182,8	24,0	150,9	38,2	116,0
8–3 KO3-1	6,1	189,0	24,7	154,9	39,0	118,9
9–5 KO3-2	5,7	175,0	23,6	149,1	38,1	120,7
7–3 A3-1	6,5	193,6	24,0	147,3	39,3	127,2
5–8 A3-3	5,7	170,2	23,2	146,5	38,4	126,2
9–4 A3-2	6,1	181,8	24,7	156,8	38,8	125,0
4–4	5,1	240,1	20,5	215,3	33,8	171,2
4–5	5,3	255,8	21,7	267,7	35,7	181,0
5–4	5,2	251,5	22,1	213,6	36,5	184,1

(«16+10»+X TBC)

5-6	6,5	306,5	27,0	203,7	43,3	214,8	
5–7	4.9	233,4	21,7	214,2	35,7	179,8	
6–4	6,8	324,6	27,4	267,7	43,3	211,5	
6–5	7,6	369,1	31,2	307,0	48,7	238,6	
6–7	4.9	230,7	20,9	210,5	34,2	177,3	
7–4	4.9	253,5	21,7	265,6	35,7	177,7	
7–6	5,3	309,7	27,0	215,1	43,3	212,2	
7–7	5,3	250,8	22,1	207,3	36,5	186,8	
8–4	5,3	246,5	21,3	210,9	33,8	162,1	
8–5	5,1	242,1	21,3	172,0	35,4	182,5	
8–6	4,8	225,4	18,3	198,7	30,8	155,1	
4–7	4,9	226,2	17,9	165,1	28,1	130,1	
5–3	3,8	179,2	17,5	175,3	28,5	141,2	
3–3			12,2	154,6	22,8	133,2	
3–5			13,3	170,4	24,7	148,7	
6–2			12,2	154,5	23,5	137,9	
6–8			12,2	155,0	23,6	136,5	
8–7			13,7	175,1	25,5	146,9	
9–6			12,2	153,3	23,7	135,7	
3–6					11,4	138,5	
4-2					11,0	130,1	
5-2					9,5	114,1	
7–9					10,3	122,4	
8-8					11,4	135,2	
9–3					11,0	136,9	
Kэф	1,069	92	1,089	96	1,085	5	
<u>ρ, % Δk/k</u>	6,5		8,22	2	7,88		
$ρ_{oct}$ , % Δk/k	0,79	)	0,44	1	0,0		
Кампания, сут.	40		150		155		

## Распределение выгорания и энерговыделения в активной зоне

## «18+10»+Х бериллиевых блоков

		«18+10»		«18+10»	+26Be	* «1	8+10»+5	<b>OBe</b>
Ячейка	Выгор., %	кВт	кВт∙см-3	Выгор., %	кВт	Выгор., %	кВт	кВт·см <sup>-3</sup>
2-4 AP	9,9	122,0	0,0816	33,8	146,8	39,58	153,4	0,1042
4–3 KO1-1	14,4	178,7	0,1196	42,6	188,1	49,81	189,7	0,1289
4–7 KO1-2	13,7	174,3	0,1167	41,8	183,2	48,67	179,4	0,1219
6–3 KO2-1	16,0	205,4	0,1375	45,6	196,2	52,55	191,2	0,1299
6–7 KO2-2	16,1	202,3	0,1354	45,6	196,8	52,66	187,4	0,1273
8–3 KO3-1	13,9	173,6	0,1162	42,2	180,4	48,67	186,6	0,1268
8–7 KO3-2	14,1	176,7	0,1183	43,0	190,6	49,81	191,8	0,1303
7–3 A31	13,4	169,5	0,1135	41,4	181,2	48,67	190,5	0,1294
5-8 A33	13,4	167,9	0,1124	41,4	182,9	48,67	189,0	0,1284
10–4 A32	9,8	119,9	0,0803	33,5	144,6	39,54	154,7	0,1051
3–4	10,2	196,7	0,0849	32,3	210,0	37,64	219,2	0,0959

Ячейка		«18+10»		«18+10»	+26Be	* «]	l8+10»+5	0Be
3–5	10,4	201,5	0,0869	32,3	218,0	37,64	217,1	0,0950
4-4	11,6	226,0	0,0975	35,0	231,6	40,68	231,6	0,1014
4–6	12,0	233,2	0,1006	35,4	232,7	41,06	232,5	0,1018
5–4	11,4	220,3	0,0950	33,8	219,6	39,28	228,3	0,0999
5–5	15,7	302,0	0,1303	42,2	274,3	48,14	253,3	0,1109
5–6	15,3	301,8	0,1302	42,2	268,3	48,10	254,2	0,1113
5–7	10,8	207,4	0,0894	32,3	208,2	37,79	217,4	0,0952
6–4	14,1	275,1	0,1187	38,8	251,9	44,71	240,1	0,1051
6–6	14,1	271,7	0,1172	38,8	251,4	44,79	242,3	0,1061
7–4	10,8	209,3	0,0902	32,3	213,7	37,83	221,0	0,0968
7–5	15,6	301,8	0,1302	42,2	272,2	48,29	255,6	0,1119
7–6	15,2	298,3	0,1287	42,2	275,4	48,29	248,7	0,1089
7–7	11,4	217,0	0,0936	35,4	218,2	39,28	225,4	0,0987
8–4	12,2	232,2	0,1002	35,4	223,2	40,95	232,1	0,1016
8–6	11,8	223,9	0,0966	35,0	224,3	40,61	233,0	0,102
9–4	10,3	197,5	0,0852	32,7	208,8	37,83	218,9	0,0958
9-5	10,3	194,2	0,0837	32,3	207,5	37,57	216,1	0,0946
K <sub>эф</sub>		1,0854		1,13	85		1,0595	
ρ, ( $\Delta k/k$ )	7,87			12,	16		5,6	
ρ <sub>ост</sub> , %(Δk/k)	0,22			0,99		0,17		
Кампания, сут.		100		200		50		

\* к выгоревшей зоне «18+10»+26Ве добавлены 24 Ве блока

#### Таблица 4

# Распределение выгорания и энерговыделения в активной зоне «16+10»+Х бериллиевых блоков

		«16+10»		«16+1(	)»+24Be	* <	«16+10»+5	52Be
Ячейка	Выг., %	кВт	кВт∙см⁻ <sup>3</sup>	Выг., %	кВт	Выг., %	кВт	кВт∙см⁻³
3–4 AP	6,0	183,7	0,1362	40,3	200,5	48,3	196,8	0,1468
4–3 KO1-1	5,9	182,1	0,1295	39,9	190,6	47,5	187,4	0,1398
4–6 KO1-2	6,2	191,2	0,1287	39,7	189,4	47,3	190,5	0,1421
6–3 KO2-1	6,7	206,2	0,1359	42,3	200,0	49,7	187,2	0,1396
7–8 KO2-2	5,9	182,8	0,1356	40,1	199,6	48,7	209,3	0,1561
8–3 KO3-1	6,1	189,0	0,1333	40,2	196,2	48,1	186,5	0,1391
9–5 KO3-2	5,7	175,0	0,128	39,7	188,4	47,3	185,4	0,1383
7–3 A31	6,5	193,6	0,1345	41,5	198,0	49,4	196,4	0,1465
5-8A33	5,7	170,2	0,1309	38,2	192,7	46,5	199,9	0,1491
9–4 A32	6,1	181,8	0,131	39,8	192,8	47,5	188,2	0,1404
4-4	5,1	240,1	0,1051	33,3	243,7	39,9	243,4	0,117
4–5	5,3	255,8	0,112	34,3	253,5	41,2	255,0	0,1226
5–4	5,2	251,5	0,1101	33,7	245,5	40,3	237,8	0,1143
5–6	6,5	306,5	0,1342	38,2	244,6	45,4	280,8	0,135

		«16+10»		«16+1(	)»+24Be	* .	«16+10»+5	52Be
Ячейка	Выг., %	кВт	кВт∙см⁻ <sup>3</sup>	Выг., %	кВт	Выг., %	кВт	кВт∙см <sup>-3</sup>
5–7	4,9	233,4	0,1022	32,3	285,3	39,0	252,8	0,1215
6–4	6,8	324,6	0,1421	39,6	236,2	46,8	265,2	0,1275
6–5	7,6	369,1	0,1616	43,7	287,1	51,3	292,3	0,1405
6–7	4,9	230,7	0,143	32,4	326,6	39,3	255,3	0,1227
7–4	4,9	253,5	0,109	34,4	249,0	41,0	241,3	0,116
7–6	5,3	309,7	0,1255	38,6	286,7	45,8	275,2	0,1323
7–7	6,5	250,8	0,1081	33,9	246,9	40,8	263,4	0,1266
8–4	5,3	246,5	0,1066	33,8	243,5	40,4	243,2	0,1169
8–5	5,3	242,1	0,1055	33,2	241,0	39,8	240,7	0,1157
8–6	5,1	225,4	0,0991	30,9	226,4	37,5	235,7	0,1133
4–7	4,9	226,2	0,1028	32,7	234,8	39,5	255,3	0,1227
5–3	3,8	179,2	0,0885	27,8	202,2	34,2	235,1	0,113
K <sub>эф</sub>	1,0692(2)			1,15	20(2)		1,0597(2	)
$\rho$ , % $\Delta k/k$	6,5			13,2			5,6	
$ρ_{oct}$ , $\Delta k/k$	0,79			0,08			0,01	
Кампани я, сут		40		2	25	50		

\* к выгоревшей зоне «16+10»+24Ве добавлены 28 Ве блоков

# Плотность потока нейтронов в облучательных каналах реактора BBP-К для рассмотреных компоновок активной зоны с НОУ топливом

#### Таблица 1

# Плотность потока нейтронов в активной зоне «18+10»+X ТВС и «18+10»+XBe

Код	MCNP/4	MCU-REA									
			«30+10»	«30+10»							
Вариант	«18+10»	«18+10»	нач.	кон.	«33+10»	«18+10»	«18+10»				
			камп.	камп.		+26Be	+30Be				
Kэф	1,0768	1,0873	1,0717	1,0352	1,0535	1,1386	1,0626				
Ячейка	-	Плотность п	отока тепло	овых нейтро	онов (E<0,4	эВ), см⁻² ∙с	-1				
6-5	$2,4\cdot 10^{14}$	$2,3\cdot 10^{14}$	$1,9.10^{14}$	$1,8.10^{14}$	$1,7.10^{14}$	$2,2\cdot10^{14}$	$2,3\cdot10^{14}$				
8-5	$1,8.10^{14}$	$1,8.10^{14}$	$1,5.10^{14}$	$1,5 \cdot 10^{14}$	1,6·10 <sup>14</sup>	$1,9.10^{14}$	$2,0.10^{14}$				
4-5	$1,8.10^{14}$	$1,9.10^{14}$	$1,5.10^{14}$	1,6·10 <sup>14</sup>	$1,5 \cdot 10^{14}$	$1,9.10^{14}$	$2,1\cdot 10^{14}$				
2-2	5,6·10 <sup>13</sup>	$5,2.10^{13}$	$5,7.10^{13}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	$5,3.10^{13}$	$7,5 \cdot 10^{13}$	9,6·10 <sup>13</sup>				
2-6	$5,7\cdot10^{13}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	6,1·10 <sup>13</sup>	6,1·10 <sup>13</sup>	$6,1\cdot 10^{13}$	$7,7.10^{13}$	9,6·10 <sup>13</sup>				
10-2	5,9·10 <sup>13</sup>	5,6·10 <sup>13</sup>	6,3·10 <sup>13</sup>	$6,2\cdot10^{13}$	7,6·10 <sup>14</sup>	$7,8.10^{14}$	9,8·10 <sup>14</sup>				
10-6	5,6·10 <sup>13</sup>	5,3·10 <sup>13</sup>	$5,7.10^{13}$	6,0·10 <sup>13</sup>	5,9·10 <sup>14</sup>	$7,9.10^{14}$	$9,3.10^{14}$				
	Γ	Ілотность по	отока быстр	ых нейтрон	ов (Е>1,15	МэВ), см <sup>-2</sup> ·	c <sup>-1</sup>				
6-5	4,6·10 <sup>13</sup>	$4,2.10^{13}$	3,3·10 <sup>13</sup>	3,0·10 <sup>13</sup>	$2,7\cdot10^{13}$	$3,7 \cdot 10^{13}$	4,0·10 <sup>13</sup>				
8-5	3,6·10 <sup>13</sup>	3,4·10 <sup>13</sup>	$2,5 \cdot 10^{13}$	$2,4\cdot 10^{13}$	$2,4\cdot10^{13}$	$3,4\cdot10^{13}$	3,3·10 <sup>13</sup>				
4-5	3,5·10 <sup>13</sup>	$3,7 \cdot 10^{13}$	2,6·10 <sup>13</sup>	$2,9.10^{13}$	$2,4\cdot 10^{13}$	$3,4\cdot10^{13}$	$3,2\cdot10^{13}$				
2-2	$4,3.10^{12}$	$4, 4 \cdot 10^{12}$	5,6·10 <sup>12</sup>	6,6·10 <sup>12</sup>	6,6·10 <sup>12</sup>	$4,1.10^{12}$	4,6·10 <sup>12</sup>				
2-6	$4,0.10^{12}$	5,0·10 <sup>12</sup>	$6,1\cdot 10^{12}$	6,6·10 <sup>12</sup>	$6,8 \cdot 10^{12}$	$4,0.10^{12}$	$4,2.10^{12}$				
10-2	$4,1\cdot 10^{12}$	4,6·10 <sup>12</sup>	$6,3 \cdot 10^{12}$	$6,1\cdot 10^{12}$	$1,1.10^{13}$	$4,0.10^{12}$	$5,2 \cdot 10^{12}$				
10-6	$4,0.10^{12}$	$4,1.10^{12}$	$6,3 \cdot 10^{12}$	$6,1\cdot 10^{12}$	$7,4.10^{12}$	3,9·10 <sup>12</sup>	$4, 4 \cdot 10^{12}$				
* < 0,4	эВ (кадмі	иевая гран	ица); ** 💈	>1,15 МэЕ	В (порогов	ый детект	$rop In^{115}$ )				

Код	MCNP/4		MCU	-REA	
Dominant				«16+10»+	«16+10»+52
Бариант	«10+10»	«10+10»	«30+10»	24Be	Be
Kэф	1,0768	1,0873	1,0717	1,0352	1,0535
Ячейка	Плотн	ость потока теп	ловых нейтрон	ов (Е< 0,4 эВ),	$cm^{-2} \cdot c^{-1}$
5-5	$2,2.10^{14}$	$2,3.10^{14}$	$1,7.10^{14}$	$2,2.10^{14}$	$2,3.10^{14}$
6–6	$2,1.10^{14}$	$1,8.10^{14}$	$1,7.10^{14}$	$2,2.10^{14}$	$2,3 \cdot 10^{14}$
7–5	$2,2.10^{14}$	$1,9.10^{14}$	$1,8.10^{14}$	$2,2.10^{14}$	$2,3 \cdot 10^{14}$
2–2	$5,1.10^{13}$	$5,2.10^{13}$	$5,7.10^{13}$	$7,2.10^{13}$	9,3·10 <sup>13</sup>
2–6	$4, 4 \cdot 10^{13}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	$6,1.10^{13}$	$6,2 \cdot 10^{13}$	9,2·10 <sup>13</sup>
10–2	5,3·10 <sup>13</sup>	5,6·10 <sup>13</sup>	$5,1.10^{13}$	$7,7.10^{13}$	9,3·10 <sup>14</sup>
10–6	$4,7.10^{13}$	5,3·10 <sup>13</sup>	$6,2 \cdot 10^{13}$	$6,2 \cdot 10^{13}$	<b>9,0</b> ·10 <sup>14</sup>
Ячейка	Плотно	сть потока быст	грых нейтронов	в (Е>1,15 МэВ)	$, cm^{-2} \cdot c^{-1}$
5-5	$4,0.10^{13}$	$4,2.10^{13}$	$2,9.10^{13}$	$3,7 \cdot 10^{13}$	3,6·10 <sup>13</sup>
6–6	$3,5 \cdot 10^{13}$	$3,4.10^{13}$	$2,9.10^{13}$	3,8·10 <sup>13</sup>	$3,8 \cdot 10^{13}$
7–5	$4,1.10^{13}$	$3,7 \cdot 10^{13}$	$2,9.10^{13}$	$4,0.10^{13}$	3,8·10 <sup>13</sup>
2–2	$3,4.10^{12}$	$4, 4 \cdot 10^{12}$	7,6·10 <sup>12</sup>	$3,4.10^{12}$	$3,5 \cdot 10^{12}$
2–6	$2,4.10^{12}$	5,0·10 <sup>12</sup>	$5,1.10^{12}$	$2,4.10^{12}$	$2,9 \cdot 10^{12}$
10–2	3,6·10 <sup>12</sup>	4,6·10 <sup>12</sup>	5,0·10 <sup>12</sup>	4,0·10 <sup>12</sup>	3,0·10 <sup>12</sup>
10–6	$2,5 \cdot 10^{12}$	$4,1.10^{12}$	6,6·10 <sup>12</sup>	$3,3 \cdot 10^{12}$	$3,0.10^{12}$

# Плотность потока нейтронов в активной зоне «16+10»+X ТВС и «16+10»+X Ве

Схема облучательного устройства (трехмерная модель)



Т<sub>2</sub>иТ<sub>3</sub>

#### Значения выгорания урана в ТВС активной зоны реактора ВВР-К во время ресурсных испытаний трех ЭТВС

#### Таблица 1

Ячейка	<b>B</b> , %	Р, кВт	Ячейка	B, %	Р, кВт	Ячейка	B, %	Р, кВт
2-4 AP	1.23	116,4	6-7	27.87	198,1	8-4	28.36	158,4
4-3 1PP	27.46	94,3	8-6	6.8	138,0	8-8	34.02	91,7
8-7 1PP	27.30	81,04	3-3	29.02	159,0	9-2	29.75	89,8
6-2 AZ1	27.70	120,4	3-4	25.74	142,7	9-3	33.52	100,6
6-8 AZ3	27.54	104,8	3-5	31.97	124,5	9-4	25.25	121,9
10-4 AZ2	23.93	99,0	3-7	35.08	85,2	9-5	25.08	146,2
4-4	6.80	210,0	4-2	22.21	131,9	9-6	21.31	125,2
4-8	31.97	93,34	4-6	27.62	158,8	3-2	31.64	114,6
5-4	2.62	209,8	5-3	23.85	149,7	7-9	34.75	91,9
5-7	5.98	187,6	5-8	29.02	120,7	9-7	33,52	91,0
6-7	27.87	153,7	7-2	30.33	109,9	ЭTBC1	0	351,7
6-3	29.34	168,9	7-3	31.15	124,5	ЭTBC2	0	338,5
7-4	19.34	150,6	7-8	35.98	115,6	ЭТВС3	0	356,3
7-7	20.41	176,2	8-2	27.46	98,0	Σ		6000,9

Выгорание топлива и мощность ТВС на начало испытаний

#### Таблица 2

Выгорание в ТВС активной зоны на начало кампаний с 9 по 11

	Вы	горание	e %		Вы	горание	e %		Вы	горание	e %
Ячейка	Камп	Камп	Камп	Яч.	Камп	Камп	Камп	Яч.	Камп	Камп	Камп
	9	10	11		9	10	11		9	10	11
2-4 AP	27.5	30.7	33.2	7-4	10.2	15.0	0.0	7-8	22.3	25.5	28.5
4-3											
1PP	14.4	18.9	22.6	7-7	3.4	8.0	12.1	8-2	18.4	21.3	24.8
8-7											
1PP	13.0	16.6	20.2	8-6	8.1	12.6	16.8	8-4	16.7	3.5	7.9
6-2											
A31	14.7	19.2	22.9	3-3	28.0	31.2	33.9	8-8	20.7	23.4	26.1
6-8	13.1	17.1	20.7	3-4	32.7	35.9	23.0	9-3	18.3	22.1	24.8

A33											
10-4											
A32	12.3	15.9	19.3	3-5	24.4	28.0	30.8	9-4	33.3	43.5	18.9
4-4	8.7	13.3	17.3	3-6	22.1	25.3	28.0	9-5	34.9	29.7	33.0
4-8	14.9	18.0	20.7	4-6	3.28	7.8	11.7	9-6	30.3	33.1	23.8
5-4	8.4	13.4	17.4	5-3	27.9	32.0	34.8	3-2	17.1	20.3	0.0*
5-7	8.5	13.0	16.7	5-8	26.1	29.1	32.0	9-7	29.0	0.0*	0.0*
6-7	11.4	15.3	3.0	7-2	0.0*	21.2	0.0*	<b>ЭTBC1</b>	24.7	27.8	30.3
6-3	3.0	7.9	12.0	7-3	20.0	23.9	27.0	ЭТВС2	24.3	27.2	29.7
								<b>ЭТВС3</b>	25.0	28.0	30.6

	Выгорание в	ТВС активной	зоны на начало	кампаний с	12 по 14
--	-------------	--------------	----------------	------------	----------

	Вы	горание	e %		Вы	горани	e %		Вы	горани	e %
Ячейка	Камп	Камп	Камп	Яч.	Камп	Камп	Камп	Яч.	Камп	Камп	Камп
	12	13	14		12	13	14		12	13	14
2-4 AP	36.7	39.4	42.2	7-4	5.7	10.1	3.4	7-8	32.3	20.7	24.6
4-3 1PP	27.2	30.9	34.6	7-7	17.2	21.3	3.4	8-2	28.4	31.1	33.9
8-7 1PP	24.4	27.9	31.5	8-6	0.0	4.8	9.8	8-4	13.2	17.4	3.9
6-2											
A31	27.7	31.4	35.2	3-3	21.5	24.7	28.0	8-8	29.4	32.1	0.0
6-8											
A33	25.2	28.8	32.8	3-4	27.2	30.5	33.9	9-3	28.7	31.6	34.7
10-4											
A32	23.4	26.6	30.3	3-5	34.69	25.0	28.7	9-4	23.2	26.6	30.3
4-4	3.9	8.4	13.2	3-6	31.7	34.6	25.2	9-5	36.8	25.4	29.0
4-8	24.2	0.0	21.3	4-6	16.7	11.0	15.7	9-6	27.6	30.6	33.7
5-4	4.1	8.8	13.6	5-3	21.9	25.6	29.3	3-2	22.5	0.0	0.0
5-7	0,0	4.4	9.4	5-8	35.5	27.1	30.7	9-7	8.0	0.0	14.8
6-7	3.8	8.0	12.6	7-2	22.3	0.0	0.0	<b>ЭTBC1</b>	33.5	36.0	38.7
6-3	17.1	21.0	3.7	7-3	30.9	33.9	25.7	ЭТВС2	32.8	35.3	38.1
								<b>ЭTBC3</b>	33.7	36.3	39.0

## Таблица 4

Выгорание в ТВС активной зоны на начало кампаний с 15 по 17-тую

Ячейка	Вы	горани	e %	Яч.	Яч. Выгорание %			Яч.	Вы	горание	e %
	Камп	Камп	Камп		Камп	Камп	Камп		Камп	Камп	Камп
	15	16	17		15	16	17		15	16	17
2-4 AP	3.4	8.1	12,5	7-4	7.7	13.0	17,9	7-8	27.6	31.6	35,4
4-3											
1PP	37.5	0.0	5,2	7-7	7.5	13.0	18,0	8-2	0.0	4.3	0,0
8-7											
1PP	34.4	0.0	5,0	8-6	13.9	19.1	3,8	8-4	8.0	13.4	7,5
6-2	38.2	0.0	5,5	3-3	30.8	34.5	37,9	8-8	17.1	20.7	0,0

A31											
6-8											
A33	36.2	0.0	5,4	3-4	19.5	23.9	27,7	9-3	17.4	21.6	25,4
10-4											
A32	32.9	0.0	4,8	3-5	31.6	35.4	24,2	9-4	32.9	36.6	23,2
4-4	3.0	8.7	13,7	3-6	28.1	32.0	35,4	9-5	32.1	36.0	18,2
4-8	24.6	28.2	31,5	4-6	3.0	8.7	13,7	9-6	17.5	21.5	25,3
5-4	2.9	8.7	13,9	5-3	32.5	36.6	23,8	3-2	0.0	4.3	17,9
5-7	13.4	18.5	8,4	5-8	33.6	21.1	25,2	9-7	0.0	3,8	0,0
6-7	16.3	4.0	8,9	7-2	0.0	0.0	0,0	<b>ЭТВС1</b>	41.0	43.8	46.4
6-3	7.7	13.0	8,2	7-3	28.7	32.5	36,0	ЭТВС2	40.2	43.1	45.7

## Выгорание в ТВС активной зоны на начало кампаний с 17-й по 19-ю

<b>U</b> HONT	Вы	горани	e %	ป็นอยัน	Вы	горани	e %	Justic	Вы	горани	e %
лчеик	Кам	Кам	Кам	лчеик	Кам	Кам	Кам	лчеик	Кам	Кам	Кам
a	п 17	п 18	п 19	a	п 17	п 18	п 19	a	п 17	п 18	п 19
2-4 AP	12.5	15.7	19.2	7-4	17.9	3.4	8.4	7-8	35.4	38.4	22.7
4-3											
1PP	5.2	9.7	14.3	7-7	18.0	20.9	3.9	8-2	0.0	0.0	0.0
8-7											
1PP	5.0	0.0	4.3	8-6	3.8	8.4	12.7	8-4	7.5	12.0	16.4
6-2											
A31	5.5	10.1	14.4	3-3	37.9	22.1	25.5	8-8	0.0	3.5	32.1
6-8											
A33	5.4	0.0	5.1	3-4	27.7	31.0	34.3	9-3	25.4	28.7	30.3
10-4											
A32	4.8	0.0	4.2	3-5	24.2	27.5	30.7	9-4	23.2	27.0	25.4
4-4	13.7	17.9	22.2	3-6	35.4	38.2	41.0	9-5	18.2	22.0	32.0
4-8	31.5	34.3	37.0	4-6	13.7	17.9	3.6	9-6	25.3	28.7	24.9
5-4	13.9	18.2	3.6	5-3	23.8	27.4	31.1	3-2	17.9	38.9	6.9
5-7	8.4	12.6	17.0	5-8	25.2	28.4	32.0	9-7	0.0	$\Phi/M$	
								ЭТВС		0.0	
6-7	8.9	13.3	17.4	7-2	0.0	0.0	22.1	1	46.4	0.0	3.
								ЭТВС		17 0	50.1
6-3	8.2	12.6	17.2	7-3	36.0	22.1	25.9	2	45.7	47.7	3
								ЭТВС		18.8	51.0
								3	46.6	40.0	1

<b>Π</b>	Вы	горание	e, %	<b>П</b> -т	Вы	горани	e, %	<b>П</b> -т	Вы	горание	, %
лчеика	К.20	К.21	К.22	лчеика	К.20	К.21	К.22	лчеика	К.20	К.21	К.22
2-4 AP	22.0	25.3	28.1	7-4	12.4	0.0	4.2	7-8	25.9	29.3	32.2
4-3											
1PP	18.0	22.1	25.7	7-7	8.0	12.4	0.0	8-2	0.0	0.0	3.2
8-7											
1PP	8.3	12.5	16.3	8-6	16.5	3.3	7.2	8-4	3.1	7.5	0.0
6-2											
A31	18.3	22.4	26.1	3-3	28.3	31.3	34.0	8-8	20.1	23.4	26.3
6-8											
A33	9.2	13.5	17.3	3-4	36.9	30.7	33.7	9-3	33.0	36.0	15.9
10-4											
A32	7.9	11.8	15.2	3-5	33.5	16.7	20.0	9-4	28.7	32.0	16.2
4-4	3.6	8.0	12.1	3-6	26.3	28.9	31.7	9-5	34.5	29.3	27.5
4-8	20.8	23.9	25.7	4-6	8.3	12.0	3.2	9-6	0.0	24.5	0.0
5-4	7.8	12.4	0.0	5-3	34.2	20.5	24.0	3-2	0.0	0.0	0.0
5-7	20.6	3.4	7.5	5-8	34.4	24.8	27.8	9-7	0.0	Be	11.4
6-7	9.8	0.0	3.9	7-2	24.6	27.3	29.8	<b>ЭTBC1</b>	6,7	9.96	12.93
6-3	20.8	3.4	7.6	7-3	28.8	32.0	16.4	ЭТВC2	52	54.03	55.8
								ЭТВC3	52.86	54.76	56.6

Выгорание в ТВС активной зоны на начало кампаний с 20-й по 22-ю

Выгорание в ТВС активной зоны на начало 23-й кампании

Ячейка	Выгорание, %	Ячейка	Выгорание, %	Ячейка	Выгорание, %
2-4 AP	31.2	7-7	4.8	8-4	4.7
4-3 1PP	29.5	8-6	11.7	8-8	29.7
8-7 1PP	20.5	3-3	0.0	9-3	19.7
6-2 AZ1	30.0	3-4	20.2	9-4	0.0
6-8 AZ3	21.5	3-5	23.5	9-5	4.7
10-4 AZ2	19.2	3-6	16.6	9-6	0.0
4-4	0.0	4-6	7.9	3-2	3.5
4-8	29.5	5-3	4.8	9-7	14.6
5-4	4.9	5-8	11.7	ЭТВС1-1	16.21
5-7	12.0	7-2	0.0	ЭТBC2	57.74
6-7	8.3	7-3	20.2	<b>Э</b> TBC3	58.6
6-3	12.1	7-8	23,5		
7-4	9.0	8-2	16.6		

## Гидравлические параметры восьмитрубной ТВС ВВР-КН

Ребро жесткости твэла



		Размер-	Радиус					Смачиваем	Гипрорлинос
п/	Матери-	под-	скругл	ам	hм	hм	Проходное	ый	т идравличес кий лиаметр
П	ал	ключ,	ения,	a, m	0, 141	11, M	сечение, м <sup>2</sup>	периметр,	м
		СМ	MM	0.001	0.0010	0.00075		М	
	вода	68.3		0,0017	0,0019	0,00075	4.80451E-04	0.476625	4.032E-03
	оболочка	66.3	6.90						
1	топливо	65.4	6.45						
	оболочка	64.0	5.75						
	вода	63.1	5.30	0,0011	0,0013	0,00150	4.17080E-04	0.432542	3.857E-03
	оболочка	59.1	6.50						
2	топливо	58.2	6.05						
	оболочка	56.8	5.35						
	вода	55.9	4.90	0,0011	0,0013	0,00150	3.66887E-04	0.383175	3.830E-03
	оболочка	51.9	6.10						
3	топливо	51.0	5.65						
	оболочка	49.6	4.95						
	вода	48.7	4.50	0,0011	0,0013	0,00150	3.16695E-04	0.333808	3.795E-03
	оболочка	44.7	5.70						
4	топливо	43.8	5.25						
	оболочка	42.4	4.55						
	вода	41.5	4.10	0,0011	0,0013	0,00150	2.66502E-04	0.284441	3.748E-03
	оболочка	37.5	5.30						
5	топливо	36.6	4.85						
	оболочка	35.2	4.15						
	вода	34.3	3.70	0,0011	0,0013	0,00150	2.16309E-04	0.235074	3.681E-03
	оболочка	30.3	4.90						
6	топливо	29.4	4.45						
	оболочка	28.0	3.75						
	вода	27.1	3.30	0,0011	0,0013	0,00150	1.66117E-04	0.185707	3.578E-03
	оболочка	23.1	4.50						
7	топливо	22.2	4.05						
	оболочка	20.8	3.35						
-	вола	19.9	2.90	0,0011	0,0013	0,00150	1.36286E-04	0.125436	4.346E-03
	оболочка	15.9	-						
8	топливо	15.0	-						
	оболочка	13.6	-						
	вода	12.7	-				6.58556E-05	0.067544	3.900E-03
9	оболочка	8.8	-						
	вола	6.8	_				3.63168E-05	0.021363	6.800E-03
		0.0					0.0024685	2.5457148	3.879E-03
	<u> </u>						0.0024685	2.5457148	3.879E-03

Ma n/n	Моториол	Размер-	Смачиваемый	Проходное	Гидравлический
JN≌ 11/11	материал	под-ключ, см	периметр, см	сечение, $cm^2$	диаметр, см
	вода	6.83	45.24117	6.94205964	0.614
	оболочка	6.53			
1	топливо	6.36			
	оболочка	6.24			
	вода	6.07	40.01037	5.90153011	0.590
	оболочка	5.48			
2	топливо	5.31			
	оболочка	5.19			
	вода	5.02	32.70112	4.90516789	0.600
	оболочка	4.42			
3	топливо	4.25			
	оболочка	4.13			
	вода	3.96	25.35722	3.80358357	0.600
	оболочка	3.36			
4	топливо	3.19			
	оболочка	3.07			
	вода	2.9	17.58572	2.75938022	0.628
	оболочка	2.4			
5	топливо	2.23			
	оболочка	2.11			
	вода	1.94	10.30442	1.54566359	0.600
Констр.					
трубка	CAB-1	1.34			
	вода	1.10	3.455752	0.95033178	1.100
	ИТОГО:		174.6558	26.8077168	0.614

# Гидравлические параметры ТВС ВВР-Ц 1-го типа (пятитрубная)

№ твэла	материал	Размер- под- ключ, см	Смачиваемый периметр, см	Проходное сечение, см <sup>2</sup>	Гидравлический диаметр, см
	вода	6.83	22.620584	3.4710298	0.614
	оболочка	6.53			
1	топливо	6.36			
	оболочка	6.24			
	вода	6.07	40.010374	5.9015301	0.590
	оболочка	5.48			
2	топливо	5.31			
	оболочка	5.19			
	вода	5.02	32.701119	4.9051679	0.600
	оболочка	4.42			
3	топливо	4.25			
	оболочка	4.13			
	вода	3.96	24.802968	4.7125638	0.760
канал	CAB-1	3.20			
	ИТОГО:		120.13504	18.990292	0.632

# Гидравлические параметры ТВС ВВР-Ц 2-го типа (трехтрубная)



Картограммы активной зоны реактора ВВР-К с НОУ топливом

Рис. 4.1. Исходная рабочая загрузка (Циклы 1 – 3)



Рис. 4.2. "10+17+10Ве":

Циклы 4 - 9

Рис. 4.3. "10+17+16Ве":

Циклы: 10- 12

Среднее по зоне выгорание: 21.8%

Среднее по зоне выгорание: 29.0%





Рис. 4.4. "10+17+23Ве":

Циклы 13 – 15

Среднее по зоне выгорание: 35.9%

Рис. 4.5. "10+17+49Ве": Циклы 16 -19

Среднее по зоне выгорание: 43%