

Некоммерческое акционерное общество
«Восточно-Казахстанский технический университет им. Д. Серикбаева»

УДК 621.039.51

На правах рукописи

ВИТЮК ГАЛИНА АНАТОЛЬЕВНА

**Исследование параметров твэлов в облучательных экспериментах в
импульсном графитовом реакторе**

6D072300 – Техническая физика

Диссертация на соискание степени
доктора философии (PhD)

Научный консультант

д.ф.-м.н., профессор Скаков М.К. (РК)

Зарубежный научный консультант

д. т. н., профессор Градобоев А.В. (РФ)

Республика Казахстан
Усть-Каменогорск, 2021

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	8
1 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПАРАМЕТРОВ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ.....	17
1.1 Процессы, происходящие в активной зоне ядерного реактора на быстрых нейтронах при развитии аварийной ситуации	19
1.1.1 Кипение теплоносителя.	19
1.1.2 Нарушения теплосъема.....	22
1.1.3 Разрушение твэлов	23
1.1.4 Тепловое взаимодействие топлива с теплоносителем.....	25
1.2 Опыт проведения экспериментальных исследований с модельными твэлами и ТВС ядерных реакторов IV Поколения	26
1.2.1 Исследовательские реакторы способные моделировать тяжелую аварию в активной зоне ядерного реактора	26
1.3 Экспериментальные возможности исследовательского импульсного реактора ИГР	28
1.3.1 Опыт реакторных исследований на ИГР	30
1.3.2 Методология проведения реакторных испытаний на ИГР	38
1.4 Выводы по разделу.....	42
2 РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАДАННОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ОБЪЕКТАХ ИСПЫТАНИЙ НА РЕАКТОРЕ ИГР... ..	44
2.1 Проблема профилирования энерговыделения в ТВС при подготовке испытаний в ИГР	44
2.1.1 Аксиальный профиль энерговыделения	45
2.1.2 Радиальный профиль энерговыделения.....	47
2.2 Примеры решения задачи обеспечения заданного профиля энерговыделения в ТВС.....	47
2.2.1 Объект исследования и условия испытаний.....	48
2.2.2 Расчетная модель и допущения	49
2.2.3 Результаты исследований по обеспечению заданного аксиального профиля	50
2.2.4 Результаты исследований по обеспечению заданного радиального профиля энерговыделения.....	52
2.3 Экспериментальное подтверждение обеспечения заданного аксиального профиля энерговыделения.....	55
2.3.1 Конструкция экспериментального устройства	55
2.3.2 Проведение физических исследований с экспериментальным устройством	57
2.3.3 Результаты физических исследований.....	58
2.4 Выводы по главе	60

3	МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА ПРИМЕСНЫХ ГАЗОВ В КЕРАМИЧЕСКОМ ТОПЛИВЕ.....	62
3.1	Обзор методик определения газа под оболочкой твэла	63
3.2	Методика определения количества примесных газов в свежем керамическом топливе	65
3.3	Постановка эксперимента.....	68
3.4	Результаты экспериментов	70
3.4.1	Результаты эксперимента GP-1	70
3.4.2	Результаты эксперимента GP-2.....	73
3.5	Оценка вклада примесного газа в общее давление в экспериментах	77
3.6	Оценка погрешности определения количества примесного газа по результатам измерений параметров в эксперименте.....	83
3.7	Выводы по главе	85
4	МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЗАДАННОЙ ДИАГРАММЫ МОЩНОСТИ В ОБЪЕКТЕ ИСПЫТАНИЙ.....	87
4.1	Методические основы CFD расчетов для моделирования тяжелых аварий на ядерном реакторе.....	87
4.1.1	Основы CFD-кодов.....	87
4.1.2	Этапы выполнения расчетов в CFD-кодах	90
4.1.3	Методические подходы для моделирования условий эксплуатации твэлов в широком диапазоне изменения их теплогидравлических параметров	92
4.2	Реализация заданной диаграммы в устройстве для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора	97
4.2.1	Устройство для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора	97
4.2.2	Обоснование режима испытания экспериментального устройства.....	102
4.2.3	Проведение эксперимента	107
4.2.4	Результаты испытаний	110
4.2.5	Анализ экспериментальных данных.....	112
4.2.6	Разрушающие исследования состояния элементов устройства	113
4.2.7	Материаловедческие исследования фрагментов экспериментального устройства	115
4.2.8	Анализ расчетных и экспериментальных данных	120
4.3	Вывод по главе.....	124
	ЗАКЛЮЧЕНИЕ	126
	СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ	129
	ПРИЛОЖЕНИЯ.....	140

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

В настоящей диссертации применяются следующие термины с соответствующими определениями [1, 2]:

Авария – любое непреднамеренное событие, включая ошибки во время эксплуатации, отказы оборудования и другие неполадки, реальные или потенциальные последствия которого не могут игнорироваться с точки зрения защиты или безопасности;

Аварийные условия – отклонения от нормальной эксплуатации, более серьезные, чем ожидаемые при эксплуатации события, включая проектные аварии и тяжелые аварии;

Активная зона - часть реактора, критической сборки или подкритической сборки с размещенными в ней ядерными материалами (ядерным топливом) и другими элементами, необходимыми для поддержания цепной реакции деления;

Анализ безопасности – оценка возможных опасностей и их последствий, связанных с осуществлением деятельности;

Быстрые нейтроны – нейтроны, кинетическая энергия которых выше 0,1 МэВ;

Валидация модели – процесс определения адекватности модели с точки зрения ее соответствия реальной системе, которая моделируется, путем сверки основанных на данной модели прогнозов с данными наблюдений, полученными на реальной системе;

Верификация модели – процесс, имеющий целью определить, правильно ли отображает данная вычислительная модель искомую концептуальную модель или математическую модель;

Выгорающий поглотитель – поглотитель нейтронов, используемый для регулирования реактивности, который характеризуется способностью истощаться за счет поглощения нейтронов;

Делящийся материал – нуклиды с нечетным числом нейтронов, которые способны делиться нейтронами любых энергий: уран-233, уран-235, плутоний-239, плутоний-241 или любая комбинация этих радионуклидов;

Диоксид урана – химически и термически устойчивое соединение урана с кислородом (UO_2);

Исследовательский реактор – ядерный реактор, применяемый главным образом с целью генерации и использования нейтронного потока и ионизирующих излучений для исследований и других целей, включая экспериментальные установки, связанные с реактором, установки по хранению, обработке и переработке радиоактивных материалов, которые находятся на той же самой площадке и имеют непосредственное отношение к безопасной эксплуатации исследовательского реактора;

Запроектная авария – авария, вызванная неучитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх

единичного отказа, ошибочными решениями персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или к расплавлению активной зоны;

Калибровка – измерение или регулировка, проводимые на приборе, элементе или системе, с целью обеспечения того, чтобы их точность или срабатывание были приемлемыми;

Консервативный подход – это такой подход к анализу безопасности, при котором для ожидаемых параметров и характеристик принимаются значения и пределы, заведомо приводящие к более неблагоприятным результатам;

Критичность реактора – это рабочее состояние, при котором средняя по объему топлива плотность нейтронов в реакторе постоянна во времени;

Модель – аналитическое представление или квантификация реальной системы и того, как в этой системе происходят различные явления, которые используются для прогнозирования или оценки поведения реальной системы в заданных (часто гипотетических) условиях;

Нормальная эксплуатация – эксплуатация в установленных эксплуатационных пределах и условиях;

Облучательное устройство (экспериментальное устройство) – устройство, предназначенное для проведения экспериментальных исследований на ядерной установке;

Обогащение ядерного топлива – процесс искусственного повышения содержания делящегося изотопа U^{235} в смеси изотопов урана;

Обоснование безопасности – набор аргументов и свидетельств в подтверждение безопасности установки или деятельности;

Отказ – неспособность конструкции, системы или элемента функционировать в пределах критериев приемлемости;

Отработавшее топливо – ядерное топливо, удаленное из реактора после облучения, которое более не пригодно для использования в данной форме вследствие обеднения делящегося материала, накопления поглотителя (нейтронов) или радиационных повреждений;

Поглотитель (нейтронов) – вещество, используемое для снижения реактивности активной зоны реактора благодаря высокому значению сечения поглощения нейтронов, которым оно обладает;

Реактивность – мера отклонения от критичности среды, в которой протекает ядерная цепная реакция, таким образом, что положительные значения параметра соответствуют надкритическому состоянию, а отрицательные значения – подкритическому состоянию;

Свежее топливо, необлученное топливо – новое топливо, включая топливо, изготовленное из способных к делению (делящихся) материалов, полученных посредством переработки ранее облученного топлива, до его использования в ядерном реакторе;

Системный код – компьютерная модель, способная моделировать работу в переходном режиме сложной системы;

Событие – любое происшествие, не вызванное преднамеренными действиями оператора, включая ошибки во время эксплуатации, отказы

оборудования или другие неполадки, а также преднамеренное действие со стороны других лиц, реальные или потенциальные последствия которых не могут игнорироваться с точки зрения защиты или безопасности;

Сценарий – постулируемый или принятый набор условий и/или событий. Сценарий может представлять собой условия на данный момент времени или одно событие, или же изменения во времени условий и/или событий;

Проектная авария – аварийные условия, с учетом которых проектируется установка в соответствии с установленными проектными критериями и при которых повреждение топлива и выбросы радиоактивного материала находятся в разрешенных (санкционированных) пределах;

Тяжелая авария – аварийные состояния, более тяжелые, чем проектная авария, которые вызывают значительные повреждения активной зоны;

Тепловыделяющая сборка (топливная сборка) – комплект тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ) и связанных с ними компонентов, которые загружаются в активную зону реактора в качестве единого блока и впоследствии удаляются из нее;

Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ), топливный элемент – стержневой сердечник ядерного топлива, его оболочка и любые связанные с ними компоненты, необходимые для формирования конструкционной единицы;

Теплоноситель – специальная среда (в зависимости от типа реактора – вода (обычная или тяжелая), газ (СО, гелий), жидкий металл), циркулирующая через активную зону и предназначенная для съема теплоты с тепловыделяющих элементов;

Флюенс нейтронов – величина, равная отношению числа нейтронов, падающих за данный интервал времени на некоторую поверхность, расположенную перпендикулярно направлению распространения нейтронного излучения, к площади этой поверхности;

Ядерная безопасность – достижение надлежащих условий эксплуатации, предотвращение аварий или смягчение последствий аварии, благодаря чему обеспечивается защита работников, населения и окружающей среды от чрезмерной радиационной опасности;

Ядерная энергетическая установка – совокупность устройств для получения тепловой, электрической или механической энергии в ходе управляемой ядерной реакции, осуществляемой в ядерном реакторе;

Ядерное топливо – способный к делению ядерный материал в виде специально изготовленных элементов, предназначенных для загрузки в активную зону реактора гражданской атомной электростанции или исследовательского реактора.

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

АЗ	– активная зона
АЭС	– атомная электростанция
БИГР	– быстрый импульсный графитовый реактор
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ИГР	– импульсный графитовый реактор
ИК	– ионизационная камера
КОКСОН	– Комитет по обеспечению качества в сфере образования и науки
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии
МОН РК	– Министерство образования и науки Республики Казахстан
ПС	– поглощающие стержни
РГП НЯЦ РК	– Республиканское государственное предприятие «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»
СУЗ	– система управления и защиты реактора
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ЦАЗ	– центр активной зоны
ЦЭК	– центральный экспериментальный канал
СЕА	– the French Alternative Energies and Atomic Energy Commission (Французский комиссариат по альтернативным источникам и атомной энергии)
CFD	– Computational Fluid Dynamics (Вычислительная гидродинамика)
EAGLE	– Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate re-criticalities (Экспериментальное подтверждение обобщенной логики по исключению возможности возникновения повторной критичности)
JFBR	– Japan Fast Breeder Reactor (Японский реактор-размножитель на быстрых нейтронах)
LOCA	– loss-of-coolant accident (авария с потерей теплоносителя)
NSRR	– Nuclear Safety Research Reactor (Реактор для исследования ядерной безопасности)
PCMI	– pellet-cladding mechanical interaction (механическое взаимодействие таблеток и оболочки)
RIA	– Reactivity Insertion Accident (Авария с введением реактивности)
SAIGA	– the Severe Accident In-pile experiments for Generation IV reactors and Astrid project (Эксперименты по исследованию тяжелой аварии для реакторов IV поколения и проекта Astrid)
SFR	– Sodium-Cooled Fast Reactor (Реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем)
TREAT	– Transient Reactor Test Facility (Установка для реакторных испытаний в переходных режимах)

ВВЕДЕНИЕ

В диссертационной работе представлены результаты разработки новых методических подходов к подготовке и проведению экспериментов в исследовательском импульсном графитовом реакторе ИГР, обеспечивающих повышение качества прогнозирования и реализации заданных параметров испытаний реакторных облучательных устройств для исследования процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного реактора с расплавлением активной зоны.

Актуальность темы исследования

На сегодняшний день в мире наблюдается высокий спрос на проведение качественных исследований параметров новых типов реакторного топлива в условиях его эксплуатации в переходных и аварийных режимах работы. Наиболее представительные данные о таких параметрах могут быть получены в условиях облучения в исследовательских реакторах. В мире существует несколько исследовательских реакторов, на которых могут проводиться полноценные динамические испытания, однако, все они обеспечивают возможность испытания сборок, состоящих лишь из нескольких тепловыделяющих элементов (ТВЭлов).

Нейтронно-физические характеристики импульсного графитового исследовательского реактора ИГР обеспечивают возможность изучения поведения тепловыделяющихборок (ТВС) различных типов реакторов, состоящих из нескольких десятков ТВЭлов, содержащих до 8 кг диоксида урана, в переходных и аварийных режимах работы.

На протяжении многих лет на ИГР успешно реализуются экспериментальные программы по исследованиям поведения ТВЭлов и ТВС. Разработанные и адаптированные к условиям импульсных экспериментов методики, применяемые к данным испытаниям, позволяют обеспечивать качественное определение параметров испытаний в ИГР.

Текущие экспериментальные программы на ИГР сосредоточены, в основном, на изучении поведения ТВС реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в аварийных режимах эксплуатации. Основной упор делается на моделирование условий образования и обеспечение контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора в различных направлениях и изучение сопутствующих процессов с целью выработки рекомендаций по повышению безопасности энергетических ядерных реакторов нового поколения.

Класс и сложность экспериментов на реакторе ИГР непрерывно повышаются. Со стороны разработчиков новых типов топлива предъявляются дополнительные требования к полной детализации процессов, происходящих на всех этапах развития тяжелой аварии с плавлением активной зоны, их расчетному прогнозированию и обеспечению условий для точной реализации заданных параметров не только в заключительной, но и во всех промежуточных стадиях эксперимента.

В частности, стоит задача совершенствования подходов к обеспечению заданного энерговыделения в ТВС, характеризующего условия их реальной эксплуатации в энергетическом реакторе; полному учету факторов, приводящих к увеличению давления в полостях облучательного устройства, для обеспечения безопасности эксперимента; определению диаграммы мощности в объекте испытаний, обеспечивающей заданную последовательность событий в эксперименте.

Энерговыделение в испытываемых твэлах и ТВС определяется, в первую очередь, характеристиками нейтронного поля реактора ИГР. В свою очередь параметры нейтронного поля ИГР зависят от большого числа факторов, например, таких, как положение регулирующих стержней, температура активной зоны реактора, конфигурация и материальный состав самого облучательного устройства, содержащего модельные твэлы и ТВС.

Специфичным требованием к проведению экспериментов в реакторе ИГР с модельными ТВС энергетических реакторов является воссоздание объемного энерговыделения в модельной ТВС максимально соответствующего энерговыделению в условиях реальной эксплуатации в энергетическом реакторе. При эксплуатации энергетического реактора выравнивание энерговыделения по вертикальному и радиальному сечению активной зоны, а также каждой отдельной ТВС является важной задачей, определяющей возможность повышения максимальной мощности реактора и достижения максимального выгорания топлива. При этом полное выравнивание по зоне экономически затратно и требует изготовления нестандартных ТВС. Поэтому допустимым является частичное выравнивание коэффициента радиальной неравномерности до значений 1,2...1,3, которое обеспечивается за счет частичных перегрузок ядерного топлива, установкой отражателей, ядерного профилирования. При этом коэффициент неравномерности энерговыделения внутри каждой ТВС, определяется ее особенностями и на практике, например, для реакторов РБМК составляет в величину 1,4 и 1,06 в вертикальном и радиальном направлении [3], для реактора ВК-50 2,1 и 1,08 [4], соответственно.

При этом в реакторах на быстрых нейтронах применяются слои таблеток с обедненным ураном, в которых происходит наработка нового делящегося материала. В этих областях нейтронный поток, а, следовательно, и энерговыделение значительно ниже, чем в зонах со стандартными таблетками обогащением до 20% по изотопу урана-235. Этот факт также следует учитывать при подготовке испытаний твэлов и ТВС быстрых реакторов в исследовательских реакторах. Следовательно, еще на стадии проектирования облучательного устройства для таких испытаний должны быть реализованы решения, обеспечивающие требуемое объемное распределение энерговыделения в объекте испытаний. Выработка таких решений основывается на формировании заданных характеристик нейтронного поля в объекте испытаний. Теоретически, при проектировании облучательного устройства, расчетным путем может быть обеспечен коэффициент неравномерности равный или близкий к единице. Однако, реализация на

практике таких решений потребует существенных затрат, поэтому, исходя из задач и целей испытаний в исследовательских реакторах, допустимым можно считать коэффициент радиальной неравномерности энерговыделения в диапазоне $1 \dots 1,1$.

Что касается высотной неравномерности энерговыделения, то, при планировании испытаний твэлов и ТВС реакторов на быстрых нейтронах в исследовательских реакторах, определяющей величиной является среднее энерговыделение в зонах с обогащенными таблетками, при этом важным является сведение к минимуму возможных всплесков энерговыделения на торцах твэлов и на границах зон с таблетками с обогащенным и обедненным ураном, вызванными уменьшением объема материала, поглощающего нейтроны, поступающие из активной зоны исследовательского реактора.

В этой связи, выработка и обоснование подходов к формированию заданных характеристик нейтронного поля в объекте испытаний в части снижения неравномерности энерговыделения в ТВС, является важной задачей методического обеспечения испытаний в ИГР.

Широкий спектр реакторных экспериментов с модельными твэлами и ТВС направлен на формирование критических нагрузок, приводящих к разгерметизации оболочек твэлов или их разрушению, вплоть до плавления топлива. Облучательное устройство должно обеспечивать безопасность эксперимента при любом развитии событий. В настоящее время при проектировании облучательных устройств применяется консервативный подход, который заключается в обеспечении многократного запаса прочности силовых конструкций к воздействию возможных механических и термических нагрузок, при этом существует достаточно высокая неопределенность при определении численных значений таких нагрузок. Многократный запас прочности формируется за счет увеличения силовых барьеров, зачастую необоснованного увеличения размеров и толщины стенок облучательных устройств. Все это приводит к сокращению потока нейтронов, достигающих топлива облучательного устройства, и вызванной этим ограничением возможности обеспечения заданных условий испытаний. В этой связи корректный учет всех факторов, формирующих нагрузки в облучательном устройстве, является важной задачей, решение которой позволит расширить спектр проводимых исследований в ИГР.

Одним из таких факторов является выход в полость облучательного устройства газов, которыми заполнен модельный твэл, при его разрушении и расплавлении топливных таблеток. В необлученном модельном твэле количество газа складывается из объема инертного газа, заполняющим пространство между топливом и оболочкой твэлов, и объема газа, находящегося в самих ядерных таблетках керамического топлива, обусловленного особенностями производства с использованием технологии холодного прессования и спекания таблеток. Если объем инертного газа в полости твэла является регламентируемой величиной, которая известна заранее, то в отношении объема газа, выходящего из керамических топливных

таблеток при облучении в исследовательском реакторе, существует неопределенность. В этой связи, для определения возможного влияния на облучательное устройство и выработки необходимых и достаточных мер для обеспечения его безопасности в ходе реакторных испытаний, важной является задача количественного определения объема газа, выходящего из таблеток испытываемых ТВС, особенно в режимах с плавлением топлива.

При подготовке к проведению исследований в реакторе ИГР с модельными твэлами и ТВС энергетических реакторов важным этапом является определение планируемой к реализации диаграммы мощности в объекте испытаний. Диаграмма должна соответствовать поставленным целям и задачам эксперимента, обеспечивать заданную последовательность событий. Диаграмма формируется на основании проведения комплекса нейтронно-физических, теплогидравлических расчетов, а также на результатах соответствующих экспериментальных исследований, направленных на установление связи между энергетическими параметрами объекта испытаний и реактора, характера ее изменения в ходе реакторного эксперимента.

Ранее в процессе расчетного обоснования испытаний в реакторе ИГР применялся консервативный подход, при котором процессы теплообмена в устройстве, содержащем модельные ТВС, рассматривались с точки зрения обеспечения заданной программы эксперимента и недопущения превышения параметров, способных повлиять на целостность самого устройства, и не учитывали динамику движения жидкостей и газов. Это происходило по нескольким причинам. Во-первых, в большинстве реализованных экспериментах на реакторе ИГР целью являлось моделирование условий образования и обеспечение контролируемого перемещения расплава ядерного топлива в различных направлениях или определение пороговых нагрузок для разрушения модельных твэлов и ТВС, где диаграмма эксперимента представляла собой быстрое и динамичное развитие моделируемой аварийной ситуации в пределах нескольких секунд. Соответственно, процесс можно было считать адиабатным и хорошо описываемым теми консервативными подходами, которые применялись для определения диаграммы эксперимента. Во-вторых, для расчетного моделирования теплофизических процессов применялись программные коды, основанные на аналитическом решении уравнений теплофизики, либо коды с использованием конечно-разностного метода для решения задач теплового анализа устройств.

Повышение требований к процедуре испытаний облучательных устройств, предназначенных для более детального исследования процессов, сопровождающих все стадии тяжелой аварии с расплавлением активной зоны, обусловило необходимость выработки детальных подходов к созданию расчетных моделей и обеспечивающего математического аппарата. Для учета довольно обширного разнообразия протекающих физических процессов хорошо подходят CFD-коды (Computational Fluid Dynamics modeling). Таким образом, для прогнозирования теплогидравлических процессов на каждой стадии развития моделируемой аварийной ситуации в модельных твэлах и ТВС,

а также для определения диаграммы мощности в объекте испытаний, обеспечивающей заданную последовательность событий в эксперименте, необходима разработка соответствующей расчетной методики на основе CFD-моделирования.

Все вышесказанные факты обуславливают необходимость выработки новых методических подходов к подготовке и качественному проведению экспериментов в исследовательском реакторе ИГР.

Целью исследования является разработка новых методических подходов, обеспечивающих повышение качества прогнозирования и реализации заданных параметров испытаний реакторных облучательных устройств для исследования процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного реактора с расплавлением активной зоны.

Для достижения поставленной цели решались следующие **задачи**:

1. Выработать подходы к обеспечению заданного аксиального и радиального распределения энерговыделения в модельных твэлах и ТВС;

2. Подтвердить результатами расчетно-экспериментальных исследований возможность обеспечения заданного объемного профиля энерговыделения в твэле и ТВС облучательного устройства;

3. Разработать методику определения содержания примесных газов в керамическом ядерном топливе и степень их влияния на параметры реакторных экспериментов;

4. Апробировать в серии реакторных экспериментов разработанную методику определения содержания примесных газов в керамическом ядерном топливе и определить содержание примесных газов в топливе облучательного устройства;

5. Разработать методику определения диаграммы мощности в объекте испытаний, обеспечивающей заданную последовательность событий в эксперименте, основанную на детальном моделировании теплофизических процессов в облучательном устройстве;

6. С высокой точностью реализовать заданные параметры в реакторном испытании твэла с применением разработанной диаграммы мощности в облучательном устройстве.

Основные положения, выносимые на защиту

1. Энерговыделение в ТВС при испытаниях в ИГР соответствует эксплуатационному значению при работе в ядерном энергетическом реакторе на быстрых нейтронах, обеспечивая заданную неравномерность в радиальном ($K_r=1,05\pm 0,02$) и аксиальном ($K_z=1,08\pm 0,02$) направлении.

2. Разработанная и апробированная методика определения содержания примесных газов в керамическом ядерном топливе позволяет установить их вклад в суммарное газообразование при экспериментальном моделировании тяжелой аварии ядерного реактора с плавлением активной зоны.

3. Расчетно-экспериментальная диаграмма изменения мощности с интегральным энерговыделением $E=1,56$ кДж/гUO₂ в разработанном облучательном устройстве обеспечивает реализацию заданной

последовательности событий, соответствующих развитию тяжелой аварии, в твэле энергетического реактора на быстрых нейтронах.

Научная новизна работы заключается в том, что в ней впервые:

– сформулированы, обоснованы и экспериментально отработаны подходы к обеспечению заданного объемного распределения энерговыделения в твэлах и ТВС при испытаниях в исследовательском ядерном реакторе. Расчетно-экспериментальным путем подтверждена возможность обеспечения заданного объемного энерговыделения в ТВС ($K_T=1,05\pm 0,02$; $K_Z=1,08\pm 0,02$), соответствующего реальному при эксплуатации в энергетическом реакторе на быстрых нейтронах;

– разработана и отработана в серии реакторных экспериментов методика определения количества примесных газов, выделяемых из топлива в процессе его плавления. Установлены фактические значения количества реализованных примесных газов при расплавлении необлученного керамического ядерного топлива в условиях исследовательского ядерного реактора;

– разработана и апробирована в условиях реакторного эксперимента методика расчета заданной диаграммы мощности в объекте испытаний, основанная на детальном расчетном моделировании теплофизических процессов в облучательном устройстве. Установлено, что интегральное энерговыделение $E=1,56$ кДж/гUO₂ при стационарной мощности $N=14$ кВт обеспечивает в условиях реакторного облучательного устройства корректное воспроизведение последовательности и последствий процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах.

Объектом исследования являются процессы, протекающие в ходе испытаний модельных твэлов ядерных реакторов при облучении в импульсном исследовательском реакторе ИГР.

Предметом исследования являются методические подходы к обеспечению качественного прогнозирования и реализации заданных параметров испытаний модельных твэлов реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем в импульсном исследовательском реакторе ИГР.

Методы исследования:

- эксперименты в исследовательском импульсном графитовом реакторе;
- расчетное моделирование теплофизических и нейтронно- физических процессов;
- послереакторные материаловедческие исследования твэлов.

Практическая значимость.

Предложенные методические подходы к прогнозированию и обеспечению заданных параметров реакторных испытаний твэлов позволяют:

1. Усовершенствовать процедуру и схему подготовки реакторных экспериментов;
2. Расширить методическую базы подготовки и проведения испытаний реакторного топлива в импульсном исследовательском реакторе ИГР

3. Повысить качество прогнозирования и реализации заданных параметров испытаний топлива в условиях исследовательского реактора.

Все это позволяет расширить спектр возможностей для реализации на реакторе ИГР новых экспериментальных программ в поддержку безопасного развития атомной энергетики.

Предложенные методики и подходы уже успешно применяются при проведении реакторных экспериментов в ИГР и могут быть использованы при подготовке и реализации экспериментальных программ, связанных с испытаниями реакторного топлива, в других исследовательских реакторах.

Акт о внедрении результатов диссертационной работы в процедуру подготовки экспериментов в импульсном реакторе ИГР, в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки, патент на изобретение «Устройство для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора» приведены в Приложениях к настоящей диссертации.

Личный вклад автора

Личный вклад автора заключается в постановке и формулировке задач исследования, проведении аналитического обзора литературных данных, проведении расчетных исследований, формировании методических подходов к обеспечению заданного объемного распределения энерговыделения в испытываемых твэлах и ТВС, разработке методики определения диаграммы мощности в объекте испытаний, обеспечивающей заданную последовательность событий в эксперименте, основанную на детальном моделировании теплофизических процессов в облучательном устройстве, выполнении расчетного обоснования конструкций экспериментальных устройств и режимов их испытаний, проведении расчетов, разработке технической, программно-методической и отчетной документации, используемой при проведении реакторных экспериментов.

Все работы проводились в тесном сотрудничестве с ведущими учеными и специалистами Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (РГП НЯЦ РК). Анализ результатов, полученных в ходе проведения диссертационного исследования, а также формулировка основных выводов по диссертационной работе, которые обобщают результаты исследования и проведенных расчетных и экспериментальных работ, выполнены совместно с научными консультантами.

Связь темы с планами научно-исследовательских программ

Результаты, представленные в данной диссертационной работе получены в рамках выполнения научно-технической программы, реализуемой в рамках программно-целевого финансирования, «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» за 2018-2020 гг. (№ госрегистрации 0118РК01131) по теме «Исследования процессов, происходящих при тяжелой аварии в активной зоне реактора на быстрых нейтронах»; проекта грантового финансирования «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора» за 2021-2023 гг.

(AP09058353); в рамках проекта «EAGLE» (Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate re-criticalities) между РГП НЯЦ РК и Японскими компаниями, и проекта SAIGA между РГП НЯЦ РК и французским комиссариатом по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам.

Степень обоснованности и достоверности результатов, полученных в работе, обеспечивается корректностью и системностью проведенных расчетно-экспериментальных исследований, включающих комплекс методических реакторных экспериментов в обоснование предложенных методик, применением хорошо апробированных общенаучных методов исследования. Основные результаты диссертации опубликованы в изданиях, рекомендованных Комитетом по обеспечению качества в сфере образования и науки МОН РК для публикации результатов научной деятельности, а также в рецензируемых зарубежных научных журналах, входящих в базу данных Scopus и Web of Science.

Апробация результатов работы

Основные положения и результаты диссертационной работы были представлены на 5 международных конференциях:

1. Витюк Г.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А. Результаты эксперимента по исследованию тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах. Сборник тезисов VIII международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала, Курчатов, 11-13 сент. 2018 г.», Курчатов, РГП НЯЦ РК, 2018, С. 125.

2. Витюк Г.А., Витюк В.А., Вурим А.Д., Скаков М.К. Исследование начальной стадии развития тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах. Тезисы докладов XIV международной научно-практической конференции «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2018 (Обнинск: 29-30 ноября 2018)», г. Обнинск, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019, с. 88.

3. Витюк Г.А., Витюк В.А., Скаков М.К. Исследование теплопередачи от расплава стали к конструкционным материалам активной зоны реактора на быстрых нейтронах. Тезисы докладов XXV международной научно-технической конференции студентов и аспирантов «Радиоэлектроника, электротехника и энергетика», Москва: 14-15 марта 2019, 2019, с. 733.

4. Витюк Г.А., Витюк В.А., Скаков М.К. Совершенствование подходов к расчетному обоснованию режимов испытаний реакторных устройств в реакторе ИГР. Сборник тезисов докладов X-той международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. Российский и международный опыт подготовки кадров». Томский политехнический университет. 09 – 11 сентября 2020 г. с.22-23.

5. Витюк Г. А., Витюк В. А., Вурим А. Д., Скаков М. К., Градобоев А. В. Метод расчетного моделирования теплогидравлических параметров твэлов в экспериментах на реакторе ИГР. Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала: материалы

IX международной конференции (07–09 сент. 2021 г.). – г. Курчатов: РГП НЯЦ РК, 2021

Также основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на научных семинарах кафедры технической физики Восточно-Казахстанского технического университета им. Д. Серикбаева, на заседаниях научно-технического совета РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» а также на онлайн-семинарах PhD-студентов в Национальном исследовательском Томском политехническом университете (г. Томск, Россия).

Публикации

По результатам изложенных в диссертации исследований опубликовано 9 печатных работ, из них в рецензируемых научных изданиях РК, рекомендованных ККОСОН – 6, в журналах, индексируемых в базе Scopus – 2 (1 индексируется в Web of Science), а также получен 1 патент на изобретение.

Структура и объем диссертации

Работа состоит из введения, трех разделов, заключения и списка использованных источников. Изложена на 144 страницах, содержит 82 рисунка, 9 таблиц и список использованных источников из 130 наименований.

1 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПАРАМЕТРОВ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В данной главе представлен аналитический обзор литературных источников, посвященных исследованиям процессов, происходящих в активной зоне ядерного реактора на быстрых нейтронах при развитии аварийной ситуации [5-30]. Рассмотрен опыт проведения экспериментальных исследований с модельными твэлами и ТВС ядерных реакторов IV Поколения [31-46], опыт реакторных исследований и методология проведения реакторных испытаний на ИГР [47-61]. Предложены подходы к усовершенствованию процедуры и схемы подготовки реакторных экспериментов с целью повышения качества реализации заданных параметров и прогнозирования результатов испытаний топлива в условиях исследовательского реактора ИГР НЯЦ РК.

В последние годы многие страны мира, в том числе и Республика Казахстан, проявляют повышенный интерес к атомной энергетике, при этом определяющим фактором ее развития становится убежденность в том, что атомная энергетика не будет представлять угрозы для безопасности населения и окружающей среды. Такая убежденность может быть достигнута только путем тщательного анализа проблем безопасности атомных электростанций (АЭС) и выработки технологических решений, позволяющих обеспечить безопасность АЭС при любых состояниях, в том числе при развитии тяжелой аварии.

В проблеме, связанной с проработкой и внедрением нового типа ядерных реакторов, обладающих высокой надежностью и безопасностью (реакторных систем VI поколения), совершенно определенно выделяются два основных аспекта: создание новой активной зоны реактора, содержащей модифицированные или вновь разработанные твэлы и ТВС, и их аттестация для официального подтверждения работоспособности и безопасности. Эти аспекты реализуются в соответствующих последовательных этапах работы по созданию новых реакторных систем.

В наибольшей степени перспективным в области разрабатываемых реакторных систем VI поколения относятся ядерные реакторы на быстрых нейтронах, которые позволяют расширить воспроизводство вторичного ядерного топлива – плутония и, как следствие, обладают замкнутым топливным циклом. Их разработка весьма многообещающа, поскольку это единственная технология, которая уже оправдывала свой выбор на примере первых поколений реакторов на быстрых нейтронах. Разработкой нового поколения данного типа реакторов занимается широкий круг ученых всего мира.

Первым демонстрационным реактором на быстрых нейтронах является исследовательский реактор БОР-60 [5], физический пуск которого состоялся в 1968 году, а уже в 1973 году первый в мире опытно-промышленный

энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-350 введен в эксплуатацию в Казахстане, где успешно проработал до 1999 года [6]. Последующие разработки и ввод в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах БН-600 [7], БН-800 [8], БРЕСТ-300 [9] и т.д. позволили создать базу для дальнейшего развития технологии реакторов на быстрых нейтронах.

За период развития атомной энергетики применялись различные процедуры и принципы обоснования и внедрения новых видов ядерных реакторов. Программы этих работ, отличающиеся содержанием, полнотой и длительностью исследований, имеют много общих процедур и подходов, обусловленных объективностью целей, которые должны быть достигнуты. Безусловно, начальные этапы таких программ направлены на обоснование работоспособности, надежности и эффективности разрабатываемой активной зоны реактора. После проектной ее разработки проводятся полномасштабные и маломасштабные испытания работоспособности твэлов и ТВС, наполняющих разрабатываемую активную зону, в лабораторных условиях, в исследовательских и энергетических реакторах.

В исследовательских реакторах такие испытания проводятся на отдельных образцах топлива, модельных твэлах и ТВС реактора в облучательных устройствах. Выбор исследовательского реактора определяется в зависимости от целей и задач, поставленных для оценки работоспособности модельных ТВС (моделирование рабочих, переходных или аварийных условий эксплуатации реактора для изучения сопутствующих процессов).

Испытания твэлов и ТВС в условиях переходных и аварийных процессов, обусловленных наиболее напряженным или критическим состоянием объекта испытаний, представляют собой завершающий этап предварительных исследований, результаты которых могут выявить принципиальные проблемы поведения топлива и конструкционных материалов, требующие корректировки конструкции и способные даже явиться причиной своевременного отказа от его дальнейшего исследования и использования. Набор испытаний определяется перечнем и сценариями переходных и аварийных режимов энергетического реактора, влияющих на состояние топлива. Обычно это эксперименты, моделирующие сценарии изменения мощности, нарушение режима отвода тепла вплоть до осушения топлива, тяжелые аварии с плавлением конструкционных материалов ТВС и топлива.

Наиболее важным этапом являются испытания в условиях развития тяжелых аварий. Они необходимы для получения информации об изменениях состояния топлива и конструкционных материалов ТВС, а также возможных потенциальных последствиях (разгерметизация топлива, выход продуктов деления, изменение проходного сечения теплоносителя через топливную сборку с последующим ухудшением отвода тепла и т.д.). При постановке исследований могут использоваться подходы, предполагающие получение информации в виде параметрических зависимостей события или данных для валидации модельных расчетных кодов. Данный этап испытаний в исследовательских реакторах, с последующими материаловедческими

исследованиями модельных ТВЭЛов и ТВС разрабатываемых реакторов, является одним из самых трудоемких, длительных и ответственных в цепочке обоснования их работоспособности.

В реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем развитие тяжелой аварии включает практически весь спектр физических процессов развития аварийной ситуации, например неконтролируемое увеличение мощности, прекращение расхода теплоносителя через реактор, прекращение теплоотвода и т.д. [10].

Ниже рассмотрены основные процессы, наблюдаемые при развитии тяжелой аварии в активной зоне реактора на быстрых нейтронах.

1.1 Процессы, происходящие в активной зоне ядерного реактора на быстрых нейтронах при развитии аварийной ситуации

При анализе развития тяжелой аварии в активной зоне целесообразно рассматривать следующие основные процессы, являющиеся критичными по отношению к обеспечению целостности защитных барьеров реакторной установки:

- кипение теплоносителя;
- разрушение ТВЭЛов;
- взаимодействие расплавленного топлива с теплоносителем.

Они могут наблюдаться локально или по всей активной зоне. В ряде аварийных ситуаций плавление топлива может происходить до кипения теплоносителя и, следовательно, процесс разрушений в активной зоне может начинаться без предшествующего кипения теплоносителя.

1.1.1 Кипение теплоносителя.

Кипение натрия можно рассматривать, как с точки зрения развития самого процесса кипения, так и с точки зрения воздействия процессов кипения на процесс разрушения ТВЭЛов.

При несоответствии условий эксплуатационного режима реактора, когда отводимая теплоносителем от ТВС мощность уменьшается в сравнении с мощностью, выделяемой ТВЭлами, может привести к быстрому росту температуры теплоносителя и топлива и, как следствие, к началу кипения теплоносителя.

Кипение натрия в быстрых реакторах сопровождается следующими явлениями:

- генерацией импульсов давления при кипении и конденсации;
- изменением реактивности, обусловленными образованием пузырей пара;
- повреждениями ТВЭЛов вследствие высоких температур.

Плотность паров натрия во много раз меньше плотности жидкого натрия (примерно в 2000 раз). Таким образом, испарение незначительного количества жидкого натрия может привести к образованию натриевых пустот и полностью остановить поток теплоносителя. На рисунке 1 представлен процесс развития

кипения натриевого теплоносителя в узком канале, а на рисунке 2 – образование паровых пузырей в канале теплоносителя в начальной стадии развития аварии, связанной с прекращением расхода теплоносителя через активную зону реактора.

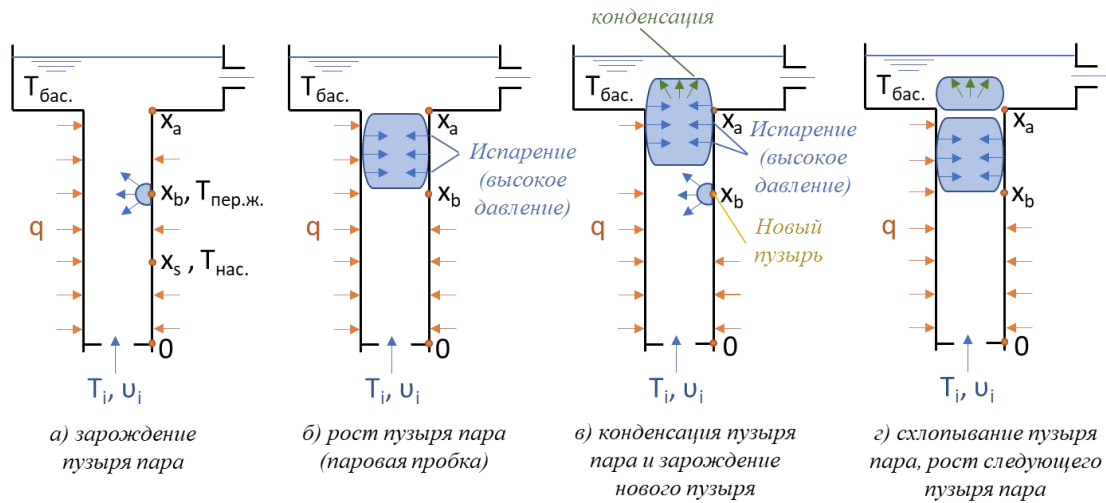


Рисунок 1 – Кипение в узком канале

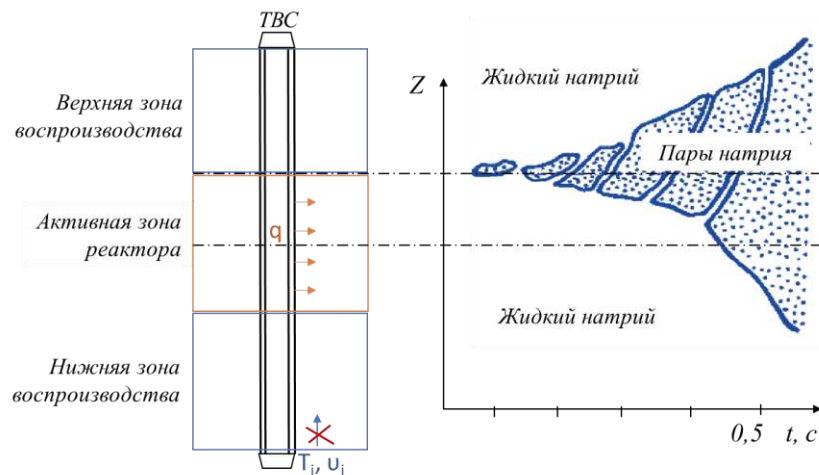


Рисунок 2 – Образование паровых пузырей в канале теплоносителя в начальной стадии развития аварии, связанной с прекращением расхода теплоносителя через активную зону реактора

Обычно, кипение начинается в верхней части активной зоны реактора, так как температура в этой зоне максимальная. Жидкий натрий уходит в обогреваемую часть канала (рисунок 1а) со скоростью v_i и температурой T_i . Тепловой поток равен q . После того, как в точке x_s достигается температура насыщения $T_{нас.}$, в точке x_b начинает расти первый паровой пузырь, определяемый наружным давлением, соответствующим перегреву ($T_{пер.ж.} - T_{нас.}$).

На рисунке 1б показан растущий пузырь пробкового типа. Пары натрия образуются из жидкой пленки, остающейся на стенке. Это приводит к

эффективному теплоотводу. На рисунке 1в, пузырь достигает точки x_a , имитирующей окончание ТВС активной зоны реактора, где происходит быстрая концентрация. Между точками x_b и x_a в потоке пара происходит падение давления ΔP_v . Если ΔP_v меньше, чем напор, создаваемый насосами (ΔP_p), столбик жидкости может частично заместить пузырь и в точке x_b может образоваться новый пузырь. Из-за статистических флуктуаций перегрева и увеличения температуры жидкости точка x_b в действительности может изменяться. На рисунке 1г второй пузырь замещает первый, в то время как столбик жидкости в промежутке возобновляет пленку на обогреваемой стенке. Напор насоса препятствует обратному потоку в стадии роста пузыря. Таким образом, можно сформулировать условие для осушения пристеночной пленки: $\Delta P_p < \Delta P_v$.

По мере повышения температуры пузыри пара укрупняются (рисунок 2) и в случае, когда развитие аварии связано с потерей расхода теплоносителя, увеличенные пузыри «опрокидывают» течение теплоносителя.

Анализ экспериментов и теоретические исследования приводят к заключению, что максимальное давление при образовании пузырей пара не превышает давления насыщенного пара, соответствующего температуре жидкости [11, 12, 13]. Если кипение происходит в канале локально и возмущенная область окружена недогретым натрием, импульсы давления короткие и действуют в небольшой области. Такие давления выдерживаются конструкциями реактора [11, 14].

Пустоты в теплоносителе могут изменять реактивность, поскольку большие быстрые реакторы с плутониевым топливом имеют тенденцию к положительному натриевому пустотному коэффициенту реактивности в центральных областях. Эффект реактивности от пузыря, который заполнил отдельную ячейку пространства между твэлами, слишком мал, чтобы вызвать критичность на мгновенных нейтронах. В соответствии со статистической природой кипения скорость введения реактивности за счет образующихся пустот будет относительно низкой [15, 16]. Кроме того, во многих ячейках твэлов теплоноситель должен закипеть, прежде чем возникнет опасная в отношении критичности на мгновенных нейтронах ситуация [17, 18]. Приборы, контролирующие реактивность, температуру, расход и шумы кипения, смогут выключить реактор до возникновения такой ситуации.

Важным аспектом безопасности при кипении натрия как в большом количестве ячеек твэлов, так и локально, является плавление топлива с разрушением твэлов. В условиях аварий, связанных с нарушениями теплосъема или относительно медленным вводом положительной реактивности, при отсутствии какого-либо противодействия со стороны защитных средств кипение натрия может вести к интенсивным выбросам мощности и разрушению твэлов. Причиной разрушений при этом является чрезмерный разогрев твэлов, обусловленный нарушением эффективного теплоотвода при кипении и резким увеличением энерговыделений при вводе дополнительной реактивности за счет положительного натриевого пустотного коэффициента реактивности.

Несмотря на то, что плавление топлива может происходить даже до кипения теплоносителя, в ряде случаев, в частности, при нарушениях теплосъема, полное расплавление топлива невозможно, пока натрий находится в контакте с ним и охлаждает его конвекцией или испарением [19].

После полного испарения натрия конденсируется над активной зоной и падает назад под действием силы тяжести. Однако до тех пор, пока не произойдет почти полное осушение пристенной пленки, окончательное возвращение жидкого натрия будет предотвращаться образованием пара [19, 20, 21]. В это время топливо уже может частично расплавиться, подготавливая условия для взаимодействия топлива с натрием.

1.1.2 Нарушения теплосъема

В качестве наиболее важных первоначальных условий тяжелых аварий рассматриваются локальные перекрытия потока теплоносителя, поскольку они относительно наиболее вероятны и не могут регистрироваться температурными датчиками или расходомерами до тех пор, пока не возникнет критическая ситуация, такая, как кипение в одном канале или по всей активной зоне. Локальное нарушение теплосъема может быть вызвано одной из следующих неисправностей (или их комбинацией) [19]:

Тип А. Закупорка одной или нескольких смежных ячеек посторонними предметами, особенно при наличии дистанционирующих элементов.

Тип Б. Сужение отдельных ячеек боковым перемещением, изгибом или распуханием твэлов. В общем случае эти нарушения в отдельных каналах являются более или менее статистически независимыми, так как в окрестности канала, в котором поток теплоносителя зажат перемещением стержня, имеется другой канал, где поток увеличивается.

Тип В. Уменьшение потока теплоносителя при разрыве оболочек твэлов. Для облученных твэлов в данном случае нарушение теплосъема за счет уменьшения проходного сечения по теплоносителю будет сопровождаться обволакиванием стержней освобождающимися газообразными продуктами деления.

Тип Г. Уменьшение теплопроводности зазора между топливом и оболочкой, вызванное, например, вздутием оболочки под действием давления, образуемого от газообразных продуктов деления. Поскольку даже небольшое увеличение зазора приводит к значительному увеличению температуры топлива, этот эффект не может быть исключен полностью. Ему противодействует радиационное охрупчивание материала оболочки, однако в некоторых случаях наблюдались большие деформации, если при высоких температурах напряжения был превышен предел прочности материала.

В отсутствие регистрации повреждений датчиками зона разрушений может увеличиваться и привести к критическим условиям. Скорость роста главным образом будет определяться механическими свойствами по отношению к кратковременным (импульсным) нагрузкам и механизмом разрыва оболочки при высоких температурах [19]. Критическим считается условие, приводящее

либо к локальному кипению внутри пакета, либо к кипению в большом объеме и выбросу натрия из всего пакета, либо к вздутию достаточно большого количества оболочек ТВЭЛОВ, сопровождаемому расплавлением значительного количества топлива из-за увеличения термического сопротивления между топливом и оболочкой. Локальное кипение может вести к кипению в большом объеме и выбросу натрия, обеспечивающему достаточно высокий темп генерации паров натрия и препятствующему полному расходу теплоносителя в поврежденной сборке.

1.1.3 Разрушение ТВЭЛОВ

Этап разрушения ТВЭЛОВ состоит из нескольких стадий, которые частично могут перекрывать друг друга:

- разогрев топливных элементов ТВЭЛОВ за счет самоподдерживающейся ядерной реакции до момента его плавления,
- разрушение оболочки ТВЭЛОВ,
- выход фрагментов топлива в тракт с теплоносителем.

Если рассматривать стадию разогрева топливных элементов, как очень интенсивную, с большим шагом подъема мощности, то топливо может быть расплавлено и до момента кипения теплоносителя. Тогда горячий расплав топливной композиции будет контактировать с оболочкой ТВЭЛОВ изнутри, и как факт, разрушит ее. Такой процесс разогрева топлива обычно происходит адиабатически, а температура плавления топливных таблеток одномоментно достигается по всей высоте топливного столба [22, 23].

Также оболочка ТВЭЛОВ может быть разрушена под действием напряжений, которые могут возникать при развитии аварийных ситуаций. Эти напряжения могут быть обусловлены следующими причинами [22, 24]:

- внутренним давлением,
- разностью расширений топлива и оболочки,
- температурным градиентом,
- физико-химическим взаимодействием между топливом и оболочкой.

Четвертым эффектом можно пренебречь, поскольку он является эффектом второго порядка малости по сравнению с предыдущими.

Действие внутреннего давления в ТВЭЛАХ тесно связано с количеством накопленных газообразных продуктов деления. Для свежего топлива действие давления мало.

Ударное разрушение оболочки ТВЭЛОВ под действием газообразных продуктов деления, которое возникает при резких выбросах мощности, представлен в работе [25]. Основанием для выводов является анализ выполненных на установке ТРЕАТ экспериментальных переходных процессов с выбросами мощности в образцах ТВЭЛОВ со смешанным окисным топливом. Составлена математическая модель, описывающая процесс такого разрушения.

Механизм разрушения вначале определяется изменением объема топлива при плавлении (~10%), а результирующий эффект основан на освобождении из топлива газообразных продуктов деления, накопленных в результате

предварительного облучения в стационарных условиях (рисунок 3). В то время как расплавленная часть топлива увеличивает объем и температуру, расширяясь по направлению к оболочке, пузыри газообразных продуктов деления, включенных в твердую топливную матрицу, освобождаются при расплавлении топлива. Они действуют затем как свободно ужимаемая среда, которая воздействует гидростатически на расплавленную сердцевину топлива. Высвободившиеся пузыри занимают объем, постоянно уменьшающийся вследствие локального увеличения объема топлива за счет фазового превращения и дополнительного теплового расширения при температуре выше точки плавления. Это уменьшение газового объема приводит к быстрому росту, которое передается через растрескавшуюся твердую наружную оболочку топлива к оболочке твэлов. Необходимой предпосылкой является то, что образовавшиеся газовые пузыри не могут выйти в специальную газовую полость твэлов.

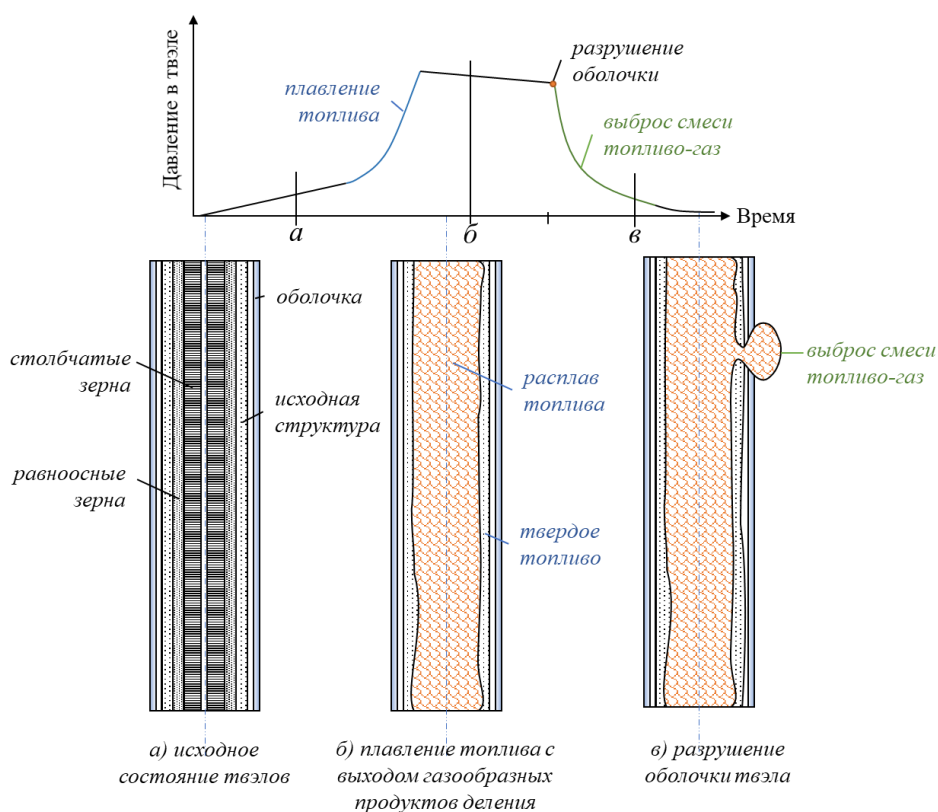


Рисунок 3 – Поведение газообразных продуктов деления при плавлении топлива

По мере подъема давления, напряжения в оболочке твэлов достигают предела текучести, после чего дальнейшее расширение происходит при постоянном давлении, соответствующем пластическому течению материала оболочки (то есть только пластическому расширению). Расширение оболочки продолжается (вследствие расширения пузырей в расплавленном топливе) до тех пор, пока не превысится предел текучести, приводя к разрушению оболочки

рисунок 3в). Как только оболочка разрушится, включенные в топливо газовые пузыри вызывают выбрасывание расплавленного топлива [26].

1.1.4 Тепловое взаимодействие топлива с теплоносителем

Важной проблемой в безопасности быстрых реакторов с натриевым теплоносителем является возможность взрывных процессов при быстром и высокодисперсном перемешивании расплавленного топлива с натрием.

Для аварий с повышением мощности такое взаимодействие имеет место непосредственно после разрушения оболочки твэлов и выброса расплавленного топлива в пространство между твэлами.

При нарушениях теплосъема кипение натрия наряду с выбросом натрия и вводом положительной реактивности приводит к испарению остающейся на твэлах пленки жидкости на отдельных участках и полному прекращению теплосъема с них. Неизменно сопровождающее этот процесс разрушение твэлов также приводит к взаимодействию расплавленного топлива с натриевым теплоносителем при его возвращении в канал. Ход процесса взаимодействия и его механические эффекты определяются динамическими и геометрическими условиями, при которых вступают в контакт две жидкости. Поскольку эти условия едва ли могут быть определены аналитически, считается необходимым проведение модельных экспериментов с широким диапазоном параметров [19].

Взаимодействие частиц расплавленного топлива с теплоносителем ведет к частичному превращению внутренней энергии топлива и теплоносителя в механическую энергию. По крайней мере часть этой энергии вызывает ударные нагрузки на твэлы и стенки канала [27, 28].

В теоретической трактовке проблемы верхняя граница энергии, освобождаемой при взаимодействии топлива с натрием, оценивается на основе термодинамических соотношений. В работе [29] впервые проанализирован паровой взрыв, происходящий после перемешивания расплавленной UO_2 и натрия, с точки зрения сильных разрушений реактора. Для оценок верхнего предела предполагалось одновременное гомогенное смешение UO_2 и натрия; рассчитана достижимая механическая энергия для оптимального соотношения при смешении (0,08 г Na на 1 г UO_2), равная максимально 200-300 Дж/г UO_2 .

Применительно к этим оценкам, энергия от взаимодействия топлива с натрием значительно превышает энергию от импульсов давления при кипении и конденсации.

Описанный метод, однако, слишком упрощен, не учитывает интенсивность теплопередачи и использует очень грубое уравнение состояния для натрия. В частности, жидкость предполагается несжимаемой и используется концепция давления пара при сверхкритических температурах. В работе [30] исследуется уравнение, более полно описывающее состояние натрия. Полученные в работе [30] результаты сравнены с результатами работы [29]. Наблюдалось хорошее совпадение для максимума выделяемой энергии, однако в расчетах работы [30] были получены более продолжительные всплески мощности. Это объясняется тем, что метод работы [30] не пренебрегал энергией от расширения жидкости

до испарения при высоких давлениях. Оценки, выполненные с помощью метода, описанного в работе [29], несмотря на его простоту, являются довольно точными в предположении мгновенной передачи тепла.

1.2 Опыт проведения экспериментальных исследований с модельными твэлами и ТВС ядерных реакторов IV Поколения

В настоящее время продолжается интенсивное развитие технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Этот тип реактора является одним из перспективных направлений разработок энергетических реакторов Поколения IV, которые будут характеризоваться, в первую очередь, повышенной безопасностью. В этой связи, на современном этапе важной и актуальной задачей является расширение имеющейся экспериментальной базы данных по тяжелым авариям применительно к разрабатываемым проектам реакторов, отличающихся размерно-материальными характеристиками активной зоны. Результаты экспериментальных исследований используются для верификации современных расчетных кодов, используемых при анализе безопасности проектов. Помимо этого, полученные данные позволят выявить отличительные (от ранее изученных) особенности параметров процессов разрушения твэлов и ТВС в ходе тяжелой аварии.

1.2.1 Исследовательские реакторы способные моделировать тяжелую аварию в активной зоне ядерного реактора

База данных МАГАТЭ по исследовательским реакторам (Research Reactor Database (RRDB)) [31] содержит данные по 774 реакторам в 71 стране мира. Однако, из них не более 30 могут быть использованы для экспериментальных исследований полноценных твэлов и ТВС ядерных реакторов. И лишь единицы из них являются импульсными системами, обладающие уникальными возможностями для испытаний топлива ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах эксплуатации, в частности аварии типа RIA (Reactivity Initiated Accident) или реактивностной аварии. Импульсные исследовательские реакторы обеспечивают контролируемое, заранее заданное выделение энергии для моделирования аварий в топливе и, таким образом, демонстрируют параметры безопасности новых типов ядерного топлива, разработанных для существующих коммерческих реакторов и инновационных ядерных установок. Рассмотрим некоторые из них.

Реактор БИГР [32] имеет прочную компактную активную зону с графитовым и керамическим топливом и является быстрым импульсным исследовательским реактором. Для имитации реактивностных аварий твэлов водо-водяного реактора ВВЭР разработан уникальный облучательный комплекс. В результате большой серии экспериментов, проведенных на данном комплексе, были получены «результаты по определению энергетических порогов разрушения твэлов – важного параметра границы работоспособности в аварийных условиях» [33].

Экспериментальный реактор CABRI эксплуатируется СЕА (Франция) в ядерном центре Кадараш. Реакторные исследования, проводимые на данном реакторе, направлены на изучение процессов разрушения активной зоны реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и были нацелены на получение экспериментальных данных о поведении в условиях тяжелой аварии ТВС реакторов PHENIX и SUPERPHENIX, эксплуатировавшийся и к настоящему моменту остановленных во Франции. Данные исследования проводились в рамках программ CABRI [34], CABRI-FAST, CABRI-RAFT [35] и SCARABEE [36, 37]. На сегодняшний момент времени, экспериментальный реактор CABRI модифицирован под исследования твэлов и ТВС водо-водяных реакторов [38].

Эксперименты на реакторной установке TREAT проводились для изучения поведения топлива и теплоносителя в аварийных ситуациях, которые охватывают всю активную зону (ввод реактивности или прекращение циркуляции по первому контуру) или ее часть (закупорка отдельных ячеек) [39, 40, и т.д.]. На установке TREAT было выполнено 2885 испытаний в переходных режимах с 1959 по 1994 год и после перезапуска установки TREAT в 2018 году на ней были проведены исследования, имитирующие ранее проведенные эксперименты, для оценки работы реактора после длительного останова. Установка TREAT демонстрирует способность обеспечивать профиль мощности реактора, аналогичный тому, который возникает во время аварии с потерей теплоносителя (LOCA) [41]. Однако, в данный момент времени реакторная установка TREAT в полную силу не эксплуатируется.

На исследовательском реакторе NSRR с 1975 года проводились исследования поведения топлива в условиях аварии типа RIA, 1989 по 2006 – эксперименты с облученным топливом с целью исследования поведения облученного топлива при дефектах, вызванных механическим взаимодействием топливной таблетки и оболочки (PCMI), а также изучалась фрагментация топлива, которая является одной из важных тем в области исследования взаимодействия расплавленного топлива с теплоносителем [42].

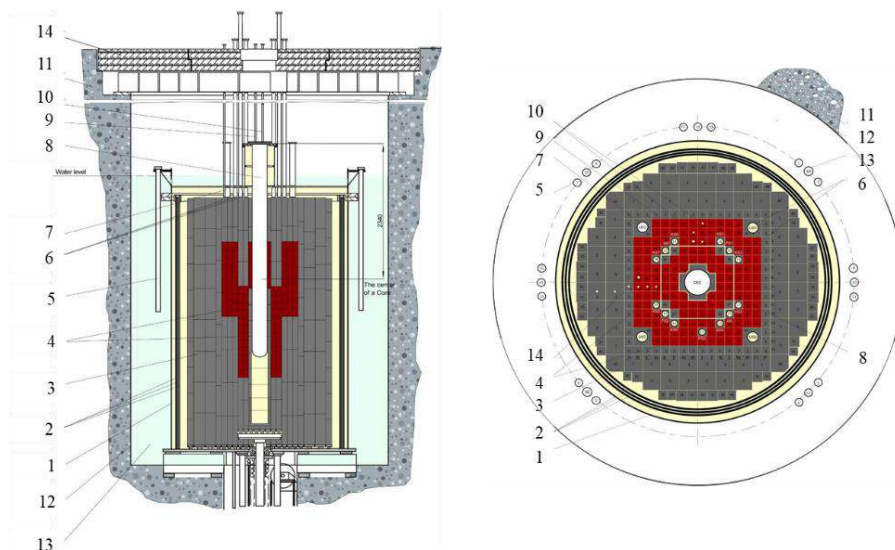
Самым ярким представителем среди импульсных исследовательских реакторов, который эксплуатируется уже продолжительное время, является графитовый реактор ИГР, находящийся в Национальном ядерном центре Республики Казахстан. ИГР имеет гомогенную активную зону, собранную из графита и пропитанную уранилдинитратом (солью урана) [43]. Уникальность реактора заключается в том, что его мощность и объем экспериментального канала позволяет проводить разрушающие эксперименты с загрузкой диоксида урана до 8 кг в виде модельных твэлов и ТВС. На исследовательском импульсном графитовом реакторе ИГР база экспериментальных данных по тяжелым авариям в ядерных реакторах на быстрых нейтронах была дополнена с 2000-х по 2018 годы результатами программ EAGLE 1&2 [44] по исследованиям тяжелой аварии реактора на быстрых нейтронах, выполненных в рамках разработки проекта реактора JFBR (Япония). Реакторные эксперименты были сфокусированы на изучении процессов контролируемого

перемещения расплава материалов активной зоны в безопасные области внутри реактора.

В настоящее время на реакторе ИГР продолжаются исследования поведения топлива и конструкционных элементов в аварийных и переходных процессах, включающих разрушение и плавление твэлов и ТВС ядерных реакторов на быстрых нейтронах, таких как реактор ASTRID, БРЕСТ-ОД-300 [45, 46].

1.3 Экспериментальные возможности исследовательского импульсного реактора ИГР

Технические характеристики импульсного графитового реактора (ИГР) (рисунок 4) обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как флюенс тепловых нейтронов (до $3,7 \cdot 10^{16}$ н/см²) и максимальная плотность потока тепловых нейтронов (до $7 \cdot 10^{16}$ н/(см²·с)) [43].



Вертикальный разрез

Горизонтальное сечение

- 1 – кожух; 2 – экран боковой; 3 – отражатель; 4 – активная зона;
 5 – канал ионизационной камеры; 6 – канал стержня регулирования;
 7 – боковой экспериментальный канал; 8 – центральный экспериментальный канал;
 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрического преобразователя;
 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – полость охлаждающей воды;
 14 – перекрытие верхнее

Рисунок 4 – Реактор ИГР

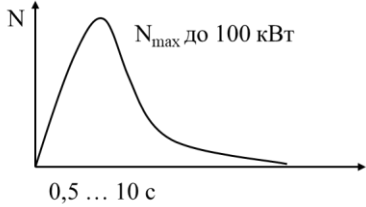
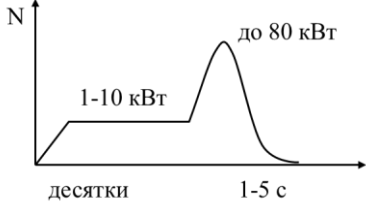
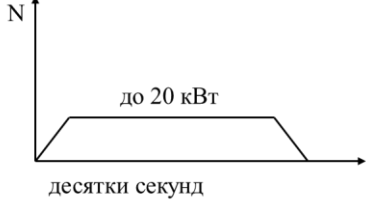
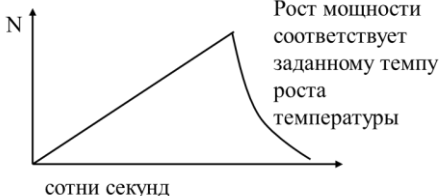
Экспериментальные исследования и испытания, которые проводятся на реакторе ИГР, практически всегда связаны с получением экспериментальной информации о быстропротекающих физических и тепловых процессах в ядерных реакторах, о работоспособности объектов испытаний в нормальных и аварийных условиях эксплуатации, о поведении топлива и конструкционных

материалов для обоснования безопасности систем и элементов ядерных энергетических установок [47].

Различное сочетание динамических характеристик реактора и его петлевых установок обеспечивает широкие экспериментальные возможности и условия испытаний объектов ядерной техники при различных проектных и запроектных авариях. Моделируются условия реактивных аварий, аварий с потерей теплоносителя, а также сочетание (наложение) нарушений нормальной эксплуатации или отказов. Например, одновременно моделируется уменьшение расхода теплоносителя и задержка срабатывания аварийной защиты или случайный ввод положительной реактивности из-за самопроизвольного извлечения стержней регулирования СУЗ, либо из-за изменения фазового состояния исследуемых образцов при работе на номинальном уровне мощности.

Примеры основных качественных характеристики возможных режимов испытаний на ИГР приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Режимы испытаний

Вид исследований	Режим испытаний, мощность в твэле
Моделирование аварии с ростом реактивности из холодного состояния твэлов	
Моделирование аварии с ростом реактивности на разогревом твэле	
Моделирование взаимодействия материалов твэлов с теплоносителем при постоянной температуре элементов конструкции твэлов	
Моделирование заключительной фазы аварии с потерей теплоносителя с постоянным ростом температуры элементов конструкции твэла	

Выбор режимов осуществляется в соответствии с задачами, стоящими перед конкретным экспериментом.

1.3.1 Опыт реакторных исследований на ИГР

Отработка конструкций и материальных составов твэлов ракетного двигателя

Испытания по данной тематике на реакторе ИГР проводились с 1962 года по 1978 год. За это время на реакторе было выполнено 148 пусков, в которых прошли испытания 68 ТВС. В отдельных испытаниях были достигнуты следующие рекордные параметры: температура теплоносителя на выходе – 3070 К; максимальная мощность ТВС – 6 МВт; максимальная удельная мощность – 25 МВт/л [48].

В первых реакторных испытаниях 1962 года было испытано три ТВС с твэлами канального типа (рисунок 5). Основная цель испытаний – получение предварительных сведений о работоспособности, выбранных конструкции и топливной композиции. Также важно было подтвердить правильность расчетных методик теплофизического поведения твэлов.

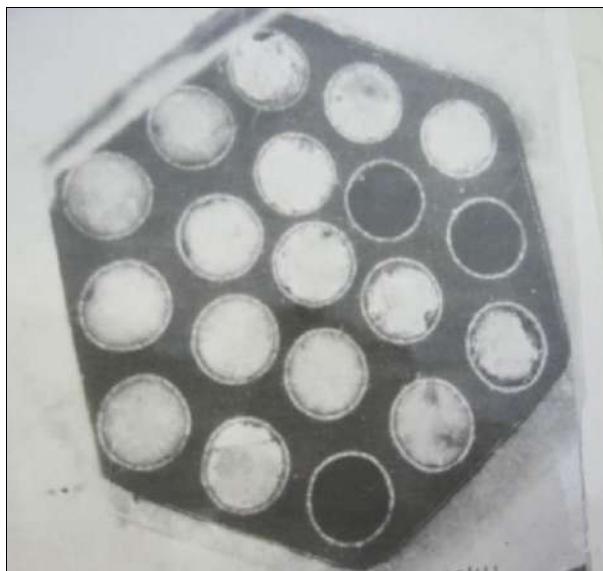


Рисунок 5 – Твэл канального типа

Во второй серии из 17 реакторных испытаний исследовались вопросы оптимизации параметров испытаний твэлов различной конструкции и материального состава, возможность повторных испытаний одного и того же изделия, также стояла задача получения предварительных данных о процессах в твэлах. Испытаниям были подвергнуты ТВС с твэлами блочной и стержневой конструкции. Были получены данные для сравнительного анализа поведения твэлов блочной и стержневой конструкции разного материального состава.

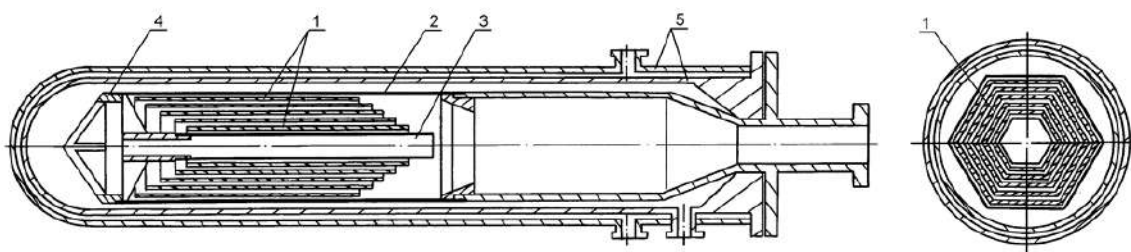
К 1970 году наиболее проработанными твэлами стали стержневые твэлы на основе твердого раствора карбида урана и карбида циркония. В результате испытаний нескольких каналов с твэлами на основе твердых растворов $UC+ZrC$, $UC+ZrC+NbC$ и $UC+ZrC+C$ были достигнуты предельные тепловые потоки с поверхности топлива в диапазоне от 3,1 до 10,8 МВт/м², температура

водородного теплоносителя на выходе ТВС – от 2450 до 2800 К и расходонапряженность – до 466 кг/с·м².

Еще более высокие результаты были получены при испытаниях канала, твэлы которого были изготовлены на основе тройного твердого раствора карбидов урана, циркония и ниобия и собраны в нагревные секции по 151 твэлу в каждой секции, 6 секций составляли ТВС канала. В испытаниях этих каналов была достигнута мощность ТВС от 5,6 до 6,05 МВт, удельное энерговыделение в топливе 25,5 МВт/л, температура теплоносителя на выходе ТВС – от 2800 до 3070 К и расходонапряженность – до 455 кг/с·м². Для газоохлаждаемых ТВС это были предельные рабочие значения параметров, при которых сохранялась работоспособность топлива в условиях кратковременных, до 4 с, и многократных, до 12 раз, термических нагружений на реакторе ИГР.

Испытания топлива исследовательского реактора ИВВ-2М

В 1990 году была успешно проведена серия экспериментов с ТВС реактора ИВВ-2М [49] (рисунок 6).



1 - ТВС; 2 - наружный чехол ТВС; 3 - внутренний чехол ТВС; 4 - хвостовик;
5 - охлаждаемый защитный корпус

Рисунок 6 – Схема экспериментального петлевого канала и ТВС ИВВ-2М

Целью испытаний было решение задач обоснования безопасности и уточнения эксплуатационных характеристик реактора ИВВ-2М, в том числе:

- исследования термомеханического поведения твэлов;
- оценка теплотехнической надежности сборки и определение пороговых, разрушающих значений энерговыделения, определяющих возникновение кризиса теплоотдачи, ухудшения охлаждения, рост температуры, плавление и разрушение твэлов при работе сборки в переходных и аварийных режимах.

В проведенных испытаниях были смоделированы:

- авария, вызванная прекращением циркуляции теплоносителя через активную зону;
- авария, вызванная несанкционированным внесением положительной реактивности при работе реактора на номинальном уровне мощности.

Всего было проведено восемь испытаний ТВС (пусков реактора) в режиме аварии с прекращением циркуляции теплоносителя: шесть при работе сборки на мощности, соответствующей среднему и два – максимальному ее уровню в реакторе ИВВ-2М.

Испытания твэлов высокотемпературных энергетических реакторов

В начале 90-х годов в реакторе ИГР были выполнены внутриреакторные испытания шаровых твэлов в условиях реактивных аварий [50]. Шаровые твэлы из UO_2 или смеси PuO_2 и Pu_2O_3 , как известно, используются в энергетических высокотемпературных реакторах с гелиевым охлаждением. Были получен ряд результатов для уточнения границ работоспособности шаровых твэлов. После подобные испытания не проводились.

Испытания твэлов легководных энергетических реакторов

Большинство ранних публикаций по реакторным исследованиям твэлов и ТВС реакторов типа ВВЭР относятся к испытаниям в реакторе ИГР базовых (традиционных, штатных) твэлов с керамическими топливными таблетками из UO_2 (рисунок 7). Исследовались как модельные твэлы со свежим топливом российского производства, так и фрагменты твэлов, предварительно облученных до глубины выгорания топлива ~ 50 МВт·сут/(кг U) [26].

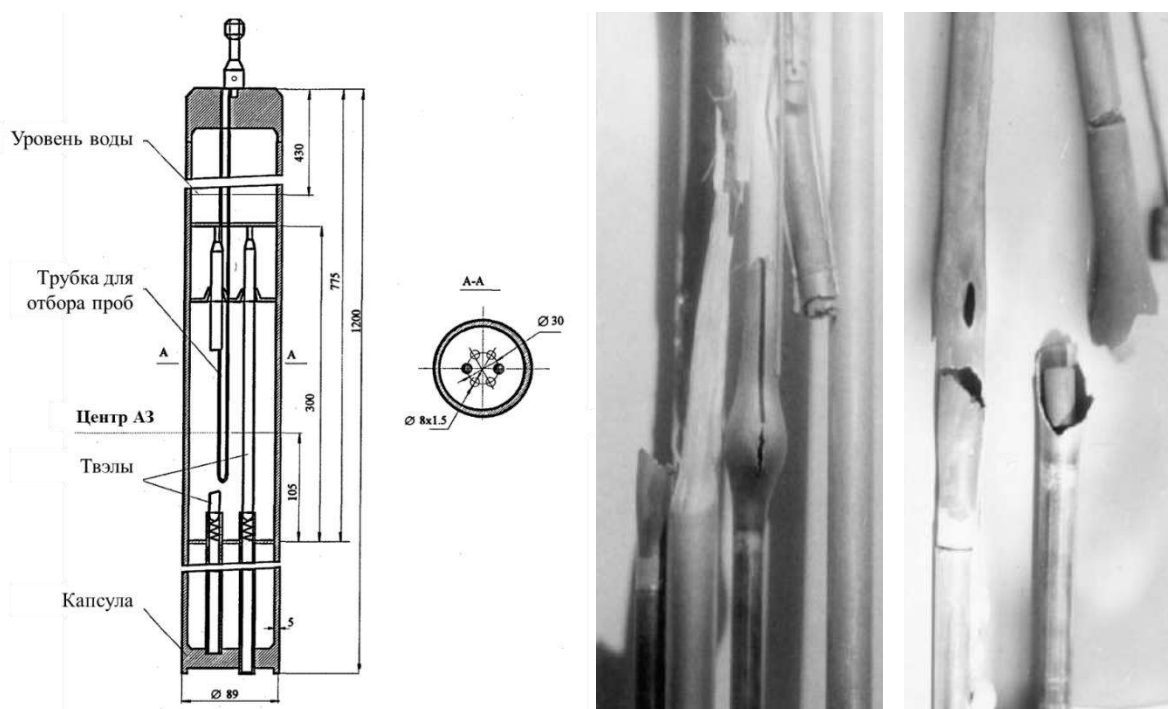


Рисунок 7 – Испытания с твэлом реактора ВВЭР

С 1983 года до середины 90-х годов в реакторе ИГР было испытано в общей сложности 10 модельных твэлов реактора ВВЭР-440 (с топливом 6,4 процентного обогащения) и 190 модельных твэлов реактора ВВЭР-1000 (с топливом 4,4-процентного обогащения) [51].

Также, в 1991-1998 годах в реакторе ИГР в условиях реактивных аварий были проведены реакторные исследования твэлов реактора ВВЭР-1000 с керметным топливом и эксперименты с твэлами транспортных реакторов. Данные испытания показали, что твэлы с керметным топливом имеют большую прочность к повреждениям чем твэлы выполненные из керамического топлива. И при относительной простоте используемого

оборудования и относительно низкой стоимости самих объектов испытаний, получаемая информация отвечает требованиям точности, статистической обоснованности и обеспечивает возможность качественного и количественного описания и моделирования переходных и аварийных процессов в активных зонах энергетических реакторов.

Исследование процессов и последствий тяжелых аварий на быстрых реакторах типа БН-800 и БРЕСТ-300

В 90-х годах в ИГР было испытано в общей сложности 19 модельных твэлов реактора БН-800 с топливными керамическими таблетками из UO_2 различного обогащения по U^{235} . На основании полученных результатов была предложена гипотеза механизма развития процессов разрушения твэлов реактора БН-800 [52].

В 1993 г. в реакторе ИГР были проведены испытания двух модельных твэлов реактора БРЕСТ-300 [53, 54]. Испытания обоих твэлов проводились в общем ампуле с неподвижным свинцовым теплоносителем.

Внешний вид твэлов до и после извлечения из ампул приведен на рисунке 8.

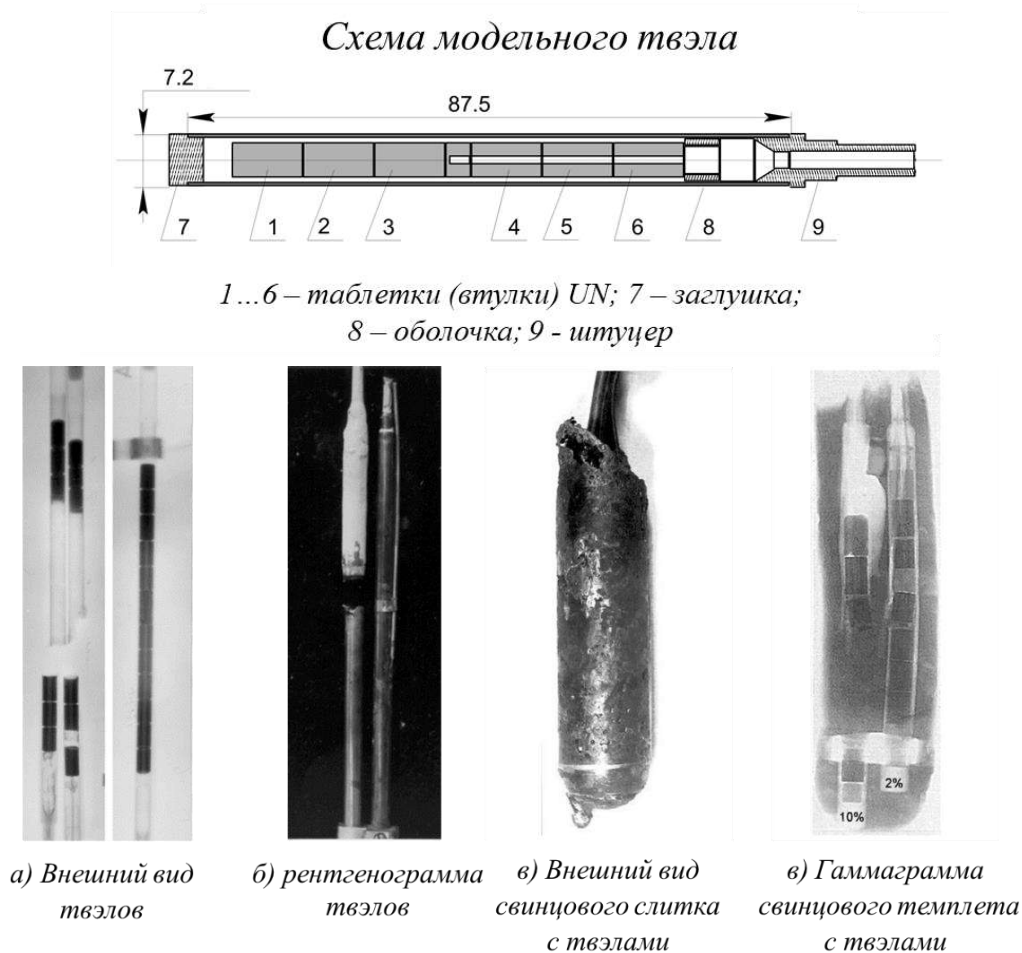


Рисунок 8 – Схема модельного твэла и внешний вид твэлов реактора БРЕСТ-300 после испытаний в ИГР

При послепусковых исследованиях были выяснено, в частности, что глубокая фрагментация топлива влечет за собой многократное (на 2-3 порядка) увеличение поверхности взаимодействия топлива со свинцом, приводящее к кипению свинца и образованию газовых полостей, что, в свою очередь, приводит к дополнительному резкому подъему мощности реактора вследствие положительного пустотного эффекта реактивности в центре активной зоны.

Исследование процессов и последствий тяжелых аварий на быстрых реакторах (проект EAGLE)

В конце 1998 года между Национальным ядерным центром Республики Казахстан и Японскими компаниями были начаты работы по проекту EAGLE. Целью проекта являлось провести серию реакторных и вне реакторных экспериментов с плавлением модельных ТВС для обоснования разрабатываемой концепции недопустимости формирования повторной критической массы при развитии тяжелой аварии реактора с плавлением активной зоны.

Для обеспечения контролируемого вывода расплава топлива из активной зоны аварийного реактора в конструкции ТВС японского реактора SFR предусмотрены специальные каналы, предназначенные для раннего выведения части расплава в верхние области корпуса реактора (фаза раннего выведения топлива, рисунок 9б). На следующем этапе развития аварии (фаза перемещения материалов, рисунок 9в) оставшаяся часть расплава выходит за границы ТВС, проплавляет направляющую трубу регулирующего стержня (НТРС) и перемещается в нижние области корпуса реактора, где происходит его дальнейшее остывание (фаза охлаждения, рисунок 9г).

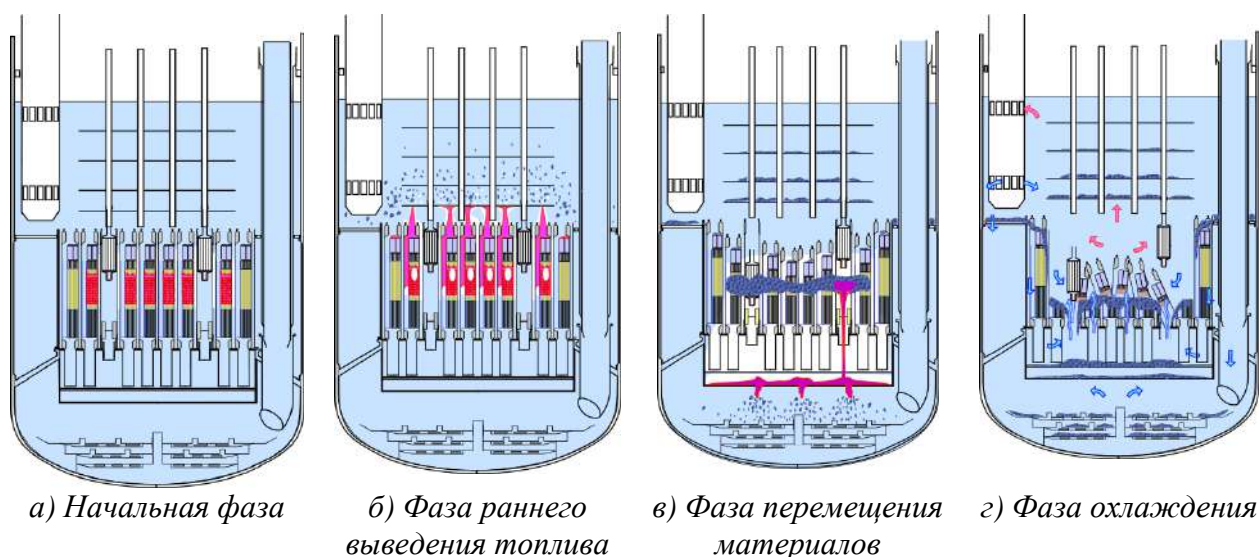


Рисунок 9 – Основные этапы развития тяжелой аварии перспективного быстрого реактора

На рисунке 10 представлены схемы экспериментальных устройств, испытанных на реакторе ИГР в рамках экспериментальной программы

EAGLE [44], направленной на обоснование конструкции быстрого реактора с натриевым теплоносителем (SFR).

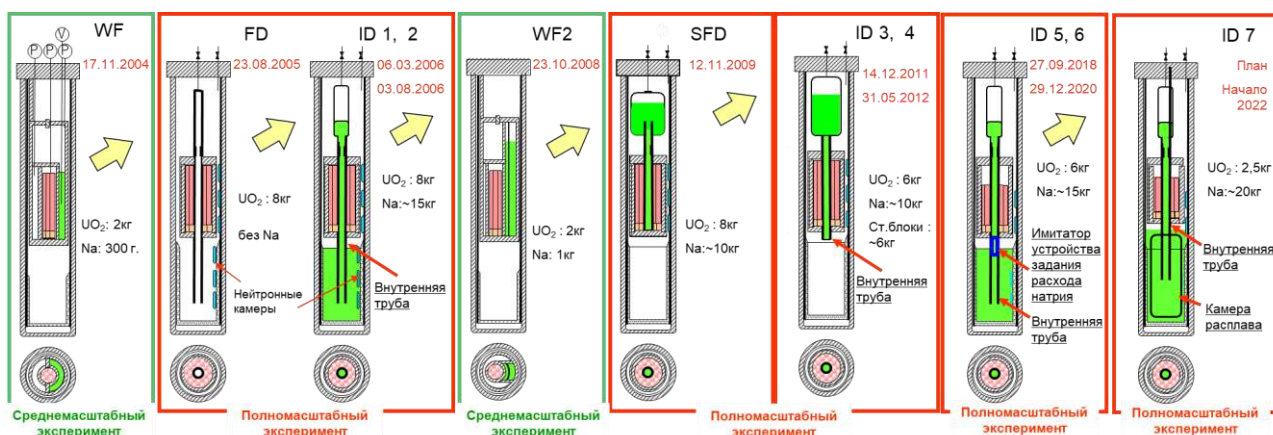


Рисунок 10 – Схемы внутриреакторных экспериментальных устройств

1) Целью первого этапа экспериментальной программы EAGLE являлось исследование фазы перемещения материалов (3-я фаза аварии).

Задачей первого эксперимента (WF - **W**all **F**ailure), проведенного 17.11.2004 г., являлось изучение процесса разрушения стальных стенок расплавом двуоксида урана в условиях моделирования различных вариантов их охлаждения – аргонном и натрием. В экспериментальном устройстве была расплавлена модельная ТВС, содержащая 2 кг диоксида урана, обеспечен контакт расплава со стальными стенками, контактирующими с противоположной стороны с аргонном и натрием, и разрушение стальных стенок.

40 термопар; 7 датчиков давления; 7 датчиков пустот в слое натрия; 2 малогабаритных детектора нейтронов; 1 акустический датчик использовались для измерения параметров и записи результатов на носители 2-х основных и 3 локальных регистрирующих систем.

Задачей второго эксперимента FD (**F**uel **D**isruption), проведенного 23.08.2005 г., являлась демонстрация возможности управляемого движения расплава из чехла ТВС в ловушку по направляющей трубе. Модельная сборка, собранная из 75 ТВЭЛов типа БН-350 (~8 кг диоксида урана), была расплавлена, обеспечен контакт расплава со стенкой направляющей трубы, ее разрушение, и перемещение расплава по направляющей трубе в ловушку расплава. Эксперимент позволил определить параметры процесса течения расплава по трубе под собственным весом без теплоносителя и без воздействия перепада давления. В устройстве было использовано более 100 первичных преобразователей.

Задачей третьего ID-1 (**I**ntegral **D**emonstration) и четвертого ID-2 экспериментов, проведенных 06.03.2006 г и 03.08.2006 г соответственно, являлось исследование процесса перемещения расплава по направляющей трубе в ловушку в среде теплоносителя. Экспериментальное устройство ID,

использовавшееся в экспериментах ID-1 и ID-2, имело конструкцию, аналогичную устройству FD. Основное отличие состояло в том, что внутренняя полость трубы для выведения расплава и ловушка были заполнены жидким натрием. В процессе движения расплава по трубе на него воздействовали различные силы, включая силы, возникающие в результате теплогидравлического взаимодействия расплавленного диоксида урана с жидким натрием. Впервые продемонстрирована возможность направленного выведения расплава из активной зоны реактора на быстрых нейтронах по трубе, заполненной жидким натрием.

Целью второго этапа экспериментальной программы EAGLE (EAGLE-2) являлось исследование фазы раннего выведения топлива (2-я фаза аварии) и начального этапа фазы перемещения материалов по направляющей трубе регулирующего стержня.

Задачей первого эксперимента второго WF2 (**W**all **F**ailure) этапа программы являлось исследование возможности проплавления расплавом ТВС двойной стенки, охлаждаемой натрием и имитирующей стенки чехла ТВС и направляющей трубы регулирующего стержня. Конструкция экспериментального устройства была разработана на базе конструкции устройства WF, использована ТВС массой 2 кг и около 1 кг натрия для охлаждения стальных стенок. Эксперимент WF2 проведен 29.10.2008. В результате была продемонстрирована возможность проплавления расплавом топлива и нержавеющей стали двойной стальной стенки, охлаждаемой натрием.

Задачей второго эксперимента SFD (**S**hort **F**AIDUS **D**emonstration), проведенного 12.11.2009 г., являлось моделирование ситуации, возникающей на начальной стадии развития тяжелой аварии в реакторе на быстрых нейтронах с конструкцией ТВС типа FAIDUS (Fuel Assembly with Inner DUct Structure), которая содержит внутреннюю трубу для контролируемого перемещения расплава. Результаты эксперимента впервые продемонстрировали принципиальную возможность раннего вывода части расплава топлива из активной зоны реактора на быстрых нейтронах вверх по внутренней трубе, заполненной жидким натрием.

Одним из основных вопросов, рассматриваемых в рамках изучения фазы перемещения материалов являлось исследование в рамках экспериментов ID-3 и ID-4 процессов теплообмена на границах расплава материалов активной зоны реактора, а именно, определение тепловых параметров взаимодействия смеси расплавленной стали и нерасплавленных топливных таблеток со стальной стенкой, охлаждаемой натрием.

Объектом исследований являлась следующая стадия развития тяжелой аварии, в процессе которой в оставшемся объеме топлива реализуется остаточное тепловыделение, при этом в активной зоне образуется смесь расплава конструкционных материалов и нерасплавленных топливных таблеток. Тепловые параметры взаимодействия этой смеси со стенкой направляющей трубы регулирующего стержня определяют фазовое состояние топлива на момент проплавления стенки. Высокий тепловой поток на стенку

трубы может вызвать ее раннее разрушение, при этом расплав стали будет слит из активной зоны, а нерасплавленные топливные таблетки останутся в ее объеме. Такая ситуация будет соответствовать вводу положительной реактивности в аварийный реактор.

Эксперимент ID-3 (Integral Demonstration) проведен на реакторе ИГР 14.12.2011 г. В результате испытаний впервые в условиях внутриреакторного эксперимента был определен тепловой поток от смеси расплавленной стали и нерасплавленных топливных таблеток к стальной трубе, охлаждаемой натрием.

Целью эксперимента ID-4, проведенного 31.05.2012 г., являлось повторение эксперимента ID-3 для получения статистически обусловленного набора экспериментальных данных, необходимых для определения теплового потока от смеси расплава стали и нерасплавленных топливных таблеток к стальной стенке, охлаждаемой натрием. В результате эксперимента ID-4 получены данные хорошо согласующиеся с результатами эксперимента ID-3. Эксперимент являлся заключительным этапом в серии внутриреакторных испытаний, реализованных в рамках второго этапа экспериментальной программы EAGLE.

Основной задачей, которая решалась в рамках внутриреакторного эксперимента ID-5, который был проведен 27.09.2018 г. являлось получение данных, необходимых для исследования влияния расходозадающего устройства потока натрия, установленного в имитаторе направляющей трубы стержня регулирования, на параметры течения расплавленных материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах.

Актуальность данной проблемы обусловлена необходимостью получения однозначного ответа о возможности выведения расплава топлива из активной зоны в безопасные области внутри корпуса реактора с учетом конструктивных особенностей активной зоны. В частности, необходима экспериментальная проверка обеспечения такой возможности при наличии расходозадающего устройства в каналах циркуляции теплоносителя, которое может препятствовать процессу перемещения расплава.

В результате эксперимента ID-5 получены данные по масштабам разрушения расплавленными материалами активной зоны модели направляющей трубы стержня СУЗ и распределению топлива в объеме экспериментального устройства. Исследовано влияние расходозадающего устройства потока натрия на параметры перемещения расплава по направляющей трубе стержня СУЗ.

Эксперимент ID-6, который предназначен для изучения процесса охлаждения расплава материалов активной зоны, находящегося в условиях ограниченного количества теплоносителя и остаточного энерговыделения проведен 29.12.2020 года. Данный процесс имеет место в (заключительной) четвертой фазе развития аварийной ситуации в реакторе на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем – фазе охлаждения. Полученные экспериментальные данные необходимы для оценки эффективности охлаждения расплава материалов активной зоны в условиях остаточного

энерговыделения с уменьшением массы теплоносителя в реакторной полости и возможной последующей подачей теплоносителя в эту полость.

В данный момент осуществляется подготовка эксперимента ID-7, который будет выполнен для определения условий, при которых возможно перемещение расплава материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах по направляющим трубам стержней регулирования СУЗ. Получение экспериментальных данных, необходимых для исследования влияния имитатора демпфера стержня регулирования СУЗ на параметры течения по его направляющей трубе расплавленных материалов модельной ТВС. Планируемая дата проведения эксперимента – начало 2022 года.

Таким образом, исследовательский реактор ИГР демонстрирует уникальные характеристики (время, флюенс нейтронов) для моделирования динамических испытаний модельных твэлов любых реакторов в критических параметрах их работы, а также моделирования тяжелых аварий в довольно широком диапазоне указанных характеристик.

Именно поэтому, в настоящее время осуществляется подготовка к проведению новых экспериментов. В частности, в рамках программы SAIGA с французским комиссариатом по атомной энергии планируется эксперимент по исследованию процесса развития тяжелой аварии с плавлением ТВС реактора на быстрых нейтронах [45, 55]. На подготовительном этапе программы подтверждена возможность реализации заданных параметров испытаний, разработано экспериментальное устройство с ТВС, содержащей 32 модельных твэла, и контур циркуляции натрия, который будет обеспечивать прокачку теплоносителя через ТВС в процессе реакторных испытаний.

Совместно с АО «НИКИЭТ им. Доллежаля» с 2021 года осуществляются испытания нового смешанного нитридного уран-плутониевого топлива реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300 в условиях переходных и аварийных режимов работы.

Таким образом, ИГР, благодаря своим техническим характеристикам, остается уникальным и востребованным инструментом для проведения широкого спектра исследований в поддержку безопасности атомной энергетики. Реализация каждой экспериментальной программы повышает уровень компетенции исследовательского персонала, расширяет методическую и техническую базу испытаний, создает основу для постановки и достижения новых, более глобальных целей, расширения международного сотрудничества в сфере исследования тяжелых аварий.

1.3.2 Методология проведения реакторных испытаний на ИГР

Методология подготовки и проведения реакторных испытаний на ИГР, задачей которых является реализовать заданное энерговыделение в топливе облучательного устройства и обеспечить контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора в различных направлениях, состоит из реализации последовательных этапов, представленных на рисунке 11.

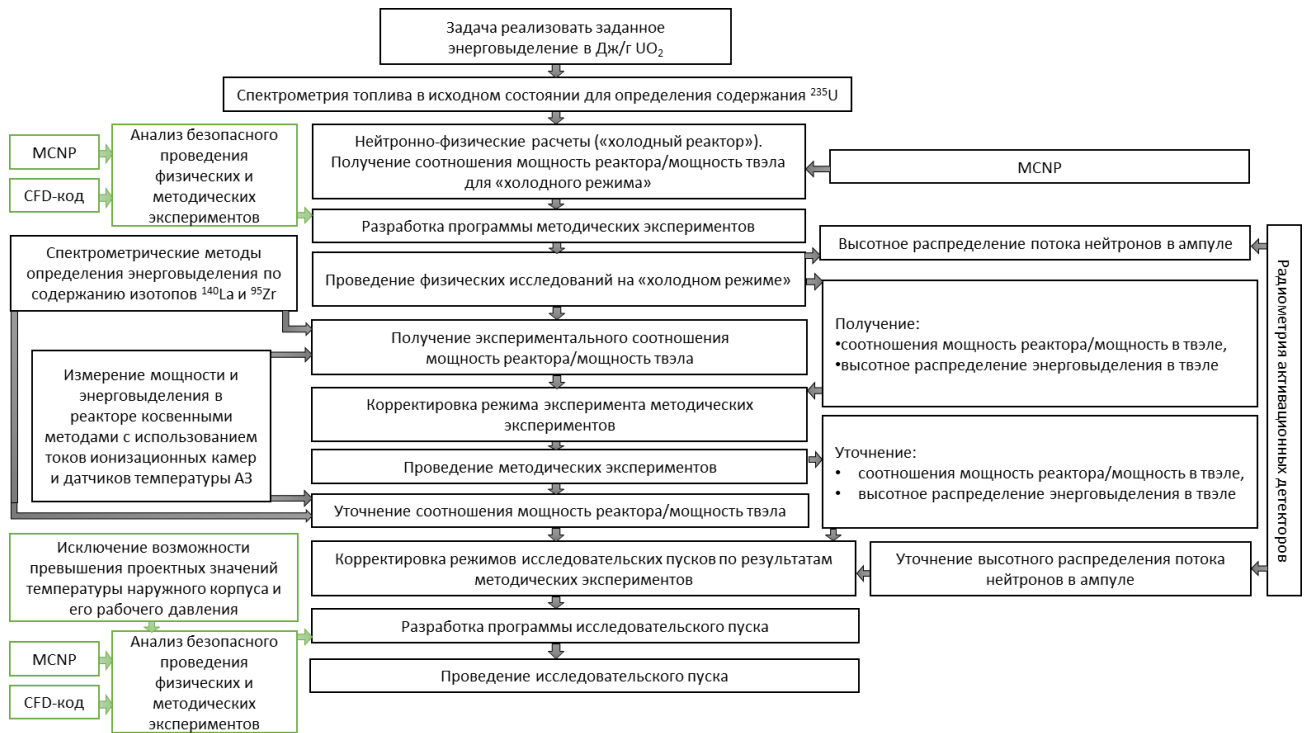


Рисунок 11 – Этапы подготовки к проведению облучательных экспериментов с твэлами и ТВС на исследовательском реакторе ИГР

Разработанные и адаптированные к условиям импульсных экспериментов методики позволяют обеспечивать качественное определение необходимых параметров испытаний в ИГР. Этапы подготовки к проведению эксперимента:

1. На первом этапе подготовки к облучательным экспериментам проводится ряд предварительных нейтронно-физических расчетов с целью обоснования конструкции облучательного устройства и получения соотношения мощности реактора к мощности твэла или ТВС. Обогащение, используемое для расчетов, задается строго по протоколу после проведения спектрометрических измерений топлива, предназначенного для испытаний в реакторе. Нейтронно-физические расчеты выполняются на пространственно-распределенной модели реактора ИГР, описывающая динамику мощности в зависимости от таких управляющих факторов, как неравномерный разогрев активной зоны и перемещение управляющих стержней. Данная методика моделирования динамики мощности в экспериментальной ТВС разработана и описана в работе [56];

2. После этапа расчетного определения соотношения мощностей (реактор ИГР – ядерное топливо облучательного устройства) и согласования предварительной конструкции облучательного устройства, разрабатывается программа методических экспериментов, после которой изготавливается физический макет устройства. Физический макет предназначен для экспериментального подтверждения соотношения мощностей между ядерным топливом в устройстве и реактором и представляет собой имитацию «делового» облучательного устройства. Он оснащается различными средствами измерений параметров эксперимента и содержит модельный твэл или ТВС с таким же

количеством топлива и конструкционных материалов по массе, как и в планируемом полноценном эксперименте. Физические исследования проводятся в центральном экспериментальном канале реактора ИГР. В процессе проведения физических исследований также экспериментально определяется и высотное распределение энерговыделения в твэле или ТВС;

3. После проведения физических исследований осуществляются спектрометрические исследования методом определения энерговыделения в топливе облучательного устройства по содержанию ^{140}La и ^{95}Zr [57]. Наряду с этим, косвенными методами измеряется мощность, реализуемая в реакторе, с помощью данных, полученных в ионизационных камерах и показаний датчиков температур, установленных в активной зоне реактора. Результатом данной работы является ряд параметров необходимых для подтверждения или корректировки полученного ранее соотношения мощности реактора к твэлу или ТВС в облучательном устройстве;

4. Для определения высотного распределения потока тепловых нейтронов в облучательном устройстве проводится дополнительный облучательный пуск реактора с проволочными медными детекторами [58];

5. Далее для окончательного выбора режима испытаний облучательного устройства проводятся методические испытания. Методические испытания весьма разнообразны и подбираются исходя из первоначальных целей эксперимента. Методика [59] основана на применении в уравнениях теплового баланса значений температур, определенных в процессе эксперимента всех конструктивных элементов облучательного устройства. С ее помощью достаточно точно можно определить и скорректировать соотношение мощностей между топливом облучательного устройства и реактором. А с помощью методических основ, предложенных авторами [60], можно определить положение облучательного устройства в центральном экспериментальном канале реактора ИГР, а также массу топлива (или расплава) в той или иной области экспериментального канала по параметрам поля тепловых нейтронов [61].

Все проводимые испытания, будь это физический, методический или исследовательский эксперимент, сопровождаются расчетным обоснованием условий их безопасного проведения.

Все представленные методики гарантируют качественную реализацию и обеспечение заданных параметров испытаний в ИГР, отражение их результатов. Однако, все представленные этапы (рисунок 11) направлены на задачу «Реализовать заданное энерговыделение в Дж/г UO_2 », которая на протяжении последних 20-ти лет была главенствующей при проведении испытаний на импульсном реакторе ИГР.

С ростом сложности и представительности испытаний в ИГР возникают все новые требования к их методическому обеспечению.

Со стороны разработчиков новых типов топлива предъявляются требования к полной детализации процессов, происходящих на всех этапах развития тяжелой аварии с плавлением активной зоны, их расчетному

прогнозированию и обеспечению условий для точной реализации заданных параметров не только в заключительной, но и во всех промежуточных стадиях эксперимента [45, 46, 47].

Реакторным испытаниям выставляются требования необходимости воссоздания профиля энерговыделения в ТВС в условиях реальной эксплуатации в энергетическом реакторе или требования по обеспечению максимально равномерного профиля объемного энерговыделения в заданном объеме топлива. Однако, спектр и форма нейтронного поля исследовательского реактора ИГР сами по себе сильно зависят от положения регулирующих стержней, конфигурации и материального состава облучательного устройства и т.д. Таким образом, необходимо проведение вспомогательных исследований на стадии проектирования облучательного устройства с ТВЭлами для обеспечения требуемого объемного распределения энерговыделения в объекте испытаний. В диссертационной работе предложены методические подходы и технические решения, позволяющие обеспечивать требуемый профиль аксиального и радиального распределения энерговыделения в модельных ТВС.

Также, зачастую завершающим этапом реакторных экспериментов на ИГР является разрушение ТВЭлов, ТВС и плавление топливных таблеток. На реакторе ИГР проводились эксперименты как с облученным, так и со «свежим» керамическим топливом. «Свежее» керамическое топливо в своих порах содержит примесные газы, в связи с особенностями его производства. В облученном топливе к примесным газам добавляются и газообразные продукты деления, скапливаемые под оболочкой ТВЭла и газосборниках ТВЭлов. Их количество зависит от периода облучения ТВЭлов в реакторе. Таким образом, в проектной разработке облучательного устройства и при проведении анализа безопасного проведения эксперимента, в целях исключения возможности превышения проектных значений рабочего давления корпуса облучательного устройства, необходимо учитывать вклад примесных газов и газообразных продуктов деления в общее давление. В ранних проводимых экспериментах данный вклад не учитывался. В диссертационной работе представлена предложена и экспериментально опробована в условиях реакторных экспериментов методика оценки количества примесных газов в керамическом ядерном топливе с точки зрения их возможного влияния на параметры реакторных экспериментов, моделирующих тяжелую аварию с плавлением активной зоны.

Как было сказано ранее, испытания в ИГР были направлены на моделирование условий образования и контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора и изучение сопутствующих процессов. В процессе расчетного обоснования таких испытаний применяется консервативный подход: допускается применение расчетных моделей, не учитывающих динамику движения жидкостей и газов. Для более детального исследования процессов, сопровождающих начальную фазу тяжелой аварии с расплавлением активной зоны разработаны методические подходы проведения теплогидравлических расчетов, позволяющие с высокой точностью обеспечить

прогнозирование заданных параметров испытаний топлива в реакторе ИГР. Данная методика основана на проведении расчетного моделирования с помощью CFD-кода и необходима для качественного определения диаграммы эксперимента и детального описания процессов, происходящие на каждой стадии эксперимента.

На рисунке 12 представлена усовершенствованная методология проведения облучательных экспериментов на реакторе ИГР.

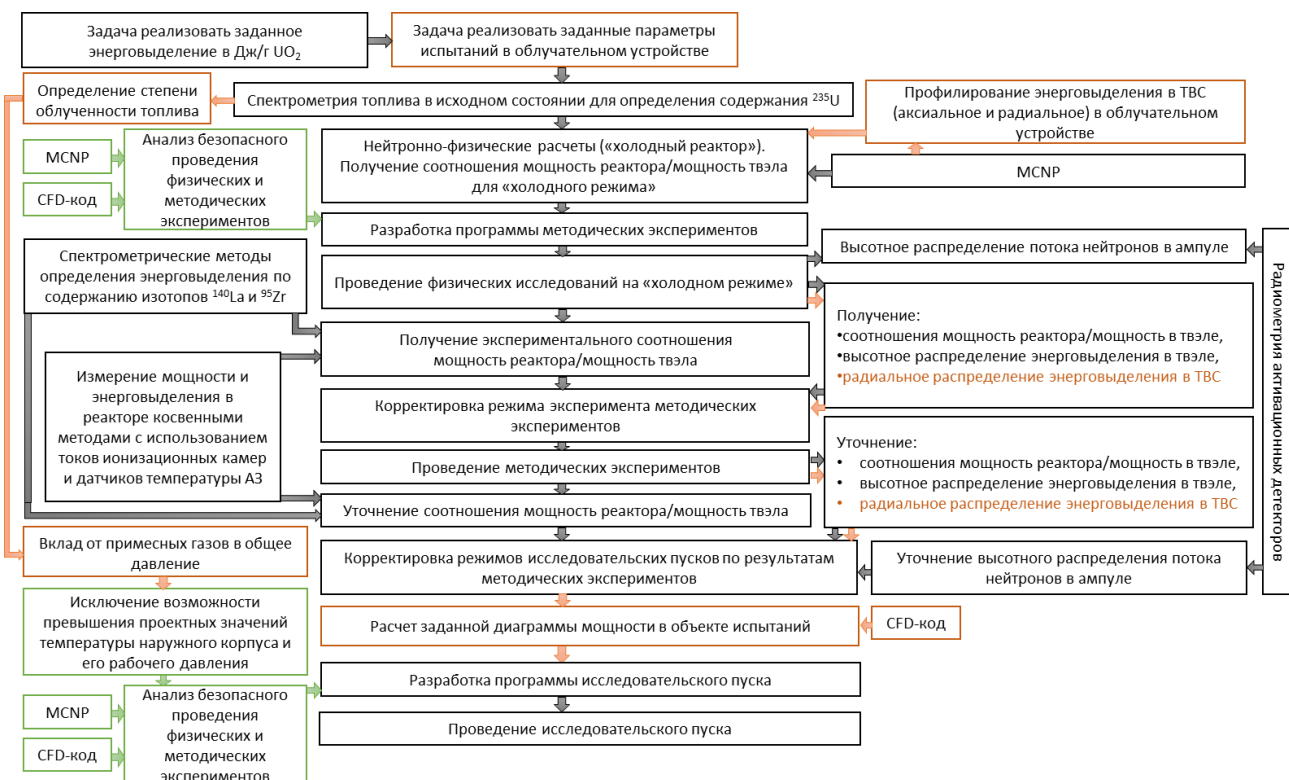


Рисунок 12 – Этапы подготовки к проведению облучательных экспериментов с твэлами и ТВС на исследовательском реакторе ИГР с использованием усовершенствованных методических подходов

В настоящей диссертационной работе предлагается усовершенствованная процедура и схема подготовки реакторных экспериментов с целью повышения качества реализации заданных параметров и прогнозирования результатов испытаний топлива в условиях исследовательского реактора ИГР.

1.4 Выводы по разделу

Технические характеристики импульсного графитового реактора (ИГР) обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, что обеспечивает широкие экспериментальные возможности и условия испытаний объектов ядерной техники при различных проектных и запроектных авариях.

Существующая методология при подготовке и проведения реакторных испытаний на ИГР направлена на реализацию заданного энерговыделения в

топливе облучательного устройства и контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора. С ростом сложности и представительности испытаний в ИГР возникли новые требования к их методическому обеспечению, что обуславливает необходимость выработки новых методических подходов к подготовке и проведению экспериментов и дополнения имеющейся методологии проведения реакторных испытаний на ИГР.

К требованиям для новых испытаний на ИГР относится необходимость воссоздания профиля энерговыделения ТВС в условиях реальной эксплуатации в энергетическом реакторе, повышение точности обеспечения заданных параметров испытаний топлива в реакторе ИГР на всех этапах эксперимента, доработка методических подходов к проведению анализа безопасного проведения эксперимента в целях исключения возможности превышения проектных значений рабочего давления корпуса облучательного устройства.

Предлагаемые в диссертационной работе методы усовершенствования процедуры и схемы подготовки реакторных экспериментов повысят качество реализации заданных параметров и прогнозирования результатов испытаний топлива в условиях исследовательского реактора ИГР и будут использоваться при подготовке и реализации широкого спектра экспериментальных программ, связанных с испытаниями реакторного топлива в исследовательских реакторах.

2 РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАДАННОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ОБЪЕКТАХ ИСПЫТАНИЙ НА РЕАКТОРЕ ИГР

В главе представлены подходы и технические решения подготовки испытаний в импульсном графитовом реакторе (ИГР), направленные на обеспечение заданного аксиального и радиального распределения энерговыделения в модельных твэлах и тепловыделяющих сборках (ТВС), а также примеры их реализации. Рассмотрена процедура расчетного обоснования решений, обеспечивающих заданное объемное распределение энерговыделения в объекте испытаний. Реализация указанной процедуры и принятие соответствующих технических решений позволили обеспечить заданный профиль аксиального и радиального распределения энерговыделения в модельной ТВС на стадии проектирования облучательного устройства. Также получено экспериментальное подтверждение обеспечения заданного аксиального профиля энерговыделения в экспериментальном устройстве.

Результаты данных исследований опубликованы в журналах рекомендованных КОКСОН [62, 63], в журнале, входящем в рецензируемую базу Scopus [64], в официальном бюллетене РГП НИИС МЮ РК [65].

2.1 Проблема профилирования энерговыделения в ТВС при подготовке испытаний в ИГР

Важной задачей при проведении испытаний модельных твэлов и ТВС в реакторе ИГР является реализация заданного энерговыделения. Решение данной задачи должно обеспечивать как требуемый по условиям испытаний уровень, так и профиль энерговыделения в каждом объеме испытываемой конструкции.

Уровень энерговыделения испытываемых твэлов и ТВС при облучении в ИГР зависит от параметров нейтронного поля в экспериментальном канале и размерно-материальных характеристик облучательного устройства с твэлами. Спектр и форма нейтронного поля реактора сами по себе сильно зависят от целого ряда факторов: температуры активной зоны, положения регулирующих стержней, конфигурации и материального состава облучательного устройства. В этой связи до реализации активной фазы испытаний проводится целый комплекс вспомогательных исследований: расчетных и экспериментальных, направленных на определение коэффициента связи между энергетическими параметрами испытываемого объекта и реактора, и характера его изменения в ходе реакторного эксперимента [66, 67, 68]. По результатам вспомогательных исследований определяется и отрабатывается диаграмма мощности реактора, обеспечивающая заданный характер изменения мощности объекта испытаний и интегральное энерговыделение в топливе. При этом, еще на стадии проектирования облучательного устройства с твэлами, должны быть реализованы решения, обеспечивающие требуемое объемное распределение энерговыделения в объекте испытаний.

Требования к распределению энерговыделения в твэлах и ТВС определяются исходя из задач испытаний. Это может быть, например, необходимость воссоздания профиля энерговыделения ТВС в условиях реальной эксплуатации в энергетическом реакторе. Или обеспечение локальных всплесков энерговыделения в некоторых объемах для моделирования переходных и аварийных процессов. В некоторых случаях заказчиком испытаний выставляются требования по обеспечению максимально равномерного профиля объемного энерговыделения в заданном объеме топлива, например, для обеспечения одномоментного расплавления данного объема и т.д. При этом качество и обоснованность предпринимаемых технических решений по обеспечению заданного энерговыделения во многом определяет степень достижения цели проводимых испытаний и ценность их результатов.

Таким образом необходимы технические решения для обеспечения заданного профиля энерговыделения в модельных твэлах и тепловыделяющих сборках.

2.1.1 Аксиальный профиль энерговыделения

Аксиальное распределение потока нейтронов в пустом ЦЭК ИГР имеет форму, представленную на рисунке 13. Максимум потока соответствует центру активной зоны реактора (отметка «66,5 см»). Однако относительно центра активной зоны поток не абсолютно симметричен. Это обусловлено тем, что выше и ниже активной зоны размещено разное количество отражателя. Также на форму распределения потока нейтронов в ЦЭК влияет положение стержней регулирования.

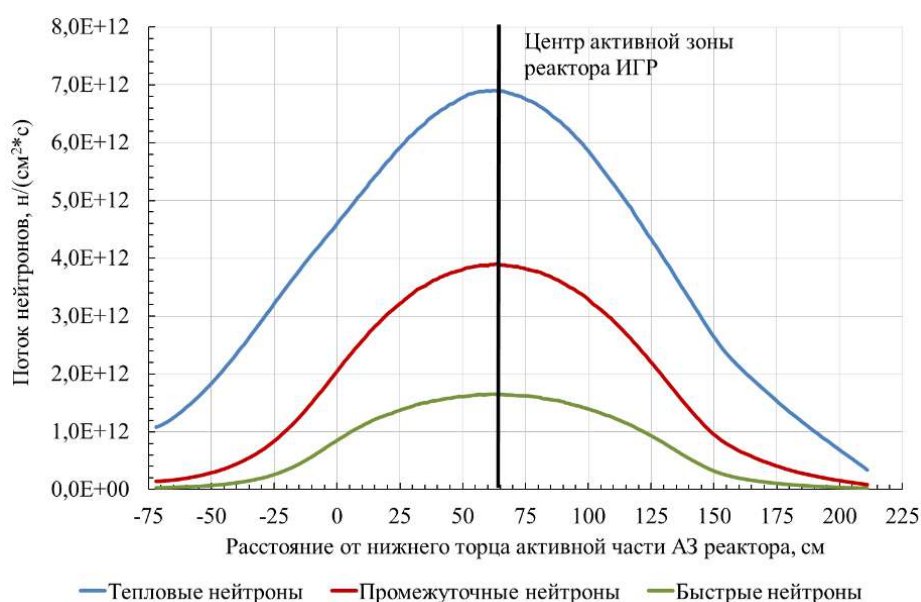


Рисунок 13 – Параметры нейтронного поля в пустом ЦЭК (мощность ИГР – 1 МВт)

Из-за достаточно малых размеров активной зоны любой объект, помещенный в ЦЭЖ, существенно влияет на конфигурацию нейтронного поля. В случае достаточно однородной по высоте конструкции облучательного устройства с твэлом или ТВС, которые заполнены топливными таблетками с одинаковым содержанием U^{235} , аксиальный профиль энерговыделения в топливных элементах будет, в целом, соответствовать профилю нейтронного поля в пустом ЦЭЖ (рисунок 14).

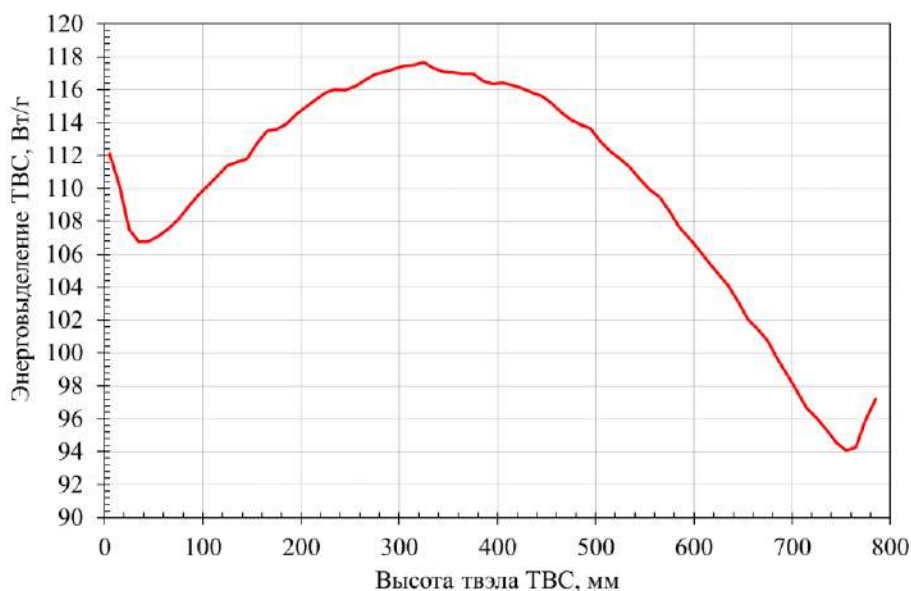


Рисунок 14 – Аксиальный профиль энерговыделения в твэле облучательного устройства с однородной по высоте конструкцией

С учетом вышесказанного, в случае необходимости обеспечения распределения энерговыделения в твэлах, подчиняющегося зависимости $y=k\cos x$, его регулирование может осуществляться посредством определения оптимального высотного уровня размещения ТВС относительно центра активной зоны.

При этом на торцах твэлов будут наблюдаться всплески энерговыделения, обусловленные повышенным, по сравнению с другими областями, потоком нейтронов (рисунок 14). Нейтроны, поступающие в модельную ТВС, установленную в ЦЭЖ, со стороны активной зоны ИГР поглощаются U^{235} , содержащимся в топливе ТВС. Чем выше содержание U^{235} в данном объеме ТВС, тем больше нейтронов ИГР поглощает этот объем. В таблетках, расположенных в районе торцов твэлов, будет происходить поглощение нейтронов, поступающих как с боковой стороны, так и со стороны торцов твэлов. Соответственно, на торцах твэлов с относительно высоким содержанием U^{235} будет наблюдаться увеличение потока нейтронов, вызывающих ядерные реакции, и рост энерговыделения.

Похожая картина будет наблюдаться на стыках таблеток, обогащенных по U^{235} и таблеток с обедненным ураном. Такие таблетки, в которых доля U^{235}

составляет 0,27%, часто применяются в экспериментах для моделирования ТВС реакторов на быстрых нейтронах, содержащих бланкетные слои. Иногда для наименования таких слоев используется термин – зона воспроизводства.

2.1.2 Радиальный профиль энерговыделения

Радиальный профиль энерговыделения в ТВС при испытаниях в ИГР определяется, в первую очередь, конструкцией сборки. Так, если применяется однорядная симметричная компоновка твэлов с равномерным содержанием U^{235} в таблетках по всему объему ТВС и однородной симметричной конструкцией облучательного устройства, значение энерговыделения в объемах разных твэлов на одном и том же высотном уровне будет фактически одинаковым. В случае использования несимметричной компоновки твэлов и достаточно близкого расположения твэлов друг к другу в однорядной ТВС нейтронное поле в районе каждого конкретного твэла будет подвергаться неоднородному искажению, зависящему от расположения соседних твэлов, выступающих в данном случае в качестве поглотителей нейтронов, генерируемых активной зоной ИГР. Несимметричная однорядная компоновка твэлов в ТВС является наименее привлекательным вариантом при проведении испытаний и в практике внутриреакторных экспериментов, как правило, не применяется, в том числе, и по указанной причине. Тем не менее, данный эффект может быть, при необходимости, использован, например, в качестве варианта намеренного установления в конкретной группе твэлов одного ряда более высоких или, наоборот, низких по отношению к другим твэлам значений энерговыделения.

В случае использования в экспериментах многорядной компоновки ТВС, помимо описанного выше взаимного влияния друг на друга твэлов одного ряда, будет возникать эффект «затенения» твэлов внутренних рядов твэлами, размещенными в наружных рядах. Т.е. поток нейтронов со стороны ИГР на твэлы внутренних рядов будет ниже, чем на твэлы внешних рядов. Соответственно в сборке с равномерным содержанием U^{235} энерговыделение во внешних рядах будет больше, чем во внутренних.

2.2 Примеры решения задачи обеспечения заданного профиля энерговыделения в ТВС

Обеспечение заданного аксиального профиля энерговыделения, может быть реализовано посредством [64]:

1. Обеспечения переменного содержания U^{235} по высоте топливного стержня;
2. Конструкционные решения, направленные на регулирование объема поглощающего материала по высоте объекта испытания (недостаток – может привести к дефициту нейтронов) [69, 70];
3. Установление оптимального высотного местоположения ТВС в ЦЭК ИГР с помощью регулирующего устройства [65].

Данные способы могут применяться как по отдельности, так и дополнять друг друга.

2.2.1 Объект исследования и условия испытаний

В качестве объекта исследований выбрана гетерогенная ТВС реактора на быстрых нейтронах с треугольной решеткой твэлов. ТВС содержит 37 твэлов [71] (рисунок 15). По высоте топливный столб (таблетки) разбит на две зоны деления с обогащением 17 % по U^{235} и центральную зону воспроизводства с содержанием 0,27 % по U^{235} .

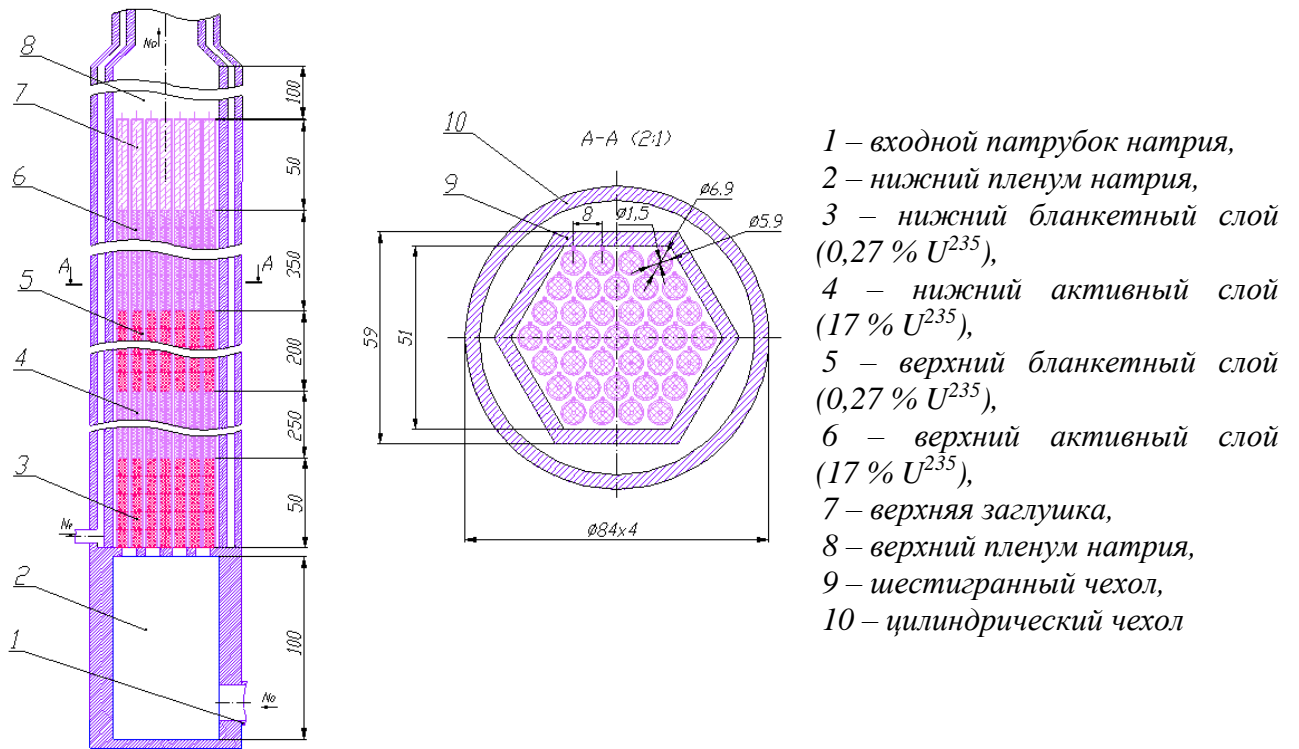


Рисунок 15 – Эскиз облучательного устройства

Данный выбор обусловлен тем, что применение гетерогенных по высоте ТВС, в которых использован принцип разделения топлива высокого обогащения на две зоны (верхнюю и нижнюю) слоев топлива с низким содержанием U^{235} , предназначенным для воспроизводства делящихся веществ, позволяет обеспечить отрицательный пустотный эффект реактивности в натрии [72]. Наличие в центре твэла зоны воспроизводства, которая в случае возникновения тяжелой аварии в быстром реакторе будет оставаться относительно холодной, повлияет на процесс расплавления и перераспределения топлива по объему активной зоны. Этот фактор может способствовать уменьшению возможности возникновения локальных масс расплава топлива высокого обогащения, а, следовательно, и снижению вероятности возникновения повторной критичности в аварийной активной зоне. В этой связи испытания данной ТВС в ИГР рассматриваются в качестве возможного направления исследований поведения гетерогенных сборок будущих реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в условиях развития тяжелой аварии [73].

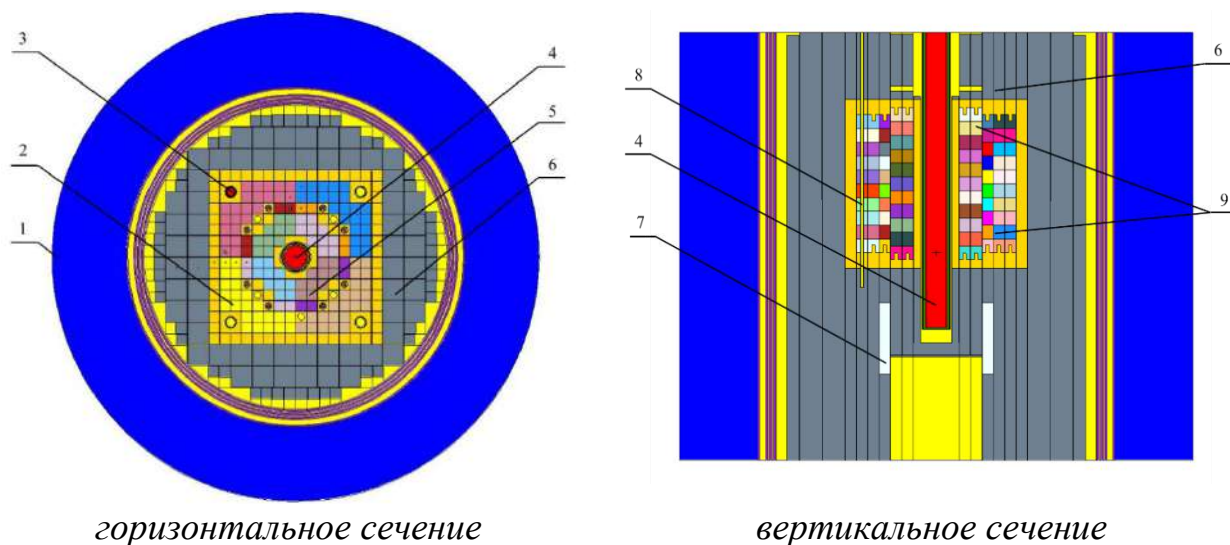
При проведении реакторных испытаний к распределению

энерговыделения в данной экспериментальной ТВС предъявляются ряд требований, соблюдение которых позволит обеспечить максимально полное соответствие условий испытаний реальным условиям возникновения и развития аварийной ситуации в рассматриваемом реакторе. А именно:

- 1) обеспечить среднее энерговыделение в верхней и нижней зонах деления на уровне 90,6 Вт/г(UO₂) и 74 Вт/г(UO₂) соответственно (соотношение между верхней и нижней зонами деления 1:0,817);
- 2) исключить возможность возникновения всплесков энерговыделения на торцах ТВЭЛОВ, которые могут привести к локальному перегреву топлива;
- 3) обеспечить равномерное радиальное распределение энерговыделения в ТВС.

2.2.2 Расчетная модель и допущения

Для проведения исследований использовалась подробная расчетная модель реактора ИГР (рисунок 16), зарегистрированная авторским свидетельством [74]. Расчетная модель реактора полностью соответствует реальной конструкции и учитывает неравномерность распределения концентрации урана в объеме активной зоны, перемещение стержней регулирования в ходе пуска, динамику работы реактора с учетом неравномерности нагрева отдельных частей кладки [63]. Активная зона, боковой, нижний, верхний и подвесной отражатели реактора ИГР моделируются блочной структурой.



- 1 – водяной бак; 2 – неподвижная часть кладки; 3 – БЭК; 4 – ЦЭК;
5 – подвижная часть кладки; 6 – отражатель; 7 – борная отсечка;
8 – стержень регулирования; 9 – топливные блоки

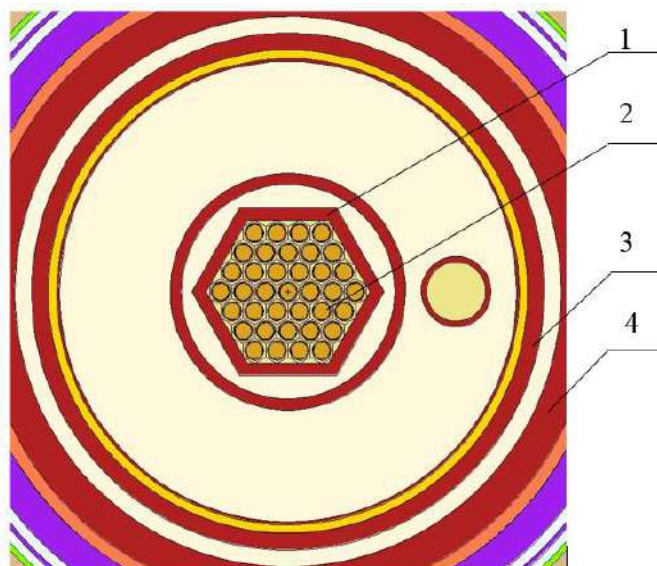
Рисунок 16 – Расчетная модель ИГР

Данная модель была объединена с моделью облучательного устройства, содержащего гетерогенную ТВС, разработанной с соблюдением всех размерно-материальных характеристик сборки и других конструктивных элементов.

На рисунке 17 представлено горизонтальное сечение объединенной

расчетной модели устройства, размещенного в ЦЭК реактора ИГР. Моделирование устройства осуществлялось с соблюдением основных размерно-материальных характеристик конструкции [62]. Топливные столбы ТВС смоделированы едиными стержнями без фасок и пазов.

Все расчеты выполнялись с помощью расчетного кода MCNP5 [75] с библиотекой ENDF/B-VII.



1 – шестигранный чехол, 2 – ТВС, 3 – корпус облучательного устройства, 4 – неподвижная ампула реактора ИГР

Рисунок 17 – Модель облучательного устройства в составе объединенной расчетной модели

2.2.3 Результаты исследований по обеспечению заданного аксиального профиля

Обеспечение заданного аксиального профиля энерговыделения было реализовано посредством поиска оптимального высотного местоположения ТВС в ЦЭК ИГР, обеспечивающего требуемый уровень и аксиальное распределение энерговыделения в зонах деления. По результатам проведенных расчетов установлено, что верхний торец топливного столба твэлов должен находиться на уровне, расположенном на 120 мм выше центра активной зоны реактора ИГР. В этом случае среднее энерговыделение в верхней и нижней зонах деления, в целом, соответствуют требуемому и составляет 90,6 Вт/г (UO_2) и 74 Вт/г (UO_2) соответственно (рисунок 18).

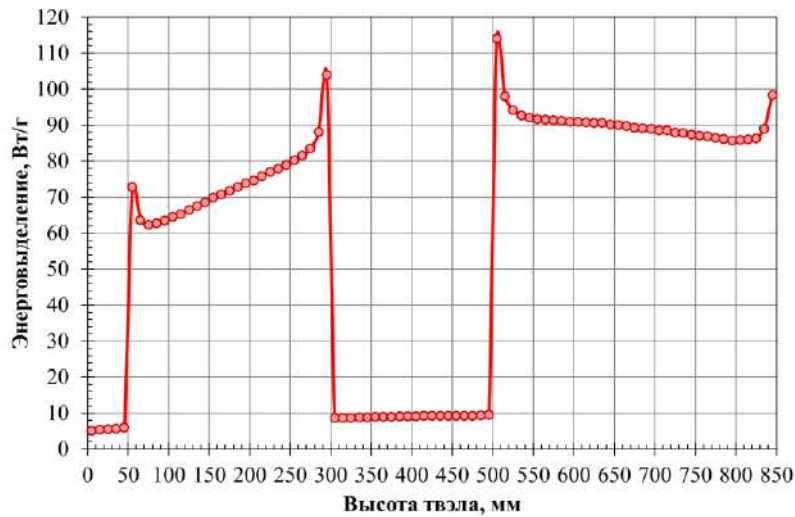
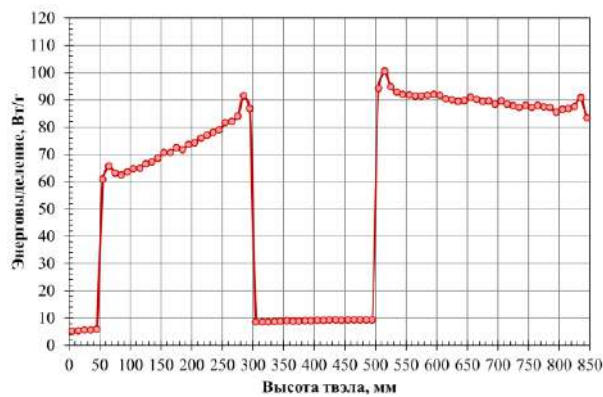


Рисунок 18 – Аксиальный профиль энерговыделения в ТВС

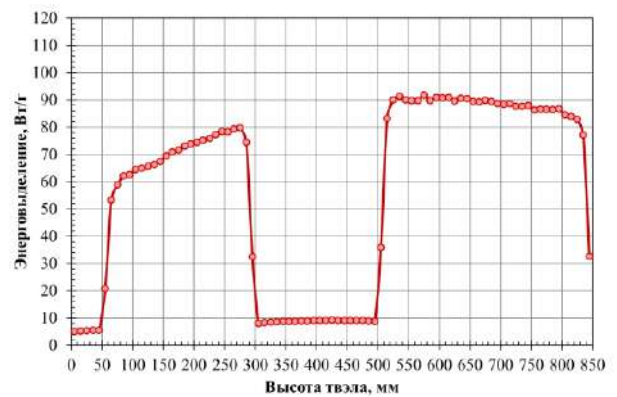
Тем не менее, на границах зон деления наблюдаются существенные всплески энерговыделения, обусловленные повышенным, по сравнению с другими областями ТВС, потоком нейтронов со стороны ИГР.

Вариантом решения проблемы сглаживания таких всплесков является установка дополнительных поглотителей нейтронов в виде стальных колец на соответствующих высотных отметках экспериментального устройства. Такой подход применялся при расчетном обосновании эксперимента с одиночным твэлом [76]. В рассматриваемом же случае, когда сечение ТВС занимает практически весь объем радиального сечения экспериментальной полости, установка дополнительных, достаточно массивных конструктивных элементов затруднительна с точки зрения отсутствия достаточного пространства.

В этой связи, для сглаживания данных пиков предложен способ, предполагающий использование в пограничных районах зон деления и воспроизводства таблеток с меньшим обогащением или таблеток, выполненных из уран-гадолиниевого топлива. Результаты реализации такого подхода продемонстрированы на графиках рисунка 19. Вариант 1 – на торцах зон деления установлены по одной таблетке с обогащением по U^{235} 8,25 % (рисунок 19а). Вариант 2 – на торцах зон деления установлены по одной таблетке с концентрацией Gd_2O_3 8 %, при этом обогащение топлива по U^{235} – 8,25 % (рисунок 19б).



б) вариант 1



в) вариант 2

Рисунок 19 – Высотное распределение энерговыведения в ТВС для двух исследованных вариантов

Как видно, данный подход является приемлемым как в случае использования в пограничных районах зон деления таблеток с меньшим обогащением, так и в случае применения таблеток с меньшим обогащением, выполненных из уран-гадолиниевого топлива. При этом применение топлива с выгорающим поглотителем является более предпочтительным и позволяет полностью нейтрализовать локальные всплески энерговыведения.

2.2.4 Результаты исследований по обеспечению заданного радиального профиля энерговыведения

Результаты расчета радиального профиля энерговыведения в ТВС в исходном варианте продемонстрировали существенный (в 2 – 2,5 раза) разброс по твэлам в радиальном направлении (рисунок 20).

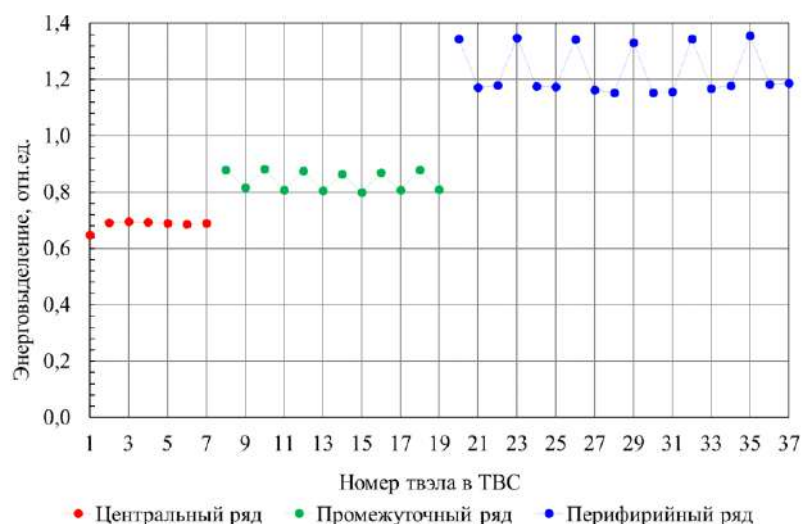
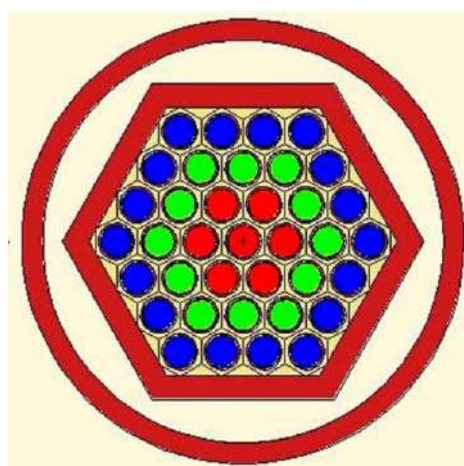


Рисунок 20 – Распределение энерговыведения в ТВС в исходном варианте (обогащение 17 % в зонах деления)

Наиболее рациональным вариантом решения проблемы обеспечения

равномерного радиального энерговыделения в ТВС является профилирование содержания U^{235} в твэлах, расположенных на разных концентрических окружностях или рядах ТВС. При этом содержание U^{235} в твэлах будет возрастать по мере их приближения к центральной вертикальной оси ТВС [71].

Для численной оценки степени неравномерности использовался коэффициент неравномерности относительного энерговыделения по рядам твэлов, который определялся по формуле (1):

$$K = \frac{W_{max}}{W_{ave}}, \quad (1)$$

где W_{max} – максимальное среднее энерговыделение в рядах твэлов, отн. ед.;

W_{ave} – среднее энерговыделение по рядам твэлов, отн. ед.

Коэффициент неравномерности (рисунок 20) составил $1,40 \pm 0,03$.

С целью снижения неравномерности распределения энерговыделения в ТВС в радиальном направлении был выполнен комплекс расчетов по выбору профилирования обогащения по рядам твэлов для снижения радиальной неравномерности энерговыделения в модельной ТВС (рисунок 15).

Удовлетворительный результат был достигнут с вариантом обогащения по рядам твэлов 17 %, 12,7 %, 8,6 % (рисунок 21). В данном случае коэффициент неравномерности составил $1,10 \pm 0,02$.

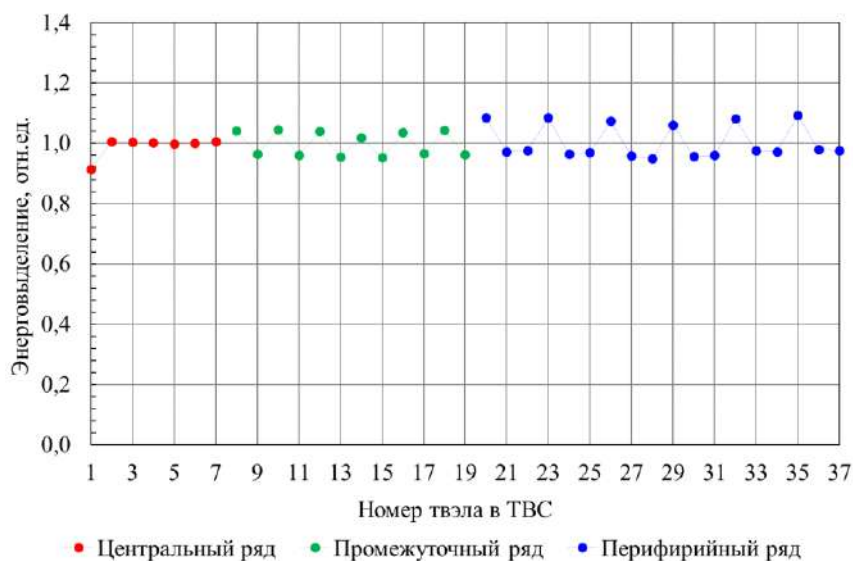


Рисунок 21 – Распределение энерговыделения в ТВС с обогащением в рядах твэлов 17 %, 12,7 % и 8,6 %

При данном распределении мощности в ТВС (рисунок 21) наблюдается отклонение от среднего значения в периферийном ряду. Для сглаживания распределения мощности в периферийном ряду был рассмотрен вариант со снижением обогащения в угловых твэлах до 8,25 % и одновременным увеличением обогащения остальных твэлов периферийного ряда до 8,94 %.

Результаты расчета данного варианта представлены на рисунке 22.

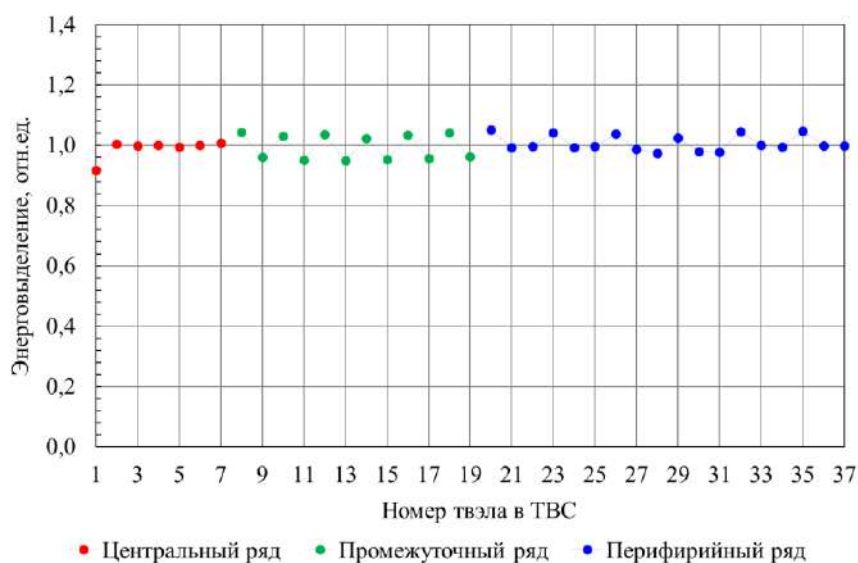


Рисунок 22 – Распределение мощности в ТВС с обогащением в рядах твэлов 17 %, 12,7 % и 8,94 % (в угловых твэлах периферийного ряда 8,25 %)

При данном распределении мощности в твэлах (рисунок 22) коэффициент радиальной неравномерности составил $1,05 \pm 0,02$.

Для данного варианта профилирования по обогащению, был определен коэффициент неравномерности для каждого твэла в нижней и верхней зонах деления по высоте твэлов, согласно формуле (1) (рисунок 23).



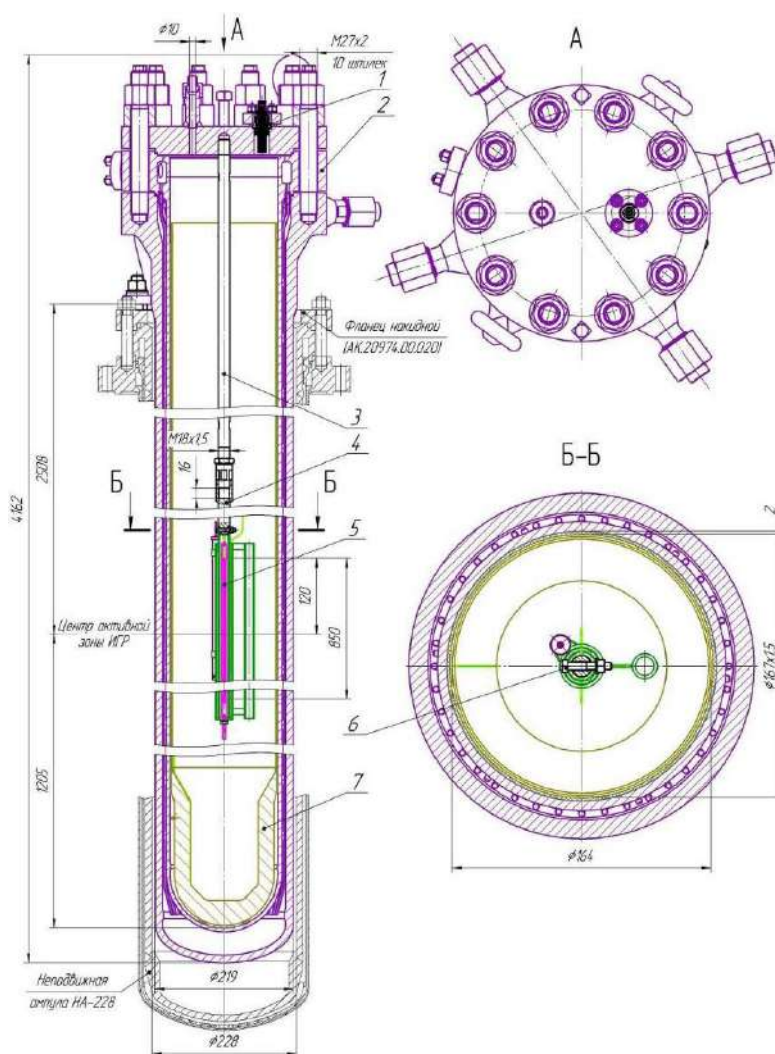
Рисунок 23 – Распределение мощности в нижней и верхней зонах деления по высоте твэлов с обогащением в рядах твэлов 17 %, 12,7 % и 8,94 % (в угловых твэлах периферийного ряда 8,25 %)

При данном распределении энерговыделения в твэлах (рисунок 23) коэффициент аксиальной неравномерности составил $1,08 \pm 0,02$.

2.3 Экспериментальное подтверждение обеспечения заданного аксиального профиля энерговыделения

2.3.1 Конструкция экспериментального устройства

Конструкция экспериментального устройства разрабатывалась на основании проведенных ранее расчетных исследований в обоснование возможности реализации запланированных режимов испытаний с выбранной конфигурацией [77]. В состав экспериментального устройства входили следующие основные элементы (рисунок 24): ампула (позиция 2), испытательная секция (позиция 5), ловушка (позиция 7).



1 – гермопроходник на 19 контактов; 2 – ампула; 3 и 4 – штанга;
5 – секция испытательная; 6 – болтовое соединение М5; 7 – ловушка

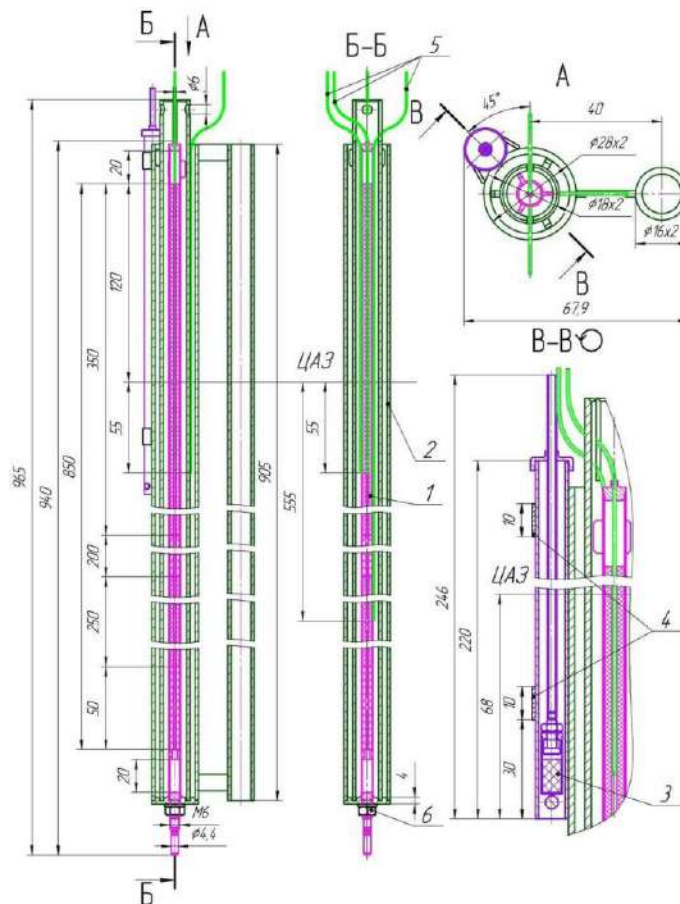
Рисунок 24 – Схема экспериментального устройства

Ампула является силовым барьером, предотвращающим все виды воздействия (тепловое, механическое и т.д.) со стороны экспериментального устройства на реактор ИГР.

Использование штанги (позиция 3 и 4) позволяет обеспечить требуемое высотное положение твэла в центральном экспериментальном канале исследовательского реактора и заданное распределение энерговыделения в твэле [65]. В результате достигается соответствие условий нагружения испытываемого твэла в экспериментальном канале исследовательского реактора фактическим условиям работы твэла ядерного реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем.

Основной элемент экспериментального устройства – испытательная секция (рисунок 25), которая включает твэл (позиция 1), корпус (позиция 2) и монитор (позиция 3).

Монитор (позиция 3, рисунок 25) служит для определения величины нейтронного потока. Монитором является топливная таблетка, которая помещается в специальную капсулу. Конструкция размещается в трубе с наружным диаметром 10 мм и толщиной стенки 1 мм. Труба крепится к стенке корпуса.



1 – твэл; 2 – корпус; 3 – монитор; 4 – скоба; 5 – терморара; 6 – гайка М6

Рисунок 25 – Схема испытательной секции экспериментального устройства

Основные детали и сборочные единицы испытательной секции экспериментального устройства представлены на рисунке 26.



а) детали твэла: оболочка (1), кольцо опорное (2), заглушка концевая (3)



б) корпус (1) в сборе с узлом установки монитора (2) и имитатором трубы натрия (3)

Рисунок 26 – Основные детали и сборочные единицы испытательной секции

2.3.2 Проведение физических исследований с экспериментальным устройством

Основной целью физических исследований с экспериментальным устройством являлось получение экспериментальных параметров для определения значений потока нейтронов по высоте твэла и соотношения между мощностью выделяемой исследовательским реактором ИГР и мощностью в твэле облучательного экспериментального устройства (для системы «экспериментальное устройство - реактор ИГР» в холодном состоянии).

Задачами таких исследований является:

- измерение потока нейтронов в районе твэла с помощью индикатора потока;
- измерение энерговыделения в топливных таблетках твэла и в мониторе;
- определение энерговыделения в активной зоне реактора ИГР.

Согласно программе испытаний экспериментального устройства, физические исследования проведены в рамках трех основных этапов:

- этапа внутриреакторного облучения испытательной секции экспериментального устройства;
- этапа спектрометрических измерений индикаторов, анализа результатов измерений;
- этапа гамма-спектрометрических измерений топлива, обработки и анализа результатов измерений.

Внутриреакторное облучение экспериментального устройства осуществлялось в соответствии с диаграммой мощности ИГР, представленной на рисунке 27.

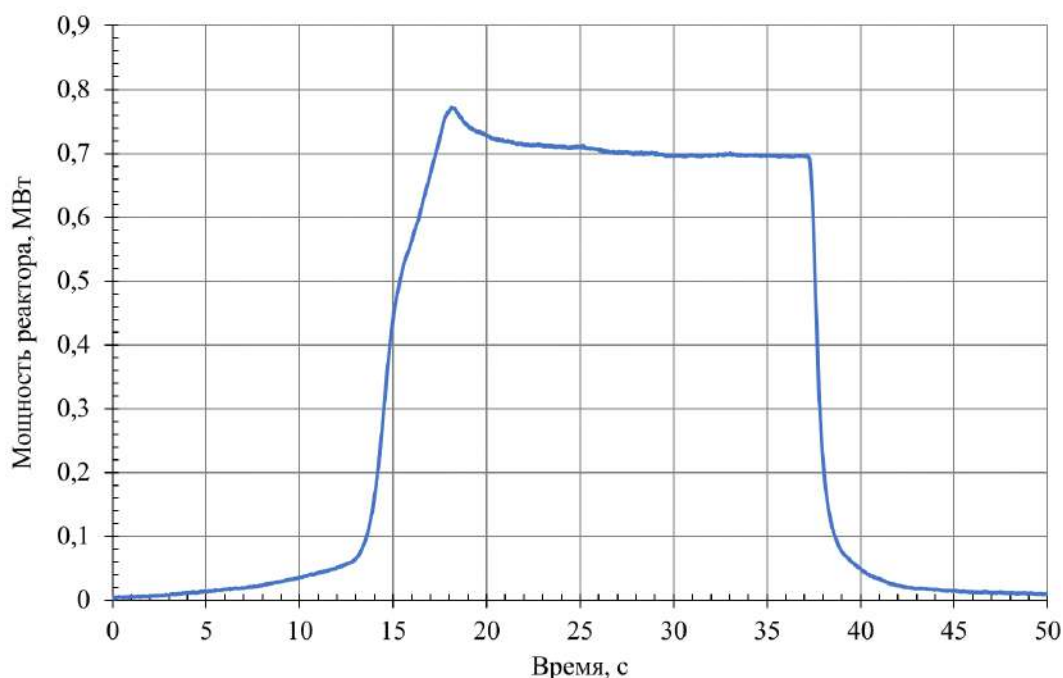


Рисунок 27 – Диаграмма изменения мощности ИГР в облучательном пуске

Этап гамма-спектрометрических измерений топлива, обработки и анализа результатов спектрометрических измерений включает в себя:

- извлечение твэла и монитора энерговыделения из корпуса экспериментального устройства, а также топливных таблеток из твэла устройства;
- гамма-спектрометрические исследования топливных таблеток и получение параметров необходимых для расчёта энерговыделения в топливных таблетках и мониторе;
- расчёт энерговыделения в топливных таблетках и мониторе;
- измерение мощности в исследовательском реакторе ИГР по данным с ионизационных камер реактора;
- расчет соотношений между мощностью, полученной в мониторе, в активной зоне реактора и в топливе твэла.

2.3.3 Результаты физических исследований

После облучения экспериментального устройства, при котором энерговыделение в активной зоне реактора ИГР составило 16,9 МДж, проведены спектрометрические измерения таблеток [78].

На рисунке 28 представлено распределение интегрального энерговыделения в топливных таблетках по высоте твэла для нижней и верхней зоны деления, полученное по результатам спектрометрических измерений и расчетным путем [62].

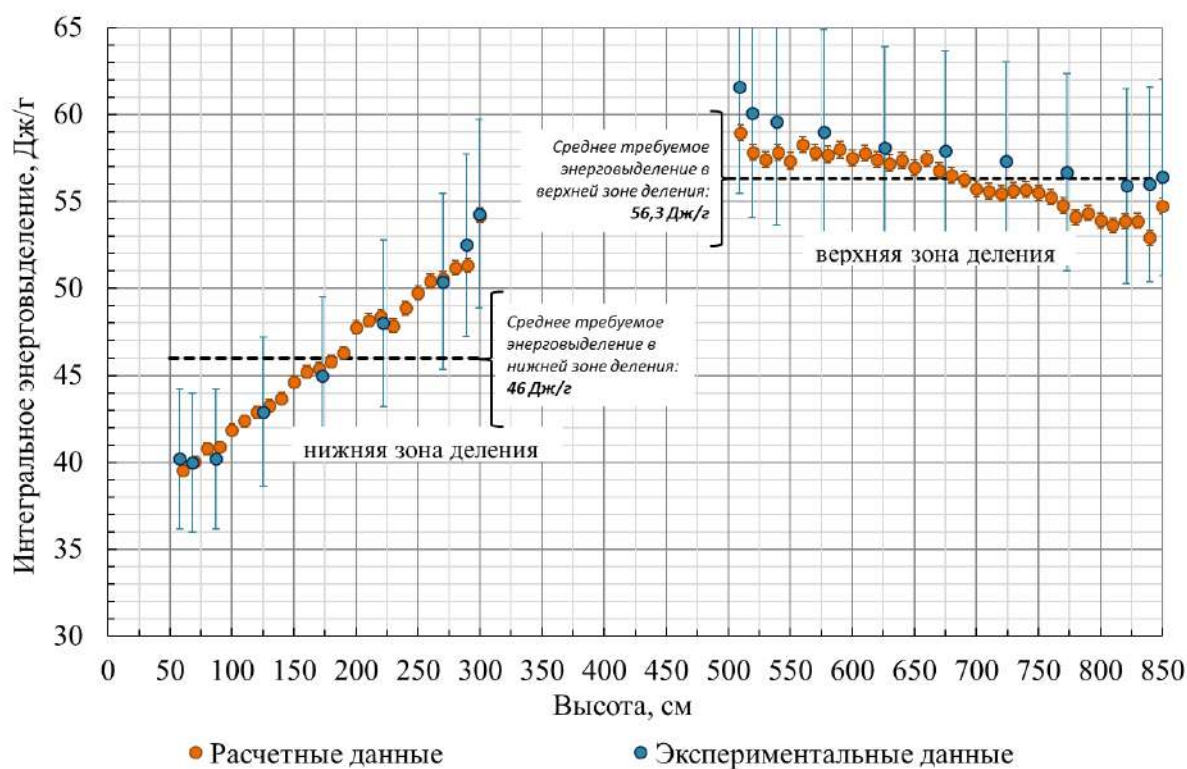


Рисунок 28 – Распределение интегрального энерговыделения по высоте ТВЭЛ для нижней и верхней зон деления

Средние значения интегрального энерговыделения в ТВЭЛ по зонам деления и в мониторе, полученные экспериментальным и расчетным путем, приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Результаты исследований

Зона ТВЭЛ	Ср. интегральное энерговыделение в UO_2 , Дж/г	
	расчет	эксперимент
Верхняя зона деления	$56,2 \pm 0,6$	$58,0 \pm 5,8$
Нижняя зона деления	$46,1 \pm 0,5$	$45,9 \pm 4,6$
Отношение среднего энерговыделения в верхней и нижней зонах деления	$1,22 \pm 0,03$	$1,26 \pm 0,28$

Для численной оценки степени неравномерности энерговыделения использовался коэффициент неравномерности относительного энерговыделения, который определялся на примере формулы (1).

В расчетных данных максимальный коэффициент неравномерности составил $1,00 \pm 0,03$, в экспериментальных – $1,04 \pm 0,28$.

По результатам проведенных физических исследований можно констатировать, что было достигнуто удовлетворительное совпадение расчетных и экспериментальных данных по распределению энерговыделения

по высоте твэла. Требуемое отношение среднего энерговыделения в верхней и нижней зонах деления было получено с достаточно высокой точностью. Подтверждена правильность выбранной конструкции устройства с гетерогенным твэлом и его местоположение в ЦЭК ИГР.

Вместе с тем, необходимо отметить, что, хотя достигается требуемое отношение среднего энерговыделения в зонах деления, но, в то же время, наблюдается существенная неравномерность энерговыделения по таблеткам внутри зон, особенно сильно она проявляется в верхней зоне деления. В этой связи, при подготовке испытаний с разрушением гетерогенного твэла необходимо принять во внимание данный факт и, при необходимости (если это будет обусловлено задачами испытаний), предпринять дополнительные меры по выравниванию профиля энерговыделения по высоте зон деления за счет применения таблеток с разным содержанием U^{235} или введения дополнительных поглотителей нейтронов.

2.4 Выводы по главе

1. Обеспечение заданного аксиального профиля энерговыделения, может быть реализовано посредством ряда мероприятий, включая обеспечение переменного содержания U^{235} по высоте топливного стержня, регулирование объема поглощающего материала по высоте объекта испытания, а также установление оптимального высотного местоположения ТВС в ЦЭК ИГР с помощью специального регулирующего устройства. Для сглаживания пиков предложен способ, предполагающий использование в пограничных районах зон деления и воспроизводства таблеток с меньшим обогащением или таблеток, выполненных из уран-гадолиниевого топлива (с выгорающим поглотителем нейтронов).

2. В результате проведенных расчетных исследований было обеспечено достижение среднего энерговыделения в ТВС по зонам с обогащенными таблетками на уровне $90,6 \text{ Вт/г } U^{235}$ для верхней зоны деления и $74 \text{ Вт/г } U^{235}$ – для нижней зоны деления. Максимальное отклонение в твэлах от заданного уровня составило $8 \pm 0,02 \%$ для верхней и нижней зон деления.

Максимальное отклонение в экспериментальных исследованиях для единичного твэла составило $4,00 \pm 0,28 \%$.

3. Решением проблемы обеспечения равномерного радиального энерговыделения в ТВС является профилирование содержания U^{235} в твэлах, расположенных на разных концентрических окружностях или рядах ТВС. В результате проведенных исследований, за счет использования топливных таблеток четырех различных уровней обогащения по U^{235} (17 %, 12,7 % и 8,94 % (в угловых твэлах периферийного ряда 8,25 %)) была обеспечена величина радиального коэффициента неравномерности энерговыделения в облучательном устройстве, равная $1,05 \pm 0,02$.

По результатам расчетно-экспериментальных исследований можно констатировать, что посредством реализации указанных мер достигается удовлетворительное качество обеспечения заданного энерговыделения в ТВС.

Повышение точности обеспечения заданного энергоснабжения возможно по реализуемому алгоритму, при этом, с учетом ожидаемых экономических затрат на дополнительное изготовление топлива нестандартного обогащения, и, соответственно, целесообразность дополнительных затрат для каждого конкретного эксперимента, исходя из требований заказчика.

Таким образом, представленные методические подходы и технические решения позволяют реализовывать с достаточной точностью требуемый профиль аксиального и радиального распределения энергоснабжения в модельных ТВС и, наряду с другими организационными и техническими мероприятиями, обеспечить высокое качество проведения экспериментальных исследований.

3 МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА ПРИМЕСНЫХ ГАЗОВ В КЕРАМИЧЕСКОМ ТОПЛИВЕ

В главе представлена и апробирована в условиях реакторных экспериментов методика оценки количества примесных газов в керамическом ядерном топливе с точки зрения их возможного влияния на параметры реакторных экспериментов, моделирующих тяжёлую аварию с плавлением активной зоны. Методика основана на измерении давления и температуры газа в замкнутой полости, в которой происходит плавление топлива. Полученная зависимость давления от энерговыделения в топливе позволяет прогнозировать параметры сложных экспериментов и снимает проблему определения количества примесных газов, вклад от которых в общее давление необходимо учитывать при проведении анализа безопасности эксперимента.

Результаты данных исследований опубликованы в журнале входящем в рецензируемую базу Scopus и Web of Science [79].

С 1983 года в реакторе ИГР проводятся исследования модельных ТВЭлов и ТВС энергетических реакторов в аварийных и переходных режимах. Условиям исследований отдельных явлений и процессов, сопровождающих разрушение тепловыделяющих элементов, в наибольшей мере отвечают внутриреакторные испытания ввиду их исходной параметричности, т.е. возможности исследования влияния на термомеханическое поведение ТВЭлов отдельных факторов или группы факторов в широком диапазоне испытаний. Отдельные режимы таких испытаний достаточно реалистично моделируют аварийные условия работы ядерных энергетических установок и, следовательно, позволяют получить интегральное представление о масштабах событий и явлений в активной зоне реактора.

При формировании методического подхода к испытаниям и разработке экспериментальных устройств значительное внимание уделяется вопросам безопасности.

Внутриреакторные испытания характеризуются критическим уровнем нагрузок на тепловыделяющие элементы, приводящие к разгерметизации оболочек ТВЭлов или к полному разрушению вплоть до плавления и испарения топлива. В случае реализации предельных по величине нагрузок облучательное устройство призвано полостью локализовать выделившиеся продукты деления и фрагменты элементов конструкции разрушенного ТВЭла.

Таким образом, оценка безопасности проведения внутриреакторных испытаний заключается в оценке устойчивости облучательного устройства к воздействию разрушающих факторов. К числу разрушающих факторов, воздействие которых на устройство оценивается при подготовке реакторных испытаний относятся:

– механические нагрузки на стенки облучательного устройства, вызванное повышением давления при разогреве теплоносителя, заполняющего устройство;

- механические нагрузки на стенки облучательного устройства, вызванное ударными воздействиями, формирующимися при обширном взаимодействии расплава материалов конструкции твэлов с теплоносителем;
- механические нагрузки на стенки облучательного устройства, вызванные выбросом газов, которыми заполнен модельный твэл.

Последний фактор зачастую не учитывался при проводимых испытаниях на ИГР, т.к., во-первых, анализ указанных механических нагрузок на основе ряда консервативных допущений позволяет определять максимально возможные статические давления и, как следствие, заведомо увеличивать толщину облучательного устройства в целях безопасности. Во-вторых, устройства с облученным топливом, эксперименты с которыми проводились на ИГР, размещали в себе не более двух твэлов, следовательно, вклад в общее давление, вызванное выбросом от газов заполняющим твэл, был минимален в сравнении с остальными механическими нагрузками.

Однако, в связи с тем, что на реакторе ИГР все больше проводятся испытания с большим количеством модельных твэлов, и с тем размеры защитных барьеров облучательного устройства влияет на количество «полезных» нейтронов для проведения эксперимента (толстостенное облучательное устройство способно поглощать большое количество нейтронов, а работа реактора ИГР ограничена температурным эффектом реактивности), появляется необходимость точного определения всех возможных разрушающих факторов, которые могут воздействовать на устройство с целью точного определения необходимой и достаточной конструкции его защитных барьеров.

3.1 Обзор методик определения газа под оболочкой твэла

Существует методика [80] основанная на непрерывном измерении давления в твэлах в процессе их облучения в исследовательском реакторе СМ-2. После облучения проводится обработка полученных результатов, определение параметров облучения и газовыделения. Облучение твэлов проводится в петле исследовательского реактора, заполненной водой. Модельный твэл напрямую соединяется с измерителями давления. До подсоединения к модельному твэлу измерителей давления, в нем измеряется свободный объем и проводится измерение свободного объема и калибровка измерителей.

Количество газа определяется для системы «твэл-измерители давления» по средней температуре в твэле. Данная температура определяется в следствие теплогидравлического расчета с учетом изменения плотности нейтронного потока по радиусу топливной таблетки. Однако, общая погрешность определения количества газа, вышедшего из твэла в процессе и его облучения, является функцией многих переменных. Авторы [80] утверждают, что она не превышает 10 %.

Данный способ является достаточно точным, однако предлагаемая конструкция и выдвигаемые требования к герметичности модельного твэла с подсоединенным к нему измерителями давления довольно сложны. К тому же

данная методика не учитывает то количество газов, которое может быть заключено в порах топливных таблеток, появившихся там в процессе его облучения.

Методика [81] основана на масс-спектрометрическом методе определения количественного и качественного состава газа под оболочками облученных и необлученных твэлов, а также измерения давления и свободного объема под оболочкой. Масс-спектрометрический метод определения состава, выделившегося во время облучения газа, сформирован на эффекте деления ионов в поперечном магнитном поле. В свою очередь ионизация частиц рассматриваемого газа реализуется путем бомбардировки их электронами. На установке с твэлом в специально защитной камере происходит прокол твэла лучом лазера. Из отверстия в прожженной оболочке газ, содержащийся в твэле, выходит в герметичную систему газосбора и измерения. Авторы утверждают, что «доверительные границы погрешности определения объема газа составляют $\pm (2,7 - 6,8) \text{ см}^3$ при его объеме в твэле $29 - 1150 \text{ см}^3$ » [81].

Данный способ является достаточно точным в качестве определения состава газа, выходящего из твэла в процессе его облучения. Но, как и в предыдущей методике, не учитывает то количество газов, которое может быть заключено в порах топливных таблеток.

Методика [82] основана на гамма-спектрометрических измерениях активности и дислокации газообразных продуктов деления в твэле без нарушения герметичности оболочки. Исследования проводятся в защитных камерах, а для регистрации гамма-излучения используется полупроводниковый детектор. В каждом твэле измеряется распределение радионуклидов как по высоте твэла, так и в газосборниках. Относительная погрешность измерений при определении активности изотопов составляет 3-6 %, а абсолютная величина погрешности около 10 %.

Данный способ применялся непосредственно в защитных камерах при реакторе БН-350 и направлен, в основном, на выявление дефектов в твэле и его активности. Данный способ дает информацию о наличии в газосборниках продуктов деления и определяет их качественный состав, но не дает информацию о количестве газов под оболочкой и давлении.

Большинство экспериментов с модельными ТВС, которые выполняются на реакторе ИГР, предполагают плавление ядерного топлива с целью имитации тяжелой аварии в твэлах и ТВС энергетических реакторов. Соответственно, при плавлении топлива кроме тех газов, которые находятся под оболочкой твэлов, высвобождаются и те, которые находятся в порах топливных таблеток. В необлученном топливе присутствие примесных газов в порах ядерного топлива обусловлено особенностями его производства с использованием технологии холодного прессования и спекания таблеток из порошка диоксида урана, а в облученных – продуктами деления при облучении ядерного топлива.

Все представленные выше методики, а также методика измерения содержания примесных газов при изготовлении топлива, условий расплавления топлива не предполагают и, как следствие, не учитывают полное количество

газа под оболочкой и в топливных таблетках. Таким образом, в данной диссертационной работе представлена разработанная методика определения количества примесных газов для прогнозирования параметров испытаний с плавлением модельных ТВС.

3.2 Методика определения количества примесных газов в свежем керамическом топливе

Присутствие примесных газов в керамическом топливе обусловлено особенностями его производства с использованием технологии холодного прессования и спекания таблеток из порошка диоксида урана [83, 84]. В штатных таблетках из диоксида урана суммарное измеренное количество примесных газов (H_2 , H_2O , CO , CO_2 и др.) достигает значений 3-6 mm^3/g UO_2 [85] или $0,13-0,27 \times 10^{-6}$ моль/г UO_2 . Измерения количества примесных газов осуществляются, как правило, при разогреве топлива до температуры 2100...2300 К [86].

Обсуждаемая методика определения количества примесных газов в керамическом ядерном топливе основана на применении уравнения Клапейрона-Менделеева, устанавливающего связь между объемом V , давлением P и абсолютной температурой T идеального газа, находящегося в замкнутой герметичной капсуле (уравнение Клапейрона-Менделеева приближенно выполняется для реальных газов при достаточно низких давлениях; при этом с повышением температуры область давлений, при которых состояние реального газа можно описывать уравнением Клапейрона-Менделеева, расширяется. Для молекулярных газов при обычных температурах и давлении до $1,01 \times 10^5$ Па уравнение Клапейрона-Менделеева выполняется достаточно точно [87]).

Если в герметичную капсулу в процессе плавления топлива выделится примесный газ, величина давления в капсуле при разогреве газа будет отличаться от значения, предсказанного уравнением Клапейрона-Менделеева. Зная величину этого отклонения, можно оценить количество примесных газов в топливе.

Схема проведения эксперимента и основные соотношения, характеризующие состояние газа в объемах экспериментального устройства, приведены на рисунке 29.

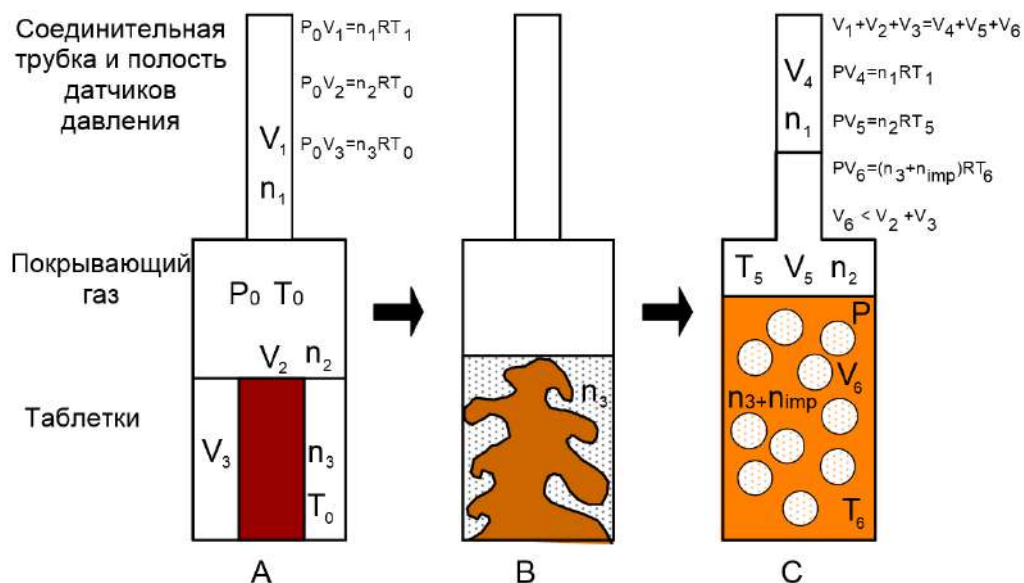


Рисунок 29 – Схема измерения количества примесного газа в топливе (без учета увеличения объемов V_2 и V_3 за счет термического расширения)

Топливные таблетки размещаются в объеме V_3 внутри герметичной капсулы, при этом часть объема герметичной капсулы остается свободной, заполненной, так называемым, покрывающим газом, находящимся в объеме V_2 . Газ внутри импульсной линии и в полостях датчиков давления занимает объем V_1 .

При описании процессов изменения параметров газа в экспериментальном устройстве были приняты следующие допущения:

- состояние газов внутри объемов V_1 , V_2 и V_3 до и после плавления (выхода примесных газов из расплавленного топлива) описывается уравнениями состояния идеального газа;

- перед экспериментом весь газ в объеме герметичной капсулы - покрывающий газ, газ внутри центрального отверстия топливных таблеток и в зазоре между топливными таблетками и стенкой капсулы - равномерно прогрет до начальной температуры T_0 , заданной условиями проведения эксперимента;

- в объеме импульсной линии и полостей датчиков давления газ имеет температуру окружающей среды;

- газ, находящийся внутри объема системы измерения давления - импульсной линии и полостей датчиков давления - V_1 (рисунок 29), объема покрывающего газа V_2 и объема газа V_3 , находящегося в области топливного столба, в которую при плавлении топлива выйдет примесный газ, не перемешивается при разогреве.

Состояние газа до плавления топлива можно описать следующими уравнениями (2):

$$\begin{cases} P_0 V_1 = N_1 R T_1 \\ P_0 V_2 = N_2 R T_0 ; \\ P_0 V_3 = N_3 R T_0 \end{cases} \quad (2)$$

где, P_0 – начальное давление системы, Па;

V_1, V_2, V_3 – объем системы измерения давления, объем покрывающего газа и объем газа в области топливного столба, соответственно (рисунок 29), м³;

N_1, N_2, N_3 – количество газа в объемах V_1, V_2, V_3 , соответственно, моль;

$R = 8,31431$ Дж/(моль×К) – универсальная газовая постоянная;

T_0 – начальная температура газа в капсуле, К;

T_1 – температура газа в системе измерения давления, К.

После плавления топлива и выхода из топлива всех примесных газов состояние газа внутри капсулы и системы измерения давления описывается уравнениями (3):

$$\begin{cases} P_f V_4 = N_1 R T_1 \\ P_f V_5 = N_2 R T_5 \\ P_f V_6 = (N_3 + N_{imp}) R T_6 \\ V_1 + V_{2f} + V_{3f} = V_4 + V_5 + V_6 \end{cases} ; \quad (3)$$

где, P_f – измеренное давление газа в ходе эксперимента, Па;

V_{2f}, V_{3f} – объемы областей, занятых в начальном состоянии покрывающим газом и газом в области топливного столба, соответственно, с учетом их термического объемного расширения, м³;

N_{imp} – количество примесных газов, моль;

T_1, T_5, T_6 – температура газа в объемах V_4, V_5 и V_6 , соответственно, К.

В объемах системы измерения давления V_1 и V_4 температура газа остается постоянной и равна T_1 .

Уравнения (2) и (3) позволяют вывести зависимости для расчета количества примесных газов, соответствующие определенным допущениям в отношении температуры газа в объеме V_5 (покрывающий газ). При допущении, что температура покрывающего газа в процессе плавления топлива и температура газа в системе измерения давления не изменятся и останутся равными начальной температуре T_0 и температуре T_1 , соответственно, рассчитанное количество примесного газа будет иметь максимальное значение (4):

$$N_{imp} = \left[\frac{P_f}{T_6 \cdot R} (V_1 + V_{2f} + V_{3f}) - N_1 \frac{T_1}{T_6} - N_2 \frac{T_0}{T_6} \right] - N_3, \quad (4)$$

Очевидно, что допустимость применения соотношения (4) может быть проверена путем сравнения объема газа в области размещения топливного столба после его разогрева с суммой начальных значений объемов V_2, V_3 .

Для случая, когда температура покрывающего газа изменяется в процессе плавления топлива, количество примесного газа может быть оценено по соотношению (5):

$$N_{imp} = \left[\frac{P_f}{T_6 \cdot R} (V_1 + V_{2f} + V_{3f}) - N_1 \frac{T_1}{T_6} - N_2 \frac{T_5}{T_6} \right] - N_3, \quad (5)$$

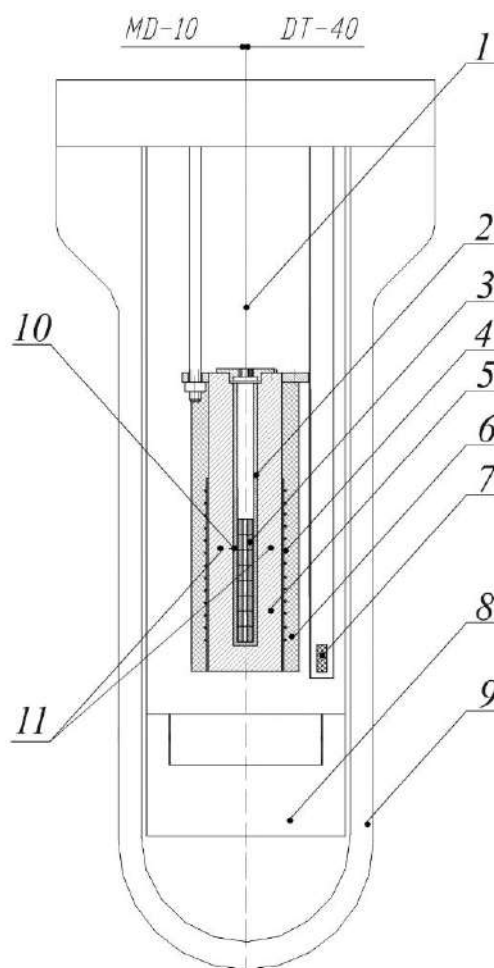
3.3 Постановка эксперимента

Количество примесных газов рассчитывалось по величине изменения давления при плавлении топлива в замкнутом объеме экспериментальной капсулы.

Экспериментальная ампула (рисунок 30), представляет собой герметичный сосуд высотой 2930 мм, изготовленный из нержавеющей стали, в который установлена танталовая вставка. Топливные таблетки из диоксида урана обогащением 4,4 % по U^{235} типа ВВЭР-1000 размещались внутри танталовой вставки. Для предварительного разогрева топлива на наружной поверхности капсулы располагался нагреватель омического типа.

Ампула с топливом устанавливалась в ЦЭК реактора ИГР так, чтобы обеспечить совпадение центра топливного столба с центром активной зоны реактора ИГР.

Сначала осуществлялся предварительный разогрев топлива и стенок капсулы. В процессе разогрева капсулы с топливом осуществлялась сушка топлива. Для этой цели производился нагрев топлива до температуры 673 К с одновременным вакуумированием внутренней полости капсулы. Нагрев топлива и капсулы осуществлялся при мощности нагревателя ~ 1 кВт. Управление процессом разогрева осуществляется по измеренным значениям температуры стенки капсулы на границе с танталом. После достижения температуры 673 К мощность нагревателя снижалась до 10÷20 Вт и на этой мощности разогрев продолжался до начала реакторного пуска (при постоянном контроле температуры, которая поддерживалась на уровне 670 ± 30 К).



- 1 – соединительная трубка (импульсная линия (датчики давления МД-10, ДТ-40));
 2 – топливные таблетки; 3 – танталовая вставка; 4 – электрический нагреватель;
 5 – стальная капсула; 6 – теплоизоляция; 7 – монитор энерговыделения;
 8 – ловушка аварийная; 9 – ампула экспериментального устройства;
 10, 11 – точки контроля температуры

Рисунок 30 – Схема экспериментального устройства.

После достижения заданной температуры и выдержки топлива в течение пяти минут при давлении 0,01 МПа (в это время из топлива удалялась влага и газы, содержащиеся в поверхностном слое таблеток) производилось заполнение капсулы аргоном до требуемого давления.

После завершения операций разогрева и задания начального давления аргона в капсуле проводился исследовательский пуск.

Диаграмма изменения мощности реактора в экспериментах приведена на рисунке 31.

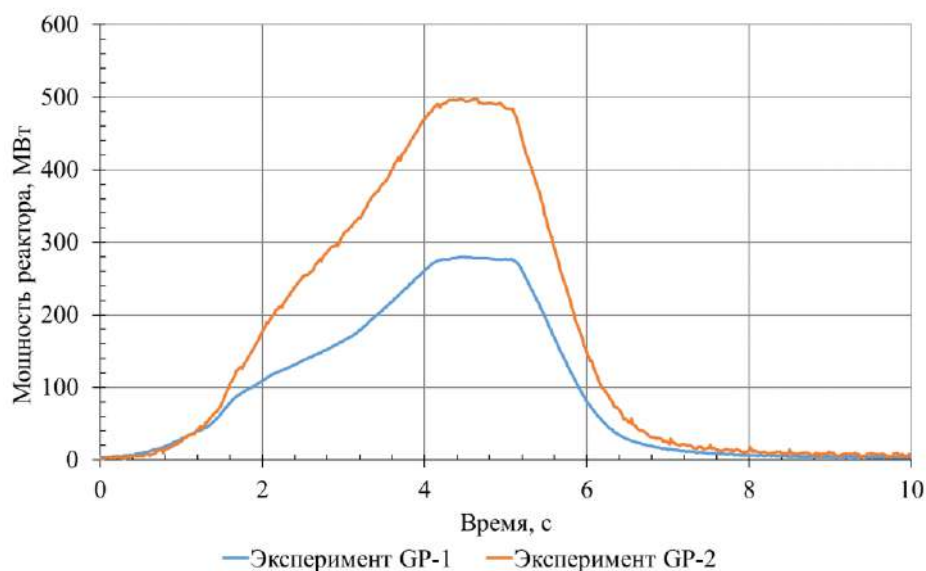


Рисунок 31 – Диаграмма изменения мощности реактора в экспериментах

При реализации мощности реактора происходил разогрев топлива в ампуле. В процессе разогрева и плавления топлива примесные газы высвобождались из топливной матрицы. Газовая среда в ампуле разогревалась, что приводило к росту давления в газовой полости капсулы. Давление в газовой полости капсулы являлось основным определяемым параметром в эксперименте.

Для косвенного измерения выделения энергии в топливе рядом с капсулой в трубке устанавливался монитор энерговыделения, калиброванный по содержанию U^{235} .

Датчики давления были размещены вне активной зоны и соединены с полостью капсулы импульсной линией, объем которой, как и объем полостей датчиков давления, был принят во внимание при определении размеров герметичной капсулы.

Для измерения температуры стенки капсулы и танталовой вставки использовались термопары.

3.4 Результаты экспериментов

Описываемый метод оценки количества примесных газов в топливе был применен к результатам двух внутриреакторных экспериментов GP (Gas Pressure), которые были проведены на реакторе ИГР [88].

3.4.1 Результаты эксперимента GP-1

В эксперименте GP-1 среднее энерговыделение в топливных таблетках составило 1,87 кДж/г UO_2 , при этом начальное давление аргона в капсуле составляло 0,365 МПа при начальной температуре капсулы 720 К.

Измеренные в ходе эксперимента GP-1 температура и давление в экспериментальном устройстве представлены на рисунках 32 и 33.

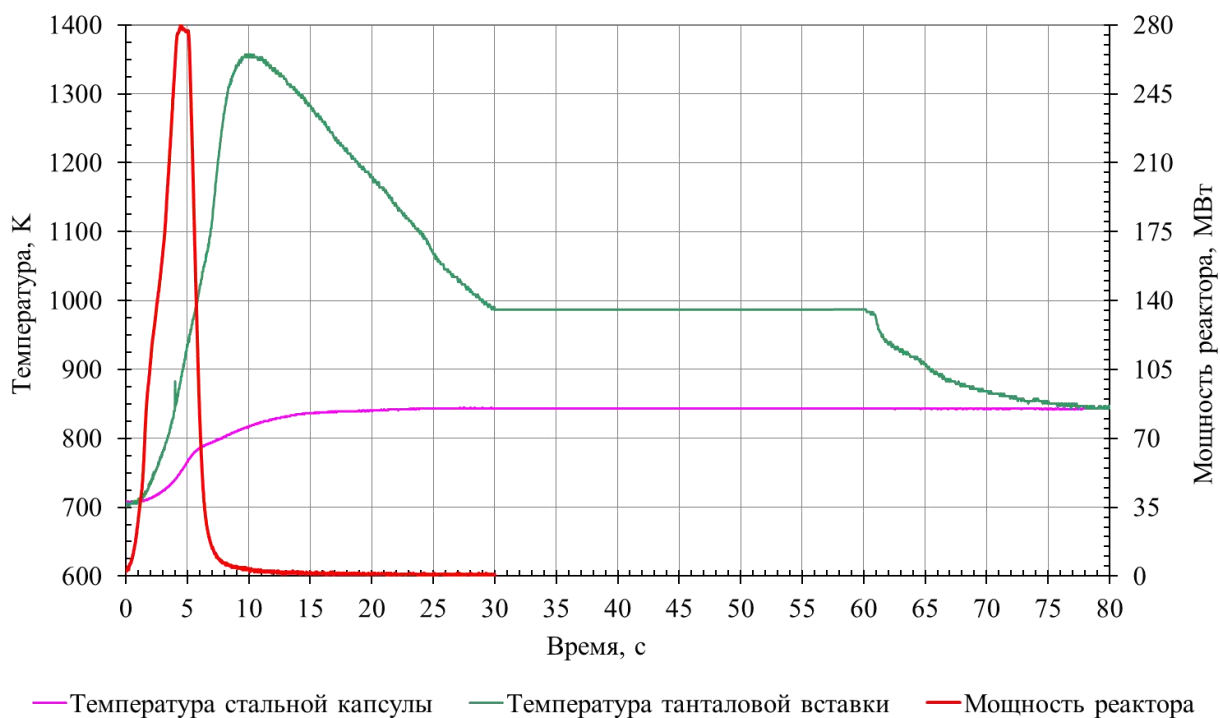


Рисунок 32 – Параметры эксперимента GP-1

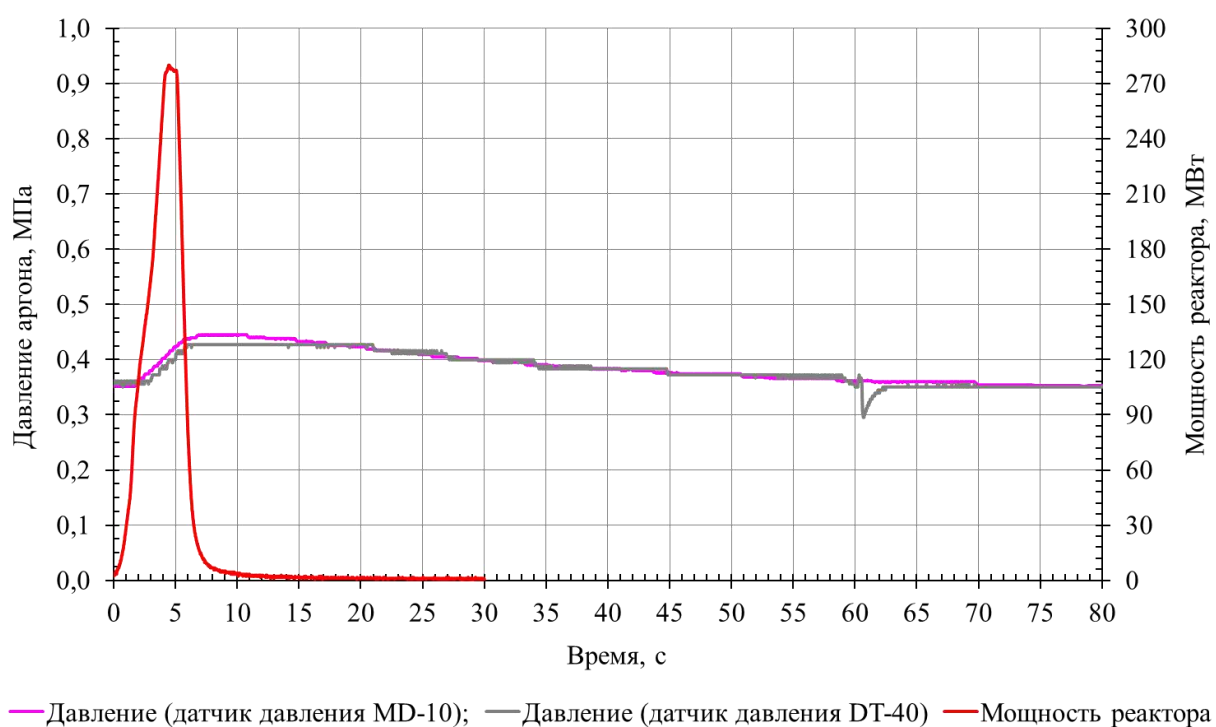
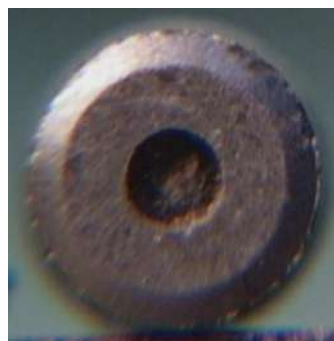
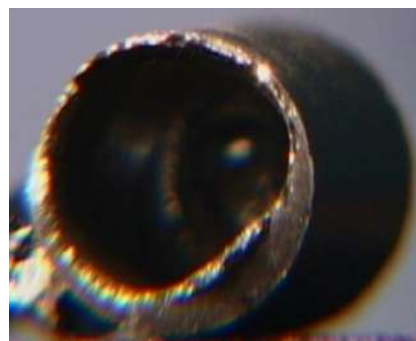


Рисунок 33 – Изменение давления в эксперименте GP-1

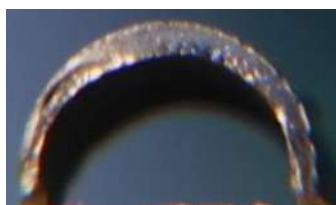
В эксперименте GP-1 топливо было расплавлено частично (две верхние таблетки) (рисунок 34) и при расчете содержания примесных газов во внимание принималась масса только расплавленной части топливных таблеток.



*Первая топливная таблетка
(вид сверху)*



*Первая топливная таблетка
(вид снизу)*



Фрагменты второй сверху топливной таблетки

Рисунок 34 – Внешний вид фрагментов топлива после эксперимента GP-1

Вес топлива, которое было расплавлено в ходе эксперимента, был определен по результатам взвешиваний до и после проведения эксперимента. Результаты взвешивания фрагментов двух верхних таблеток, оставшихся нерасплавленными, показали, что масса расплавленного топлива составляет (6):

$$m_1 + m_2 - m_{\text{остаток}} = m_{\text{расплава}} \quad (6)$$

где m_1 – масса первой таблетки до проведения эксперимента, г;

m_2 – масса второй таблетки до проведения эксперимента, г;

$m_{\text{остаток}}$ – масса топлива, оставшегося нерасплавленным в ходе эксперимента в первой и второй таблетках, г;

$m_{\text{расплава}}$ – масса топлива расплавившегося в первой и второй таблетках в ходе эксперимента, г.

Масса расплавленного топлива составила 4,79 г.

Оценка количества примесных газов в матрице топлива типа ВВЭР-1000 выполнена на основании допущения о «поршневом» механизме расширения газов при разогреве и плавлении топлива (рисунок 29). При проведении расчета использовались уравнения состояния газов без коэффициентов сжимаемости, что допустимо при низких давлениях.

Исходные данные, сформированные на основе измеренных параметров эксперимента GP-1, и результаты оценки количества примесных газов по соотношению (5) приведены в Таблице 3 (обозначение объемов и характеризующих их параметров заимствованы, в основном, из рисунка 29).

Таблица 3 – Результаты расчета содержания примесных газов в топливе

Исходные параметры	Параметры, достигнутые в эксперименте
$P_0 = 0,365$ МПа; $T_1 = 286$ К; $T_0 = 720$ К $V_1 = 1980 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_2 = 6616 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_3 = 1649 \times 10^{-9}$ м ³ ; $N_1 = 0,3 \times 10^{-3}$ моль, $N_2 = 0,404 \times 10^{-3}$ моль, $N_3 = 0,1 \times 10^{-3}$ моль.	$P_f = 0.445$ МПа; $T_1 = 286$ К; T_5 : – 770 К – по температуре стальной капсулы; – 870 К – по температуре танталовой вставки; $T_6 = 1350$ К – по температуре танталовой вставки; $V_{2f} = 6780 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_{3f} = 1744 \times 10^{-9}$ м ³ ; Масса расплавленного топлива 4,79 г
	Расчетные значения
	Количество примесных газов, вышедших из топлива: – $2,2447 \times 10^{-5}$ моль, если температура покрывающего газа принята равной температуре стальной капсулы, или; – примесные газы отсутствуют, если температура покрывающего газа принята равной температуре танталовой вставки
	Удельное содержание примесных газов в топливе в расчете на 4,79 г расплавленного топлива (только для двух верхних таблеток): – $0,47 \times 10^{-6}$ моль/г UO ₂ , если температура покрывающего газа принята равной температуре стальной капсулы

Рассчитанное по соотношению (4) и (5) количество примесных газов, вышедших из топлива в эксперименте GP-1, составляет $\sim 2,24 \times 10^{-5}$ моль. При этом удельное содержание примесных газов в топливе в расчете на 4,79 г расплавленного топлива (только для двух верхних таблеток) не превышает $0,47 \times 10^{-6}$ моль/г UO₂.

3.4.2 Результаты эксперимента GP-2

В эксперименте GP-2 среднее энерговыделение в топливных таблетках составило 3,26 кДж/г UO₂, при этом начальное давление аргона в капсуле составляло 0,267 МПа при начальной температуре капсулы 685 К.

Измеренные в ходе эксперимента GP-2 температура и давление в экспериментальном устройстве представлены на рисунках 35 и 36.

Состояние топлива и внутренней поверхности танталовой вставки показали, что в процессе эксперимента GP-2 топливо было полностью расплавлено (рисунок 37). Основная масса топлива компактно располагалась в нижней части капсулы. Открытая поверхность топлива имела характерную усадочную раковину, свойственную затвердевающим расплавленным

материалам. Структура топлива являлась неоднородной, составленной из отдельных крупных зерен, прочно скрепленных между собой. Масса расплавленного топлива составила 35,89 г.

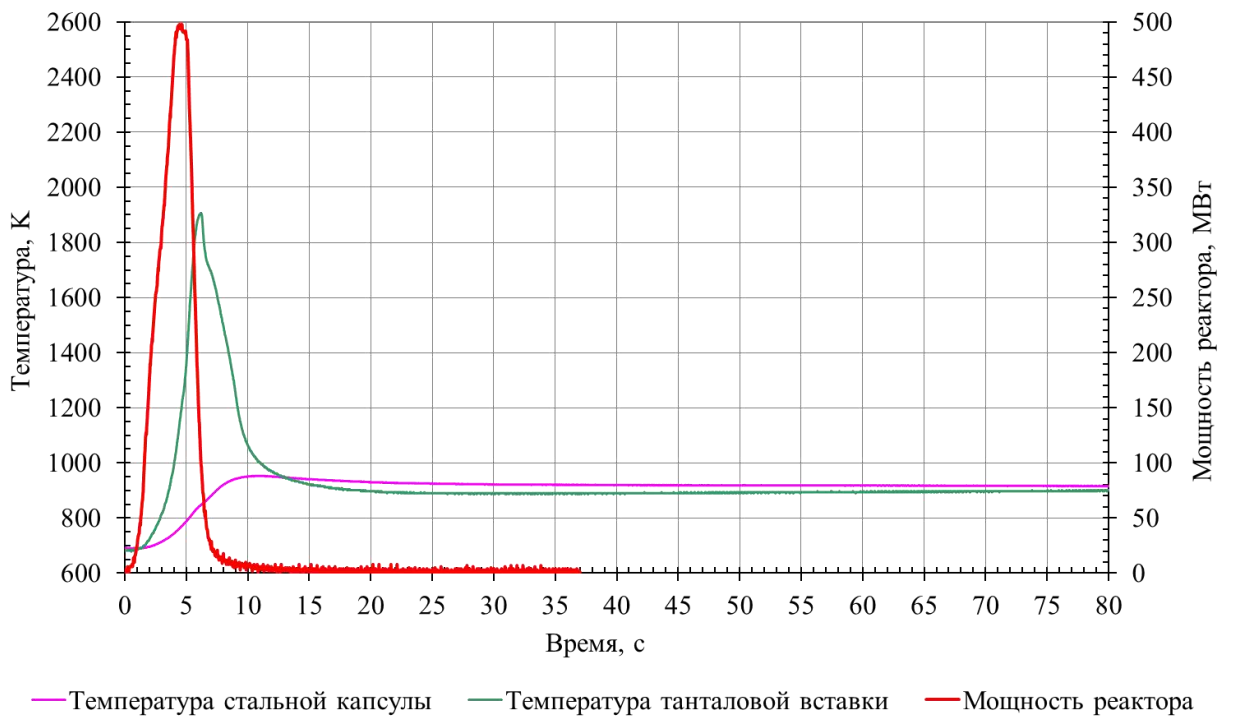


Рисунок 35 – Параметры эксперимента GP-2

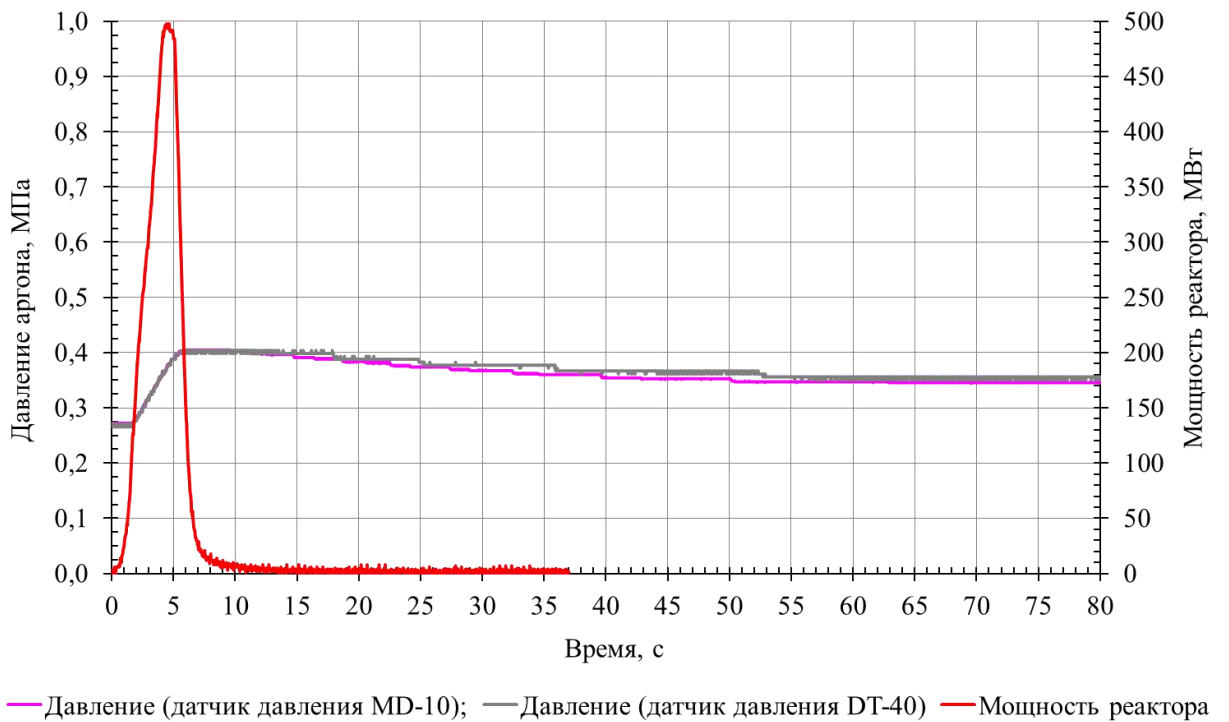


Рисунок 36 – Изменение давления в эксперименте GP-2.



Рисунок 37 – Топливо после плавления внутри танталовой вставки после эксперимента GP-2

Исходные данные для расчета количества примесного газа сформированы на основе измеренных параметров эксперимента GP-2 (таблица 4) и рассчитаны по соотношению (4) и (5). Количество примесных газов, вышедших из топлива, составило $3,99 \cdot 10^{-5}$ моль, что в расчете на массу расплавленного топлива (35,89 г) составило $1,1 \times 10^{-6}$ моль/г UO_2 . Это значение является более корректным, так как в эксперименте GP-2 было полностью расплавлено все топливо.

Таблица 4 – Характеристики состояния газов в эксперименте GP-2

Исходные параметры	Параметры, достигнутые в эксперименте
$P_0 = 0,267$ МПа; $T_1 = 263$ К; $T_0 = 685$ К $V_1 = 1980 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_2 = 6616 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_3 = 1649 \times 10^{-9}$ м ³ ; $N_1 = 0,222 \times 10^{-3}$ моль, $N_2 = 0,31 \times 10^{-3}$ моль, $N_3 = 0,077 \times 10^{-3}$ моль.	$P_f = 0.404$ МПа; $T_1 = 263$ К; T_5 : – 825 К – по температуре стальной капсулы; – 200 К – по температуре танталовой вставки (расчетное значение); $T_6 = 1765$ К – по температуре танталовой вставки; $V_{2f} = 6900 \times 10^{-9}$ м ³ ; $V_{3f} = 1819 \times 10^{-9}$ м ³ ; Масса расплавленного топлива 35,89 г.
	Расчетные значения
	Количество примесных газов, вышедших из топлива: – $3,9875 \times 10^{-5}$ моль, если температура покрывающего газа принята равной температуре стальной капсулы, или – примесные газы отсутствуют, если температура покрывающего газа принята равной температуре танталовой вставки
	Удельное содержание примесных газов в топливе в расчете на 35,89 г расплавленного топлива: – $0,11 \times 10^{-6}$ моль/г UO_2 , если температура покрывающего газа принята равной температуре стальной капсулы

Диапазон изменения температуры газа внутри объемов определены из анализа областей существования примесных газов (рисунок 38), полученных в

результате простых преобразований уравнений (3) и (4) при использовании значений давления, полученных в эксперименте.

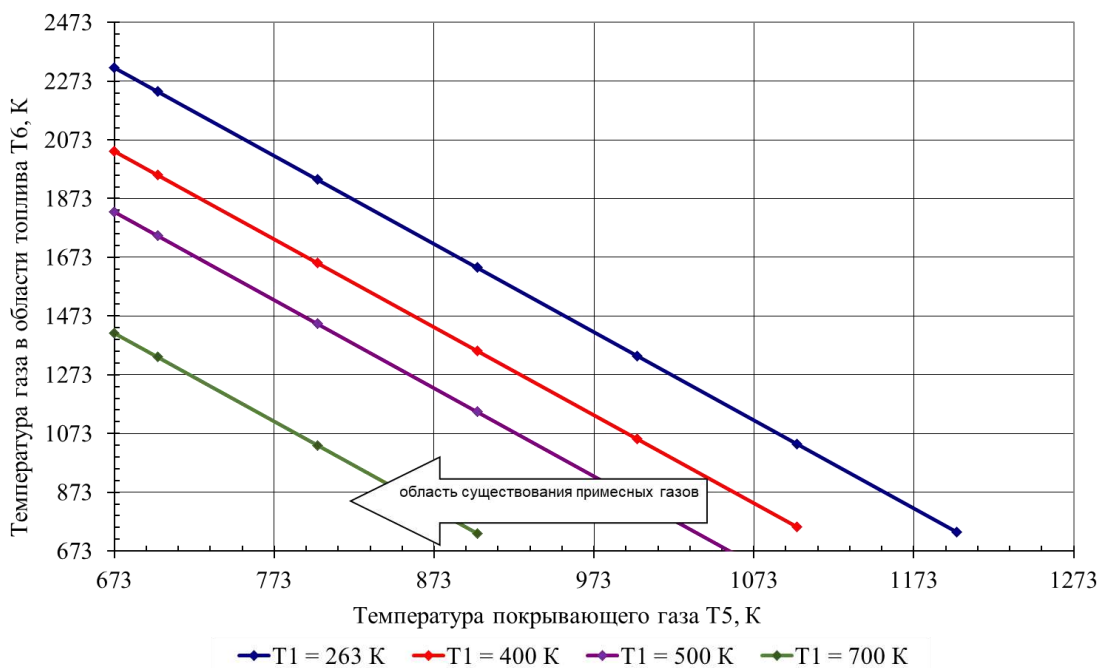


Рисунок 38 – Области существования примесных газов

Результаты проведенного анализа показывают, что при давлении газа в полости капсулы, равном 0,404 МПа, температура «покрывающего» газа T_5 не может быть больше ~1200 К, а температура газа в области топливного столба не может быть больше ~2300 К. Также следует очевидный вывод, что максимальное количество примесных газов будет обнаружено в том случае, когда температуры T_1 , T_5 и T_6 имеют минимальные значения.

Используя зависимость (5) построен график для различных температур покрывающего газа, газа в области топлива (рисунок 39).

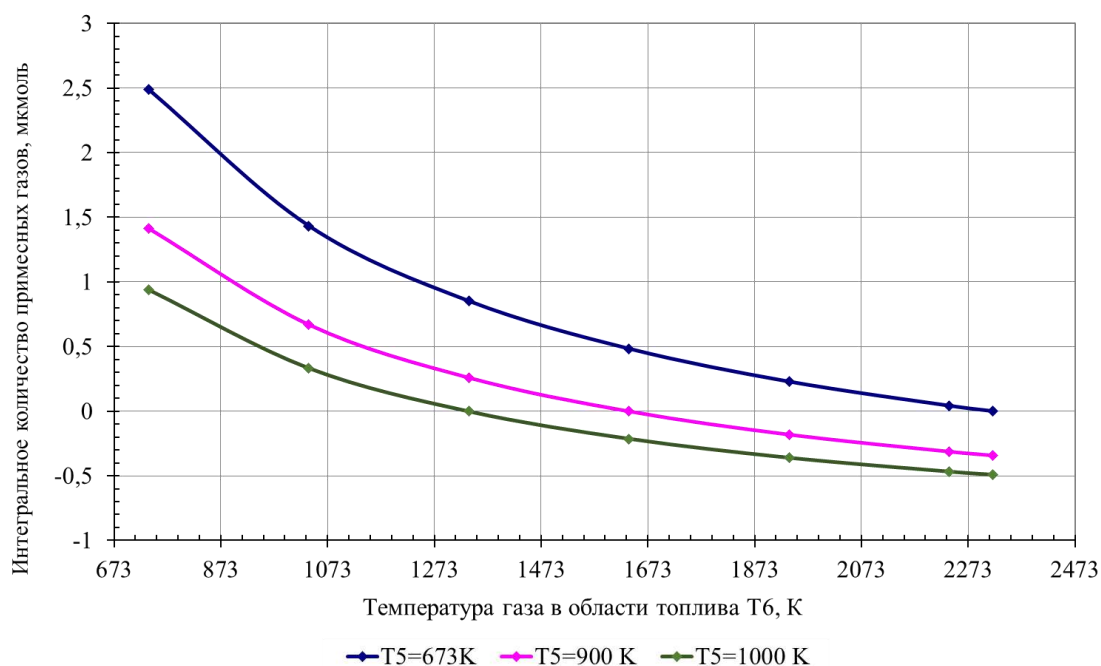


Рисунок 39 – Зависимость количества примесных газов от температуры

3.5 Оценка вклада примесного газа в общее давление в экспериментах

Оценка вклада примесного газа содержащегося в топливе в общее давление при плавлении топлива была оценена в двух экспериментах.

Эксперимент WF.

Эксперимент WF – эксперимент среднего масштаба, целью которого является отработка техники для экспериментов большого масштаба и получение данных по разрушению стенки стальной трубы, заполненной натрием, характеру взаимодействия расплавленной топливной композиции с жидкометаллическим теплоносителем.

Подготовка и проведение эксперимента WF является одним из этапов работ в рамках проекта EAGLE по подготовке и проведению интегральных экспериментов ID. Исследования проводились в импульсном графитовом реакторе ИГР.

В состав устройства WF, входят следующие основные узлы и элементы (Рисунок 40а):

- модельная тепловыделяющая сборка, установленная внутри чехла ТВС,
- ячейки аргона и натрия,
- силовой корпус,
- чехол ТВС,
- средства измерения параметров.

Модельная ТВС представляет собой сборку из 12 экспериментальных твэлов. Каждый экспериментальный твэл состоит из негерметичной стальной оболочки, заполненной топливными таблетками типа ВВЭР-1000 с обогащением топлива 4,4 % по U^{235} в верхней части твэла (400 мм по высоте) и с обогащением 0,72 % в нижней (бланкетной) части твэла (50 мм по высоте).

Общая масса топлива с обогащением 4,4 %, которое используется в составе ТВС, составляет – 2,2 кг. Диаграмма эксперимента представлена на рисунке 40б. Параметры эксперимента приведены в таблице 5.

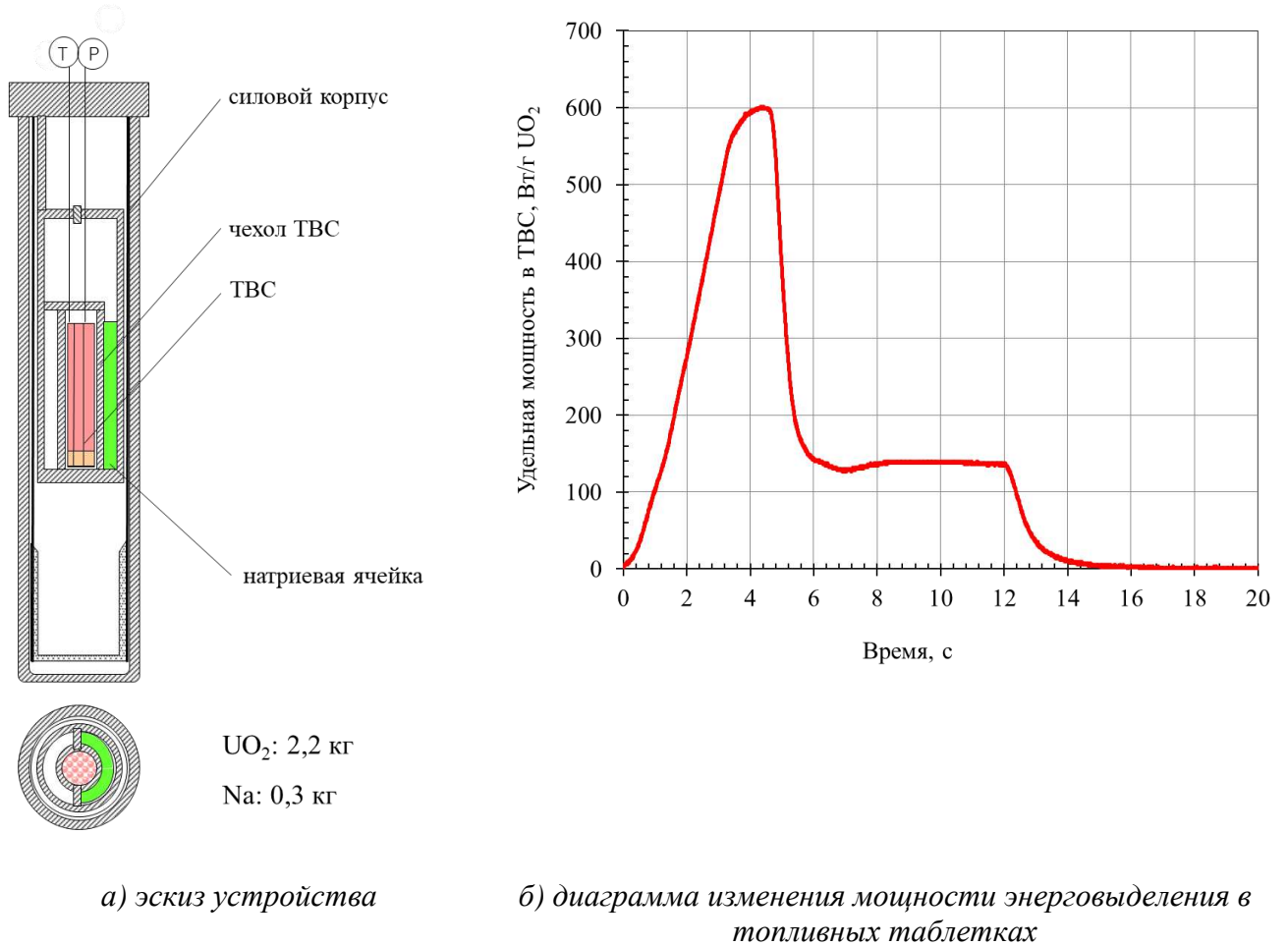


Рисунок 40 –Эскиз экспериментального устройства WF и диаграмма эксперимента

Таблица 5 – Параметры экспериментального устройства при проведении исследовательского пуска

Наименование параметра	Значение параметра
Топливо:	
Среднее энерговыделение в топливе активной части, кДж/г UO ₂	2,64±0,2
Начальная температура топлива и оболочек твэлов, К	673±50
Полость ТВС	
Среда	аргон
Начальное давление, кгс/см ²	1
Начальная температура среды и стенок полости, К	673±50

В таблице 6 представлены характеристики первичных преобразователей экспериментального устройства WF.

Таблица 6 – Характеристики первичных преобразователей экспериментального устройства WF

Параметр	Тип первичного преобразователя	Диапазон измерения	Погрешность преобразования, %	Быстродействие, мс
Температура	ХА в стальном защитном чехле	313...+1073 К	1	100
Температура	ВР в стальном защитном чехле	273...+2473 К	3	200
Давление	ДДМ	0...100 кгс\см ² избыточное давление	2	100

Исследовательский пуск WF проведен в соответствии с заданной диаграммой изменения мощности реактора ИГР в эксперименте (рисунок 40б).

Реализованное на исследовательском пуске интегральное энерговыделение в реакторе ИГР составило 4,1 ГДж, энерговыделение в топливе – 2,64 кДж/гUO₂. На рисунке 41 показано изменение температуры и давления в чехле ТВС в процессе реализации диаграммы мощности (рисунок 40б).

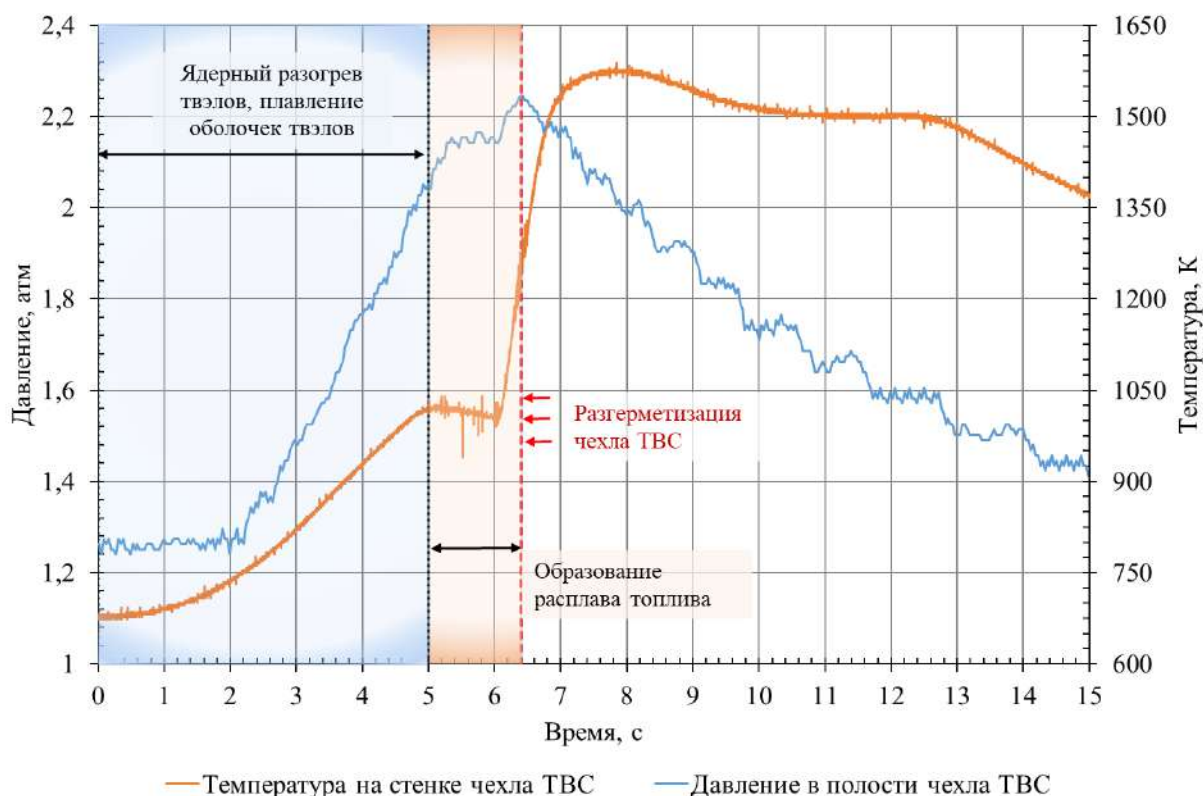


Рисунок 41 – Изменение температуры и давления в чехле ТВС в процессе реализации диаграммы мощности (рисунок 40б)

В соответствии со сценарием аварии, в первой фазе эксперимента реализуется разогрев топлива и оболочек ТВЭлов для получения бассейна расплава. Средняя температура таблеток достигает температуры плавления к моменту времени – 4 секунды после начала подъема мощности. Как только температура топлива превысила температуру плавления, начинается деформация ТВЭлов с последующим разрушением топливной сборки.

Расплав диоксида урана и стальных оболочек заполняет пространство между ТВЭлами бланкетной зоны в нижней части камеры плавления. Максимальное значение давления при этом составляет около 0,22 МПа.

Разгерметизация чехла ТВС происходит на 6,4 секунде с момента реализации диаграммы мощности реактора.

В таблице 7 приведены экспериментальные и расчетные значения параметров пуска WF.

Таблица 7 – Экспериментальные и расчетные значения параметров пуска WF

Параметр	Значение
Объем свободного аргона в полости чехла ТВС, м ³	0,000864
Начальное давление аргона в полости чехла ТВС, Па	128000
Начальная температура аргона в полости чехла ТВС, К	673
Средняя температура аргона при плавлении топлива, К	1040
Давление, создаваемое аргоном за счет его расширения, Па	76340
Масса расплавившегося топлива, кг	2000
Количество примесного газа, выделившегося из топлива при его плавлении, моль	0,0022
Давление, создаваемое примесным газом в полости чехла ТВС, Па	22625
Максимальное давление газа в полости чехла ТВС, Па	228000
Перепад давления, Па	98965

Таким образом, давление, создаваемое примесным газом в полости чехла ТВС, составляет 23 % от общего давления, зафиксированного в полости чехла ТВС.

Эксперимент FD.

Эксперимент FD является первым полномасштабным экспериментом, позволяющим исследовать феномен выведения расплава топлива из активной зоны реактора. Исследования проводились в импульсном графитовом реакторе ИГР.

Проект экспериментального устройства разработан на основе требований к конструкции, обеспечивающих успешную реализацию задач, поставленных перед экспериментом. Эскиз общего вида экспериментального устройства показан на рисунке 42а.

Исследуемые в ходе эксперимента процессы в основном протекают в чехле ТВС. В результате энерговыделения в топливе под воздействием реакторного

излучения ТВС разрушается, и расплав начинает контактировать со стальной стенкой внутренней трубы. В результате контакта расплава со стальной стенкой происходит ее разрушение и последующий выход расплава в полость внутренней трубы, затем по внутренней трубе расплав стекает в ловушку.

Модельная ТВС представляет собой сборку из 75 экспериментальных твэлов, размещенных в трех рядах по 25 твэлов в каждом. Каждый экспериментальный твэл состоит из негерметичной стальной оболочки, заполненной топливными таблетками типа БН-350 с обогащением топлива 17 % по U^{235} в верхней части твэла и с обогащением 0,27 % в нижней (бланкетной) части твэла.

Энерговыделение в ТВС экспериментального устройства FD является основным реализуемым параметром (рисунок 42б). Диаграмма изменения энерговыделения выбрана такой, чтобы в ТВС были смоделированы процессы, сопровождающие развитие тяжелой аварии в активной зоне реактора на быстрых нейтронах, при этом в топливе должно быть обеспечено интегральное энерговыделение, равное $\sim 2,93$ кДж/г UO_2 .

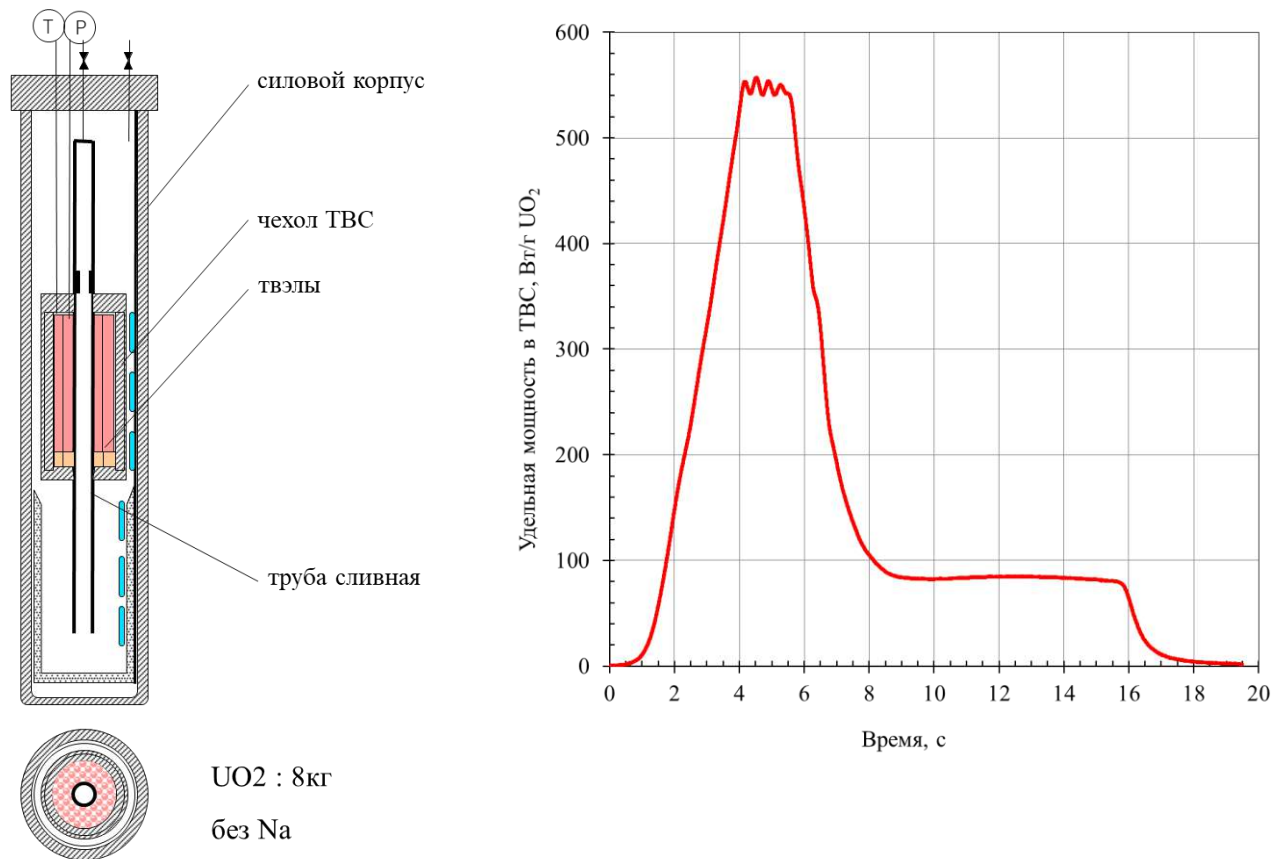


Рисунок 42 – Эскиз экспериментального устройства FD и диаграмма эксперимента

Параметры экспериментального устройства при проведении исследовательского пуска приведены в таблице 8.

Таблица 8 – Параметры экспериментального устройства при проведении исследовательского пуска

Наименование параметра	Значение параметра
Топливо:	
Среднее энерговыделение в топливе активной части, кДж/г UO_2	$2,9 \pm 0,2$
Начальная температура топлива и оболочек ТВЭлов, К	673 ± 50
Полость ТВС	
Среда	аргон
Начальное давление, кгс/см ²	0,43
Начальная температура среды и стенок полости, К	673 ± 50

Исследовательский пуск FD проведен в соответствии с заданной диаграммой изменения мощности реактора ИГР в эксперименте (рисунок 42б).

Реализованное на исследовательском пуске интегральное энерговыделение в реакторе ИГР составило 2,64 ГДж, энерговыделение в топливе – 2,9 кДж/г UO_2 . На рисунке 43 показано изменение температуры и давления в чехле ТВС в процессе реализации диаграммы мощности (рисунок 42б).

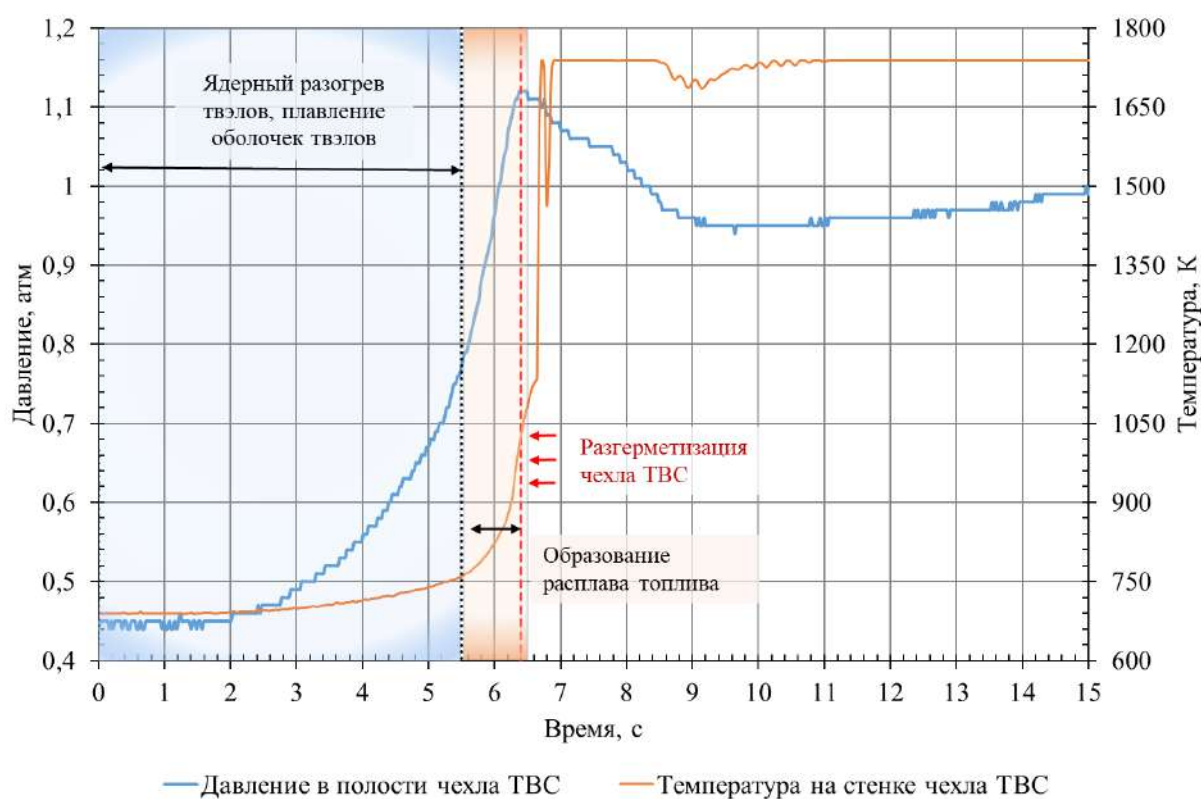


Рисунок 43 – Изменение температуры и давления в чехле ТВС в процессе реализации диаграммы мощности (рисунок 42б)

В соответствии со сценарием аварии, в первой фазе эксперимента реализуется разогрев топлива и оболочек ТВЭЛов для получения бассейна расплава. Средняя температура таблеток достигает температуры плавления к моменту времени – 5,5 секунд после начала подъема мощности. Как только температура топлива превысила температуру плавления, начинается деформация ТВЭЛов с последующим разрушением топливной сборки.

Расплав диоксида урана и стальных оболочек заполняет пространство между ТВЭлами бланкетной зоны в нижней части камеры плавления. Максимальное значение давления при этом составляет около 0,112 МПа.

Разгерметизация чехла ТВС происходит на 6,4 секунде с момента реализации диаграммы мощности реактора.

В таблице 9 приведены экспериментальные и расчетные значения параметров пуска FD.

Таблица 9 – Экспериментальные и расчетные значения параметров пуска FD

Параметр	Значение
Объем свободного аргона в полости чехла ТВС, м ³	0,001115
Начальное давление аргона в полости чехла ТВС, Па	45000
Начальная температура аргона в полости чехла ТВС, К	690
Средняя температура аргона при плавлении топлива, К	870
Давление, создаваемое аргоном за счет его расширения, Па	11785
Масса расплавившегося топлива, кг	7872
Количество примесного газа, выделившегося из топлива при его плавлении, моль	0,008659
Давление, создаваемое примесным газом в полости чехла ТВС, Па	56219
Максимальное давление газа в полости чехла ТВС, Па	112000
Перепад давления, Па	68000

Таким образом, давление, создаваемое примесным газом в полости чехла ТВС, составляет 83 % от общего давления, зафиксированного в полости чехла ТВС.

3.6 Оценка погрешности определения количества примесного газа по результатам измерений параметров в эксперименте

При обработке результатов косвенных измерений рекомендуется [89]:

1. Преобразование зависимости измеряемых параметров с искомым так, чтобы функциональная зависимость содержала в одной формуле все измеряемые параметры;
2. Проведение оценки погрешности всех измеряемых параметров, входящих в формулу, с учетом погрешности многократных и однократных измерений.

По результатам каждого измеренного параметра определяется:

- среднее арифметическое из n измерений (7)

$$\tilde{x} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i, \quad (7)$$

– среднеквадратичное отклонение результатов измерений от среднего арифметического (8)

$$\tilde{\sigma} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\tilde{x} - x_i)^2}{n(n-1)}}, \quad (8)$$

– границы доверительного интервала для многократных измерений (9)

$$\Delta \tilde{x}_{\text{сл}} = t_{\alpha n} \cdot \tilde{\sigma}, \quad (9)$$

– доверительный интервал однократных измерений (10)

$$\Delta \tilde{x}_{\text{он}} = \alpha \cdot d, \quad (10)$$

где d – параметр равномерного распределения (связанный с ценой деления или классом точности измерительного прибора);

– общая погрешность серии измерений (11)

$$\Delta \tilde{x} = \sqrt{\Delta \tilde{x}_{\text{сл}}^2 + \Delta \tilde{x}_{\text{он}}^2}, \quad (11)$$

3. Определение значения искомого параметра с помощью средних измеряемых величин $\tilde{x}_1, \tilde{x}_2, \dots, \tilde{x}_m$ (12)

$$\tilde{y} = f(\tilde{x}_1, \tilde{x}_2, \dots, \tilde{x}_m) \quad (12)$$

4. Нахождение выражения для погрешности косвенных измерений (13)

$$\Delta \tilde{y} = \sqrt{\sum_{i=1}^m \left(\frac{\partial f}{\partial \tilde{x}_i} \right)^2 \Delta \tilde{x}_i^2}, \quad (13)$$

Таким образом, определение погрешности количества примесного газа по результатам измерений параметров в эксперименте сводится к определению погрешностей прямых измерений.

Основным условием, которое должно быть выполнено для получения корректных результатов оценки количества примесных газов, является использование совершенной системы прямых измерений температуры и давления газа.

Общая погрешность определения количества примесного газа по результатам измерений параметров в эксперименте, является функцией нескольких переменных (формула 5 и 6). Таким образом, относительная погрешность полученных параметров, основанная на косвенных измерениях, не превышает 17 % с доверительной вероятностью 0,95.

3.7 Выводы по главе

Существующие методики измерения содержания газов под оболочкой ТВЭЛов не учитывают их содержание в топливных таблетках. Таким образом была необходима выработка методики определения количества примесных газов для прогнозирования параметров испытаний с плавлением модельных ТВС.

Результаты исследований, направленных на определение количества примесных газов в топливных таблетках и влияния примесных газов на величину давления, формирующегося в замкнутом объеме при плавлении в нем топлива, показали, что:

- в случае плавления ядерного топлива в замкнутом объеме количество примесного газа, вышедшего из топлива в этот объем, может быть оценено, если к описанию поведения газа применить уравнение состояния идеального газа;

- основным условием, которое должно быть выполнено для получения корректных результатов оценки количества примесных газов, является использование совершенной системы прямых измерений температуры и давления газа;

- содержание примесных газов в топливе по результатам проведенных облучательных экспериментов определено при плавлении диоксида урана. Полученные данные хорошо согласуются с требованиями, регламентирующими максимальное содержание примесных газов для таблеток из порошка диоксида урана, которое составляет 0,9 моль/г UO_2 в технических условиях для российских производителей, 2 моль/г UO_2 - для производителей США, и 4×10^{-6} моль/г UO_2 для производителей из Швеции [90]. Полученный в результате использования разработанной методики определения объема примесных газов в керамическом топливе диапазон для топлива типа ВВЭР хорошо согласуется с требованиями к топливу российского производства и подтверждает корректность разработанной методики.

Вклад от примесных газов в общее давление при плавлении небольшого объема топлива будет минимален, и рост давления будет вызван процессами, не связанными с выходом примесных газов. Однако, важно отметить, что при проведении внутриреакторных экспериментов с плавлением большого объема свежего, и, тем более, облученного топлива, вклад от примесных газов в общее давление должен быть учтен при планировании и проведении анализа условий безопасного проведения испытаний.

Разработанная оригинальная методика оценки количества примесных газов в топливе может быть успешно реализована при условии использования

развитой системы измерения температуры газа и давления, при этом наиболее важное значение имеют измерения температуры покрывающего газа, так как температура газа в области размещения топлива может быть принята равной температуре самого топлива, которая может быть довольно точно рассчитана по значениям выделившейся в нем энергии.

4 МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЗАДАННОЙ ДИАГРАММЫ МОЩНОСТИ В ОБЪЕКТЕ ИСПЫТАНИЙ

В главе представлены усовершенствованные методические подходы проведения теплогидравлических расчётов для получения детального прогнозирования заданных параметров в облучательных экспериментах на реакторе ИГР. Показано, что разработанная методика обеспечивает возможность моделирования в программной среде расчетного кода CFD условий эксплуатации твэлов в широком диапазоне изменения их теплогидравлических параметров. Представлены результаты экспериментальной апробации методики, с помощью которой получена диаграмма мощности в объекте испытаний и спрогнозированы все протекающие процессы при реализации эксперимента на реакторе ИГР с гетерогенной тепловыделяющей сборкой реактора на быстрых нейтронах в условиях потери расхода теплоносителя. Экспериментальные данные подтвердили правильность методических подходов для такого рода экспериментов. Последующая интерпретация результатов измерений и послереакторные разрушающие материаловедческие исследования позволили воссоздать общую картину и последовательность событий, имевших место в экспериментальном устройстве с модельным твэлом.

Результаты данных исследований опубликованы в журналах рекомендованном КОКСОН [71, 91, 92, 93], в монографиях [94, 95], а также на международных конференциях [46, 96, 97, 98, 99].

4.1 Методические основы CFD расчетов для моделирования тяжелых аварий на ядерном реакторе

4.1.1 Основы CFD-кодов

Для обоснования безопасной работы ядерных реакторов необходимо очень тщательно исследовать возможные процессы, происходящие в случае тяжелой аварии с расплавлением активной зоны реактора. Для исследования этих процессов необходимо моделировать такие ситуации. Чтобы выбрать наиболее приемлемую математическую модель необходимо проанализировать возможные методы моделирования этих процессов.

Пакеты программ для анализа течений жидкости и теплопереноса существуют в самых разных формах. Как минимум, данные пакеты сильно различаются по физической аппроксимации и методам численного решения, что делает непрым выбор подходящего пакета.

С 1960-х годов прошлого столетия для расчетного моделирования процессов, происходящих в ядерных реакторах, применялись программные коды, основанные на аналитическом решении уравнений, описывающих рассматриваемые процессы. Однако, для их верификации требовалось огромное количество параметров, полученных в ходе экспериментов, а также постоянного уточнения и дополнения экспериментальными данными. Такие

расчетные коды разрабатывались в основном на базе больших предприятий, который могли себе позволить как разработку программного кода, так и проведение экспериментальных работ, так как это являлось довольно дорогостоящим удовольствием.

Отличной альтернативой и дополнением аналитическим компьютерным кодам стало развитие CFD-кодов (Computational Fluid Dynamics) – решение численными методами, основанных на методе конечных элементов или адаптированной системе координат, уравнений механики сплошных сред. CFD моделирование отлично нашло свое применение в машиностроении и самолетостроении. И только в начале этого века работники атомной отрасли начали обращать внимание на данный вид численного решения благодаря работе «Международного агентства по атомной энергии», которое начало собирать и анализировать информацию по возможностям моделирования, с помощью данных кодов, процессов происходящих в ядерных реакторах и реакторном оборудовании. «Международного агентства по атомной энергии» организует работы как по совершенствованию, так и по верификации CFD-кодов для возможности дальнейшего применения их в атомной отрасли.

Также «Международное агентство по атомной энергии» опубликовало материалы [100, 101, 102]. Данные работы предназначены для качественного проведения CFD расчетов. Параллельно ученые всего мира работающие в сфере атомной энергетики и являющиеся разработчиками и активными пользователями CFD-кодов публикуют свои наработки и рекомендации. Примером таких наработок являются, к примеру работы Ф. Менстера [103] для анализа безопасности реакторных систем, компании AIAA [104] для отраслевых расчетов, Патрика Роуча [105] и Оберкампа [106, 107] для валидации и верификации расчетных кодов.

Методы решения, основанные на методе конечных элементов или адаптированной системе координат, требуют генерации расчетной сетки, согласованной с геометрией жидкой области. Генерация таких сеток проводится с приемлемыми для точной численной аппроксимации размерами и формой элементов. Создание приемлемой и адаптированной под конкретную проблему сетки – процесс очень трудоемкий. Некоторые программы пытаются обойти эту проблему, используя только прямоугольные элементы, но им приходится бороться со ступенчатыми границами, которые изменяют характеристики течения и теплопередачи.

Точность в моделировании движения газов или жидкости необходима, так как это единственная возможность прогноза движения жидкости в сложной геометрии и конкретное описание движение частиц относительно друг друга или возле границ модели. Упрощенные модели движения жидкости и газов аппроксимируют сохранение количества движения, что нежелательно применять в моделирующих программных кодах. Такое упрощение не предсказывает реального движения жидкости, распределения скорости и температуры.

Размер расчетной ячейки может влиять на скоростные и количественные характеристики теплообмена между жидкостью и твердым телом, потому что передача тепла осуществляется также в ячейках, содержащих поверхность раздела. В моделируемых программах необходимо учитывать размеры расчетных ячеек (конечных объемов) и их проводимость при расчете скорости теплопереноса через поверхность раздела «твердое тело – жидкость».

С неявными методами можно использовать довольно большой расчетный шаг по времени, что уменьшает в разы расчетное время. Но такой подход не подходит для ряда задач, например, при расчетах конвективного движения жидкости. Но методы неявного численного решения показывают свою самостоятельность от временного шага с помощью эффектов диффузии в приближенных уравнениях. Если ввести численную диффузию к свойствам вещества, то это не создает никаких сложностей при решении. Но если она добавляется к уравнениям движения, например, к той же конвекции, то меняется тип моделируемого физического события.

Неявной аппроксимации необходимо решение сразу нескольких показателей сходимости и релаксации, и при неправильном принятии решения может привести к полной несходимости.

Для моделирования поверхности раздела «жидкость – газ» (т.е. свободной поверхности) существуют два метода. Один из них вычисляет течение жидкости, а раздел фаз определяет как вариацию по плотности и моделируется при высокоточной аппроксимации. Однако, такая трактовка позволяет сгладить поверхность раздела на нескольких ячейках и не рассчитывает соответствующее резкое изменение тангенциальной скорости потока, что обычно имеет место на таких поверхностях. Этот метод должен быть также дополнен портами выпуска или стоками для газа, если он должен быть замещен входящей в расчетную область жидкостью. Более того, подобные алгоритмы, работают сложнее для обеспечения несжимаемости жидкостей. Это происходит потому, что для газовых областей должны проводиться корректировки на приблизительно одинаковое давление, что приводит к замедлению сходимости решения. В некоторых моделируемых программах применяется другой алгоритм – «Volume-of-Fluid» (VOF-метод). Данный алгоритм является реальной системой мониторинга поверхности раздела, где сохраняется в форме близкой к скачкообразному разрыву. Кроме того, на поверхность накладываются граничные условия по нормальным и касательным напряжениям, включая необязательные силы поверхностного натяжения.

Для моделирования процессов кипения и конденсации необходимо моделировать как минимум три жидкости и твердое тело. Например, стенки, вода, воздух и водяной пар. Такая система представляет собой многофазный поток. Рассмотрим некоторые виды многофазных потоков и математические подходы для их моделирования.

4.1.2 Этапы выполнения расчетов в CFD-кодах

При моделировании практически любых эксплуатационных режимов ядерных реакторов, особенно таких, как развитие аварийной ситуации, необходимо учитывать довольно обширное разнообразие протекающих физических процессов. Конструкции твэлов и ТВС, а также процессы, которые происходят в них при выбранном режиме эксплуатации различны. Следовательно, специалисты в области CFD-расчетов не могут создать универсальную методику для проведения расчетного моделирования.

По этой причине существует перечень этапов, которые выполняются специалистами для обеспечения качества расчетов.

Основные этапы представлены на рисунке 44.

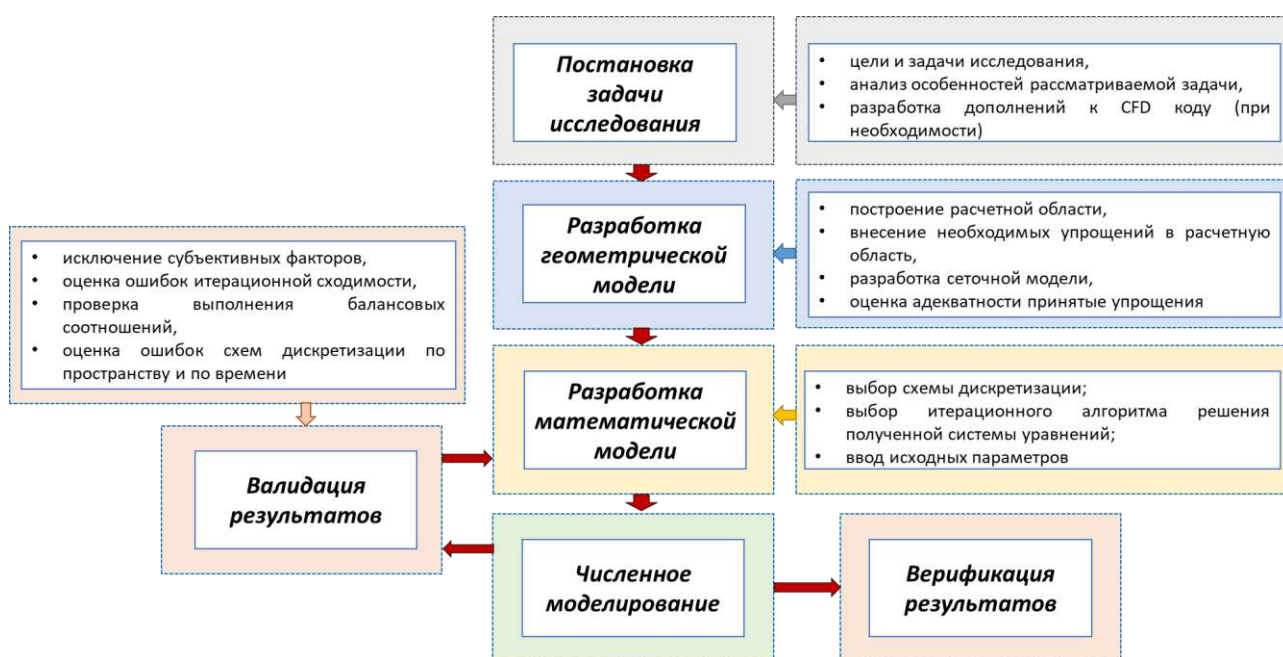


Рисунок 44 – Этапы выполнения расчетов

Моделирование с помощью кодов CFD является мощным инструментом, в котором можно качественно воспроизводить реальные физические процессы в изучаемом элементе или целом объекте.

Первым этапом использования численного моделирования является формулирование задачи: насколько верно и с меньшими временными затратами будет получен корректный результат? На данном этапе определяется весь комплекс параметров, которые необходимо получить, определение физических явлений и выбор геометрии для расчетов. Также необходимо иметь информацию, которая необходима для верификации построенной математической модели. При необходимости разрабатываются макросы для корректировки расчетов в процессе моделирования или задания граничных условий.

При разработке геометрической модели важно понимать, что не все конструктивные элементы моделируемого объекта могут почувствовать в

физических процессах. Поэтому выбор правильной расчетной области и ее построение является важным аспектом, влияющим на скорость численного решения. При необходимости во многих элементах моделируемого объекта можно внести упрощения. Специалист-расчетчик, занимающийся моделированием в CFD-кодах должен явно понимать адекватность принятых упрощений.

Разработка сеточной модели является также важным этапом, результат которого будет влиять как на сходимость расчетов, так и на количество времени необходимого для проведения расчетов. Построение сеточной модели обычно происходит в препроцессорах, предназначенных для качественного разбиения объекта моделирования. В процессе построения сеточной модели важно понимать какие физические процессы будут моделироваться и какое количество элементов в области моделирования может влиять на конечный результат. Также и в самом CFD-коде существует ряд функций способных в процессе расчетов адаптировать и перестраивать сеточную модель на каждом шаге итерации в зависимости от поставленной цели расчета.

При разработке математической модели процесс методов вычислительной гидрогазодинамики представляется в виде следующей схемы (рисунок 45).

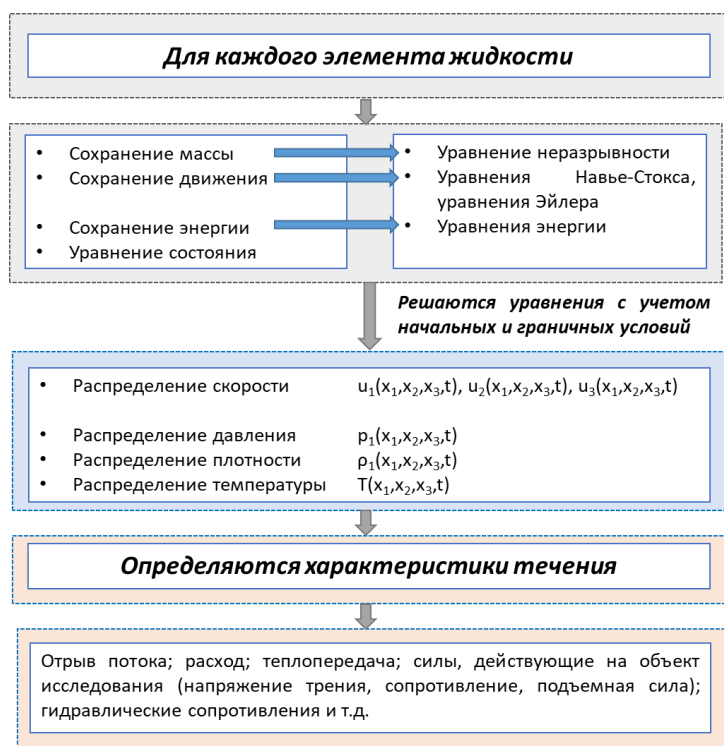


Рисунок 45 – Методы численной гидрогазодинамики

Система линейных дифференциальных уравнений состоит из последовательного или параллельного решения уравнений движения, сохранения энергии, уравнения состояния и неразрывности в которых вводятся пользовательские граничные условия.

Сам процесс численного CFD-моделирования упрощенно представлен на рисунке 46.

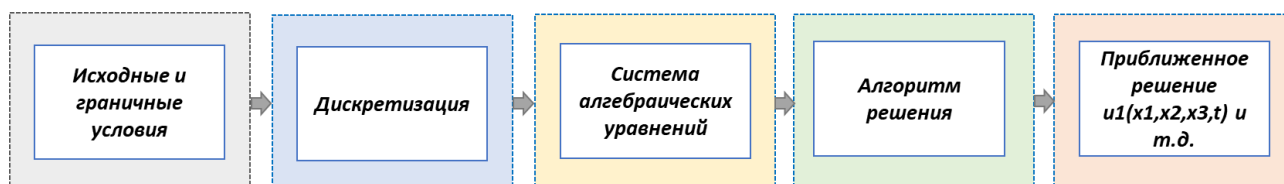


Рисунок 46 – Численное решение в CFD-коде

Валидация и верификация расчетных моделей необходима для получения гарантированного результата проведенных расчетов. Валидация включает в себя комплекс проверочных мероприятий (рисунок 44) включающих в себя ряд повторных расчетов с целью оценки ошибок при выборе граничных условий, итерационной сходимости или выбора дискретизации как по пространству, так и по времени. А верификация полученных результатов является последним этапом для проверки адекватности всех предшествующих этапов моделирования.

4.1.3 Методические подходы для моделирования условий эксплуатации твэлов в широком диапазоне изменения их теплогидравлических параметров

Ранее, испытания в ИГР были направлены на моделирование условий образования и контролируемого перемещения расплава активной зоны ядерного реактора и изучение сопутствующих процессов [44]. В процессе расчетного обоснования таких испытаний применяется консервативный подход, при котором процессы теплообмена в устройстве, содержащем экспериментальные ТВС, рассматривались с точки зрения обеспечения заданной программы эксперимента и недопущения превышения параметров, способных повлиять на целостность самого устройства. Важным являлось получение объема расплавленного топлива, при этом темп его разогрева до температуры плавления и температура расплава не играли определяющую роль, а имели значение с точки зрения обеспечения безопасности эксперимента. Поэтому в консервативном подходе допускалось применение упрощенных расчетных моделей, не учитывающих динамику движения жидкостей и газов. Повышение требований к процедуре испытаний устройств, предназначенных для более детального исследования процессов, сопровождающих начальную фазу тяжелой аварии с расплавлением активной зоны, обусловило необходимость выработки детальных подходов к созданию расчетных моделей и обеспечивающего математического аппарата [97, 98, 99].

На рисунке 47 представлены усовершенствованные методические подходы, применяемые в обоснование внутриреакторных экспериментов на реакторе ИГР (изменения в схеме проведения расчетов выделено в оранжевых рамках).

Методические подходы применены к CFD-коду ANSYS Fluent [108].



Рисунок 47 – Усовершенствованные методические подходы, применяемые в обоснование внутриреакторных экспериментов на реакторе ИГР

1. Для гарантирования малой численной ошибки в процессе проведения расчетов, а также для получения адекватных результатов, важным условием является выбор шага решетки (сетки модели). При этом важно понимать, что необходимо найти баланс между обеспечением малой численной ошибки и длительностью проводимого расчета. К усовершенствованию подхода в создании геометрической модели относится то, что с построенной сеткой модели, но без лишних нагрузений, проводится ряд предварительных расчетов, в процессе которых выбирается оптимальное количество элементов сетки. Условием к выбору оптимальной сетки является достаточная точность расчетов и адекватность потребления вычислительных ресурсов. Также дополнением к двум этим условиям может служить встроенная функция CFD-кода динамической адаптации, позволяющей устанавливать пределы дробления или укрупнения сетки прямо в ходе решения задачи.

2. В большинстве экспериментов проводимых на ИГР имитируется тяжелая авария, связанная с потерей расхода теплоносителя. В этом случае принимается то, что передача тепла на границах твердых тел с теплоносителем осуществляется за счет естественного конвективного движения теплоносителя, возникающего в результате возникновения градиента температуры в объеме теплоносителя при ее разогреве [91].

В задачах с естественной конвекцией число Рейнольдса не является характеристикой течения. Безразмерным параметром, характеризующим режим течения и определяющим поведение жидкости под воздействием градиента температуры, является число Рэлея (14):

$$Ra = \frac{g\beta\Delta TL^3}{\nu\chi} \quad (14)$$

где $g=9,8 \text{ м/с}^2$ – ускорение свободного падения;

L – характеристический размер области жидкости, м;

ΔT – разность температур между стенками и жидкостью, К;

ν – кинематическая вязкость жидкости, $\text{м}^2/\text{с}$;

χ – температуропроводность жидкости, $\text{м}^2/\text{с}$;

β – коэффициент теплового расширения жидкости, К^{-1} .

Конвекция Рэлея-Бенара в замкнутой полости является классическим решением в численных методах, применяемых в различных кодах вычислительной гидродинамики. При высоких числах Рэлея картина течения становится турбулентной, а в зависимости от затеснения полости может иметь сложную нестационарную структуру циркуляции. Уравнения Навье-Стокса, используемые в современных CFD-кодах хорошо описывают как ламинарные, так и турбулентные течения [109], но в зависимости от сложности задачи подразумевается необходимость точного разрешения всех пространственно-временных масштабов турбулентности, что означает использование очень мелких сеток и шагов по времени в сочетании с высокоточными схемами аппроксимации потоков [110, 111].

В процессе предварительного расчета значение числа Рэлея составило $Ra \sim 10^{11}$. Следовательно, при численном моделировании процесса теплопереноса в данной модели в условиях естественной конвекции необходим учет турбулентного режима течения среды [112, 113, 114].

Для описания течения потока жидкости или газа используются одна из двух моделей – модель ламинарного течения потока (Laminar Flow) и модель турбулентного течения потока (Turbulent Flows). В редких случаях, при моделировании потока теплоносителя или конвективного его движения, можно использовать модель ламинарного течения [115]. Однако, чаще всего для моделирования движения потока теплоносителя в экспериментальных устройствах по исследованию тяжелых аварий на ИГР используются модели, описывающие турбулентный режим течения.

В качестве модели турбулентности чаще всего используется (k-ε)-модель. В данную модель кроме уравнений неразрывности и переноса импульса входят два дополнительных уравнения: для турбулентной кинетической энергии k и скорости диссипации турбулентности ε .

Уравнение для переноса k (турбулентной кинетической энергии) (15):

$$\frac{\partial(\rho k)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u_i k)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + 2\mu_t E_{ij} E_{ij} + G_b - \rho \varepsilon \quad (15)$$

где ρ – плотность среды, кг/м^3 ;

k – кинетическая энергия турбулентности, $\text{м}^2/\text{с}^2$;

t – время, с;

u_i – осредненные компоненты вектора скорости в декартовой системе координат, м/с;

i, j – индексы дискретных значений;

$x_{i,j}$ – декартова координата, м;

μ – динамическая вязкость, кг/(м·с);

μ_T – коэффициент турбулентной вязкости среды, кг/(м·с);

ε – скорость диссипации кинетической энергии турбулентности, м²/с³;

G_b – генерация турбулентной кинетической энергии, вызванная плавучестью, кг/(м·с³);

sk – турбулентное число Прандтля для k ;

$E_{i,j}$ – тензор скорости деформации, с⁻¹.

Генерация турбулентности, обусловленная температурной (плотностной) стратификацией, определяется из выражения (16):

$$G_b = \beta g_i \frac{\mu_i}{Pr_i} \frac{\partial T}{\partial x_i} \quad (16)$$

где g_i – компонент вектора гравитации в i -м направлении, м/с²;

β – коэффициент термического расширения, 1/К.

Уравнение для переноса ε (скорости диссипации турбулентной кинетической энергии) (17):

$$\frac{\partial(\rho\varepsilon)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u_i \varepsilon)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_\varepsilon} \right) \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_j} \right] + C_{1\varepsilon} \frac{\varepsilon}{k} (2\mu_t E_{ij} E_{ij} + C_{3\varepsilon} G_b) - C_{2\varepsilon} \rho \frac{\varepsilon^2}{k} \quad (17)$$

где C_μ, C_1, C_2 – константы в моделях турбулентности.

В уравнении (9) имеется связанный с силами плавучести коэффициент $C_{3\varepsilon}$, рассчитанный из следующего соотношения (18):

$$C_{3\varepsilon} = \tanh \left| \frac{v}{u} \right| \quad (18)$$

где v – компонента скорости течения, которая параллельна вектору силы тяжести, м/с;

u – компонента скорости течения, которая перпендикулярна вектору силы тяжести, м/с.

3. Для учета лучистого теплообмена между топливным сердечником и оболочкой твэла применяется метод эффективной теплопроводности [116], суть которого заключается во внесении поправки, учитывающей вклад лучистого теплообмена в общий теплообмен, в коэффициент теплопроводности гелия, заполняющего зазор (19):

$$\lambda_{\text{эф}} = \lambda + \lambda_{\text{рад}} = \lambda + C_{\text{пр}} \frac{\left[\left(\frac{T_1}{100} \right)^4 - \left(\frac{T_2}{100} \right)^4 \right]}{(T_1 - T_2)} \cdot \sigma \quad (19)$$

где λ – теплопроводность гелия, Вт/(м·К),

$\lambda_{\text{рад}}$ – радиационный коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К),

$C_{\text{пр}}$ – приведенный коэффициент излучения, Вт/(м²·К⁴),

T_1 – температура на поверхности топлива, К,

T_2 – температура на внутренней оболочке твэла, К,

σ – толщина гелиевого зазора, м.

Такой подход позволяет существенно оптимизировать процесс расчета, а его корректность подтверждается предварительными исследованиями, в ходе которых отклонение результатов расчетов по предложенному методу от результатов подробного моделирования лучистого теплообмена в расчетной программе составило не более 2 % [76].

4. В ранее проводимых расчетах присутствовали процессы кипения и конденсации, но у них был существенный недостаток. Парообразование в них моделировалось путем изменения физических свойств испаряющейся фракции, но так как технические средства не позволяли изменять плотность в широких пределах, предыдущие модели обладали недостаточной корректностью решения.

При разработке модели, учитывающей испарение и конденсацию, были использованы следующие математические подходы:

- VOF-модель определяет связь неперемешивающихся жидкостей между собой, с помощью которой отслеживается преобразование границ между долями смеси с учетом их расслоения;

- solidification/melting – модель затвердевания/плавления, позволяющая с учетом скрытой теплоты плавления моделируемых материалов мониторить моменты изменения фазового состояния веществ.

Уравнения неразрывности, импульса и энергии в VOF-модели описываются в методической литературе к CFD-коду [108].

Модель solidification/melting решается с помощью энтальпийной пористости. Она не решается явно как «расплав-твердое тело», а рассматривает промежуточное состояние, называемое «мягкой» зоной. Жидкая фаза в данном случае — это переменная, определяющая количество расплава относительного всего объема вещества. Уравнения модели solidification/melting описываются также в методической литературе [108].

5. ANSYS Fluent это программный код общего назначения. Поэтому в него можно вносить изменения под интересы пользователя. Это реализуется с помощью подпрограмм (UDFs) написанных на языке C и компилированных в программный CFD-код.

Для усовершенствования расчетных математических моделей, применяемых в обоснование внутриреакторных экспериментов на реакторе ИГР, данные подпрограммы были написаны для:

- введения источниковых слагаемых, которые зависят от времени и позиции в расчетной модели;
- введения в программный код граничных условий из текстовых файлов;
- автоматического внедрения в программный код теплофизических свойств среды и материалов объекта;
- управления скоростью расчета.

На рисунке 48 приведены примеры внедряемых в программный код ANSYS Fluent пользовательских функций UDFs.

```
1 #include "udf.h"
2 #include "eqn.h"
3 #include "ui_chem.h"
4 #include "eqn_implicit"
5 #include "f_low.h"
6 #include "mem.h"
7
8 /*.....*/
9 #DEFINE_PROFILE(wall_hot_center, thread, index) // источник энергии
10
11 real kgen1 = 0.0; // коэффициент теплопроводности
12 real x[ND_ND]; // координаты центра текущей ячейки
13 real ht; // высота - координата z
14 real p[ND_ND] = {0.0}; // давление по высоте
15 real p[0] = 1.0; // профиль по времени
16 real center = 0.0; // энергетическая текущей ячейки
17 real f[0] = 0.0;
18 int i;
19
20 // распределение теплопроводности по времени t, sec
21 real t[1] = {0.0, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.5, 0.6, 0.7, 0.8, 0.9, 1.0};
22 real g[1] = {0.0, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.5, 0.6, 0.7, 0.8, 0.9, 1.0};
23 // распределение теплопроводности по высоте, m
24
25 real t[1] = {0.100000, 0.110000, 0.120000, 0.130000, 0.140000, 0.150000, 0.160000,
0.170000, 0.180000, 0.190000, 0.200000, 0.210000, 0.220000, 0.230000, 0.240000, 0.250000,
0.260000, 0.270000, 0.280000, 0.290000, 0.300000, 0.310000, 0.320000, 0.330000, 0.340000,
0.350000, 0.360000, 0.370000, 0.380000, 0.390000, 0.400000, 0.410000, 0.420000, 0.430000,
0.440000, 0.450000, 0.460000, 0.470000, 0.480000, 0.490000, 0.500000, 0.510000, 0.520000,
0.530000, 0.540000, 0.550000, 0.560000, 0.570000, 0.580000, 0.590000, 0.600000, 0.610000,
0.620000, 0.630000, 0.640000, 0.650000, 0.660000, 0.670000, 0.680000, 0.690000, 0.700000,
0.710000, 0.720000, 0.730000, 0.740000, 0.750000, 0.760000, 0.770000, 0.780000, 0.790000,
0.800000, 0.810000, 0.820000, 0.830000, 0.840000, 0.850000, 0.860000, 0.870000, 0.880000,
0.890000, 0.900000, 0.910000, 0.920000, 0.930000, 0.940000, 0.950000, 0.960000, 0.970000,
0.980000, 0.990000, 1.000000};
```

Рисунок 48 – Примеры, внедряемых в программный код ANSYS Fluent, пользовательских функций UDFs

4.2 Реализация заданной диаграммы в устройстве для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора

4.2.1 Устройство для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора

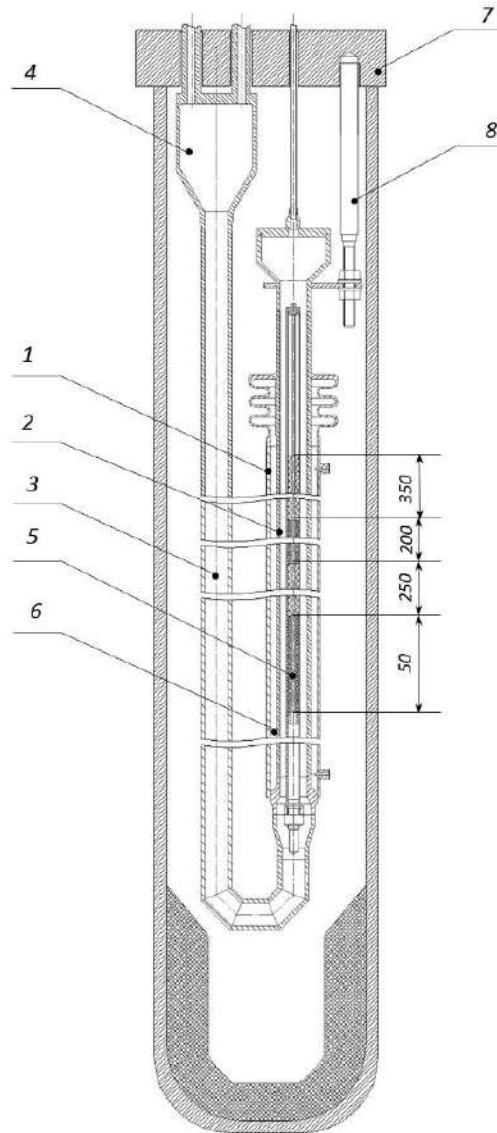
Конструкция экспериментального устройства

Перед разработчиками новых типов реакторов IV поколения стоит важная задача – обеспечение высокого уровня безопасности разрабатываемых ядерных установок. Следовательно, проводится большая работа по разработке различных вариантов совершенно новых активных зон ядерных реакторов или усовершенствованию имеющихся. Одним из примеров разработки нового типа реактора с усовершенствованной активной зоны является реактор на быстрых нейтронах, представленный разработчиками [117]. Усовершенствование основано на принципе попеременного обогащения топливных таблеток в ТВС слоями низкого и высокообогащенного урана (гетерогенная ТВС). Предполагается что такая конфигурация ТВС, вместе с другими конструкционными нововведениями, позволит снизить отрицательный

пустотный эффект реактивности [118] разрабатываемого реактора, что гарантирует его безопасное использование [96].

Для отработки подходов и процедуры проведения испытаний на реакторе ИГР с гетерогенной тепловыделяющей сборкой реактора на быстрых нейтронах, а также получения данные последовательности событий, имеющих место в топливных элементах гетерогенной ТВС, на начальной фазе развития аварии с потерей расхода теплоносителя, было разработано соответствующее экспериментальное устройство для испытаний твэлов в реакторе ИГР [65, 119].

Общий вид экспериментального устройства показан на рисунке 49.



1 – испытательная секция, 2, 3 – тракт теплоносителя, 4 – емкость с теплоносителем, 5 – модельный твэл, 6 – тракт охлаждения азотом, 7 – крышка, 8 – штанга

Рисунок 49 – Устройство экспериментальное

Корпус испытательной секции предназначен для размещения твэла, организации тракта теплоносителя (натрий), а также для предотвращения

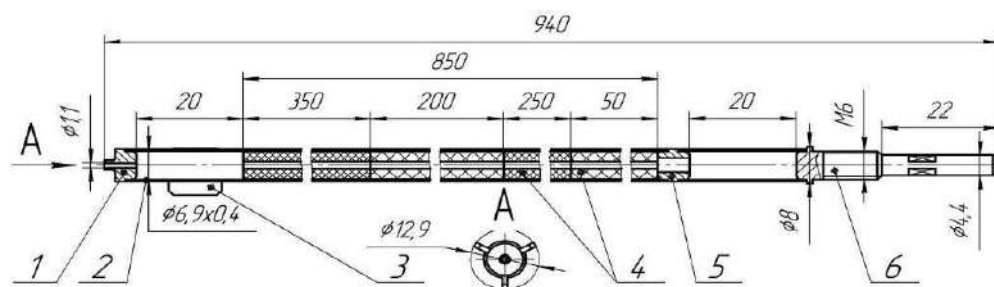
возможного контакта расплава топливной композиции с корпусом ампулы (локализация расплава) [71]. Высота корпуса составляет 3944 мм.

Твэл экспериментального устройства разделен по высоте на четыре зоны в зависимости от обогащения топлива:

- нижняя зона воспроизводства (обогащение 0,27 % по U^{235}), высотой 50 мм;
- нижняя зона деления (обогащение 17 % по U^{235}), высотой 250 мм;
- верхняя зона воспроизводства (обогащение 0,27 % по U^{235}), высотой 200 мм;
- верхняя зона деления (обогащение 17 % по U^{235}), высотой 350 мм.

Конструктивно твэл состоит из оболочки, к нижнему торцу которой приварена стальная заглушка, и топливных таблеток. Сверху оболочки установлена съемная заглушка, имеющая отверстие для установки термопары внутрь топливного столба. По высоте топливный столб разбит на зоны с таблетками разного обогащения. Общая высота топливного столба составляет 850 мм.

Твэл (рисунок 50) набирался из таблеток высотой около 10 мм, диаметром 5,9 мм в количестве 90 штук, причем таблетки зоны деления имеют центральное отверстие диаметром 1 мм. Требования по герметичности к твэлу не предъявлялось.



1 – заглушка концевая; 2 – оболочка; 3 – дистанционатор; 4 – топливная таблетка;
5 – кольцо опорное; 6 – заглушка концевая

Рисунок 50 – Схема твэла

Главным критерием для выбора оптимальной конструкции экспериментального устройства являлось обеспечение требуемого энерговыделения в верхней зоне деления, которое составляет 90,6 Вт/г UO_2 и в нижней зоне деления – 74 Вт/г UO_2 (рисунок 51).

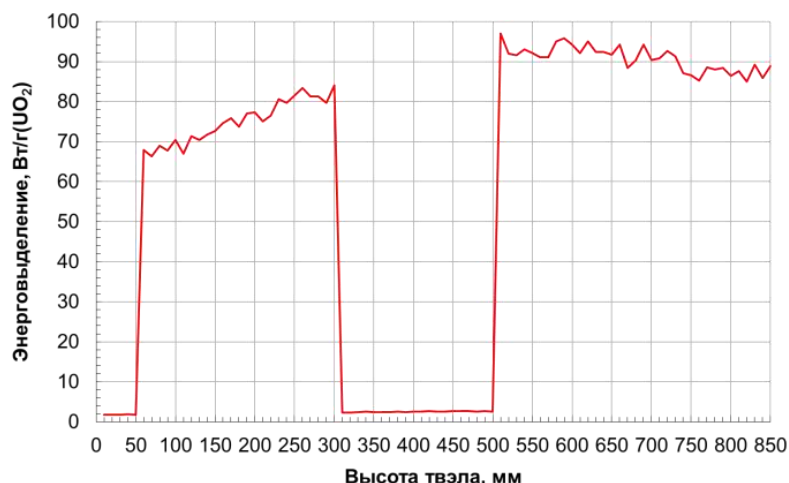
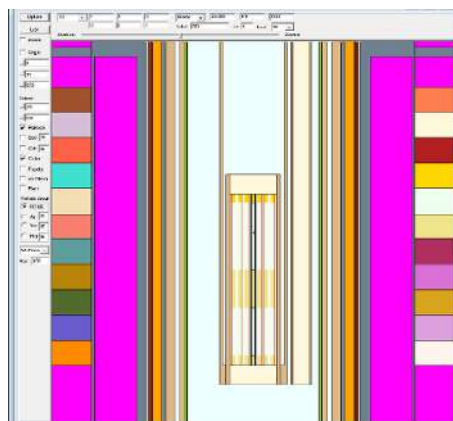


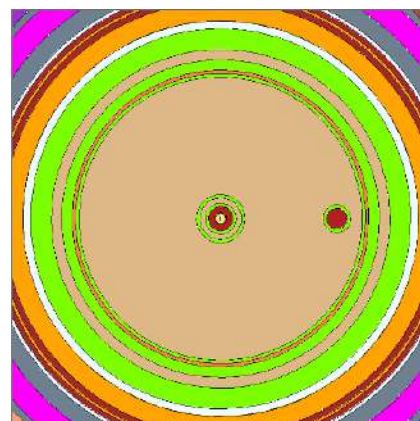
Рисунок 51 – Высотное распределение энерговыведения в твэле

Для определения возможности обеспечения требуемого энерговыведения был проведен ряд нейтронно-физических расчетов. Расчеты проводились с учетом конструктивных особенностей как реактора, так и экспериментального устройства [120]. В расчетах использовалась методика, рассмотренная в главе 2.

Нейтронно-физические расчеты проводились в программном коде MCNP/5 с библиотекой материалов ENDF/B-VI [75], в котором была разработана модель, объединяющая вместе реактор и экспериментальное устройство (рисунок 52).



а) вертикальное сечение



б) горизонтальное сечение

Рисунок 52 – Объединенная расчетная модель ИГР и экспериментального устройства по изучению аварии с блокировкой проходного сечения теплоносителя

В результате проведенных расчетов было определено местоположение устройств в центральном экспериментальном канале ИГР, обеспечивающее

требуемый уровень высотного распределения энерговыделения в зонах деления модельной ТВС.

Отметка «0 мм» соответствует нижнему торцу топливного столба модельного твэла (рисунок 51). Данное расположение будет осуществлено с помощью штанги (поз.5, рисунок 49).

Описание тракта натриевого теплоносителя

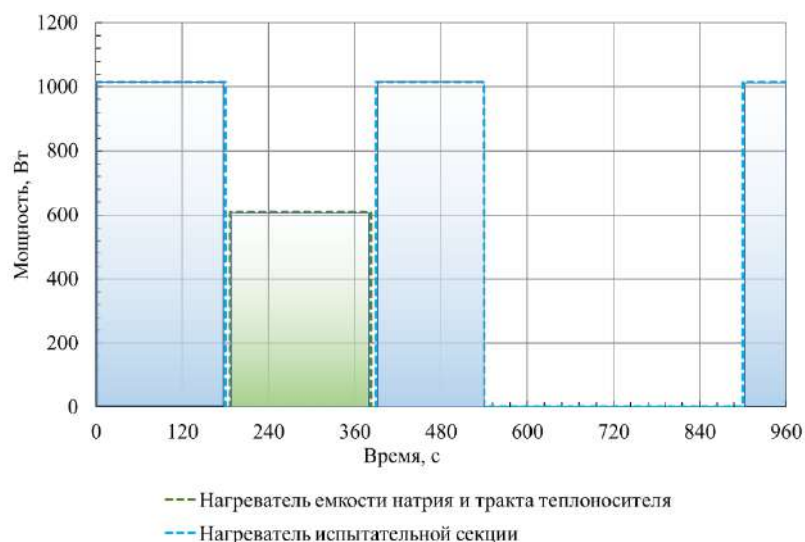
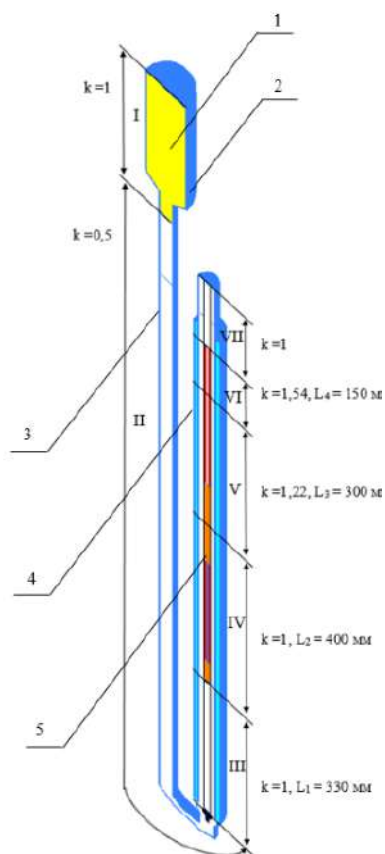
Для возможности заполнения испытательной секции натрием, а также для его естественного перемещения во время реакторного эксперимента был организован тракт теплоносителя (поз. 2, 3, рисунок 49) и размещена емкость натрия. Тракт представлял собой сварную конструкцию из трубы диаметром 16×2 мм, выполненной из нержавеющей стали 12Х18Н10Т.

Для заполнения испытательной секции натрием и обеспечения требуемого распределения температуры натрия (рабочая температура перед началом развития аварии 400 °С) в испытательной секции устройства перед началом реализации требуемой диаграммы мощности реактора был необходим предварительный разогрев емкости натрия, тракта теплоносителя и испытательной секции устройства с использованием электрических нагревателей.

Для решения данной задачи был проведен теплогидравлический расчет [121], где работа электрических нагревателей моделировалась тепловым потоком с внешних стальных стенок, который имитировал работу кабельных нагревателей, установленных на внешних поверхностях емкости натрия, тракта теплоносителя и на внешней трубе корпуса испытательной секции. На рисунке 53а представлены участки, на которых моделировалась работа нагревателей.

В результате расчета была получена диаграмма изменения мощности и порядок включения нагревателей (рисунок 53б), которые обеспечили:

- предварительный разогрев элементов конструкции испытательной секции выше температуры плавления натрия (равной 371 К) до начала ее заполнения натрием;
- плавление натрия в емкости с последующим его перемещением в тракт теплоносителя и испытательную секцию экспериментального устройства;
- требуемое распределение температуры в испытательной секции устройства, заполненной натрием (на входе в испытательную секцию – 673 К, на выходе – 823 К) перед началом реализации диаграммы эксперимента.



1 – натрий; 2 – емкость натрия;
3 – тракт теплоносителя;
4 – испытательная секция;
5 – твэл

а) расчетная модель
испытательной секции

б) диаграмма изменения мощности электрических
нагревателей

Рисунок 53 – Расчетная модель испытательной секции и диаграмма разогрева натрия в экспериментальном устройстве

4.2.2 Обоснование режима испытания экспериментального устройства Цель и задачи эксперимента.

Цель внутриреакторного эксперимента [94]:

1. Отработать подходы и процедуры проведения испытаний на реакторе ИГР гетерогенной тепловыделяющей сборки реактора на быстрых нейтронах;
2. Получить данные последовательности событий, имеющих место в топливных элементах гетерогенной ТВС, на начальной фазе развития аварии с потерей расхода теплоносителя.

Для реализации поставленных целей были сформулированы следующие задачи эксперимента:

- обеспечить начальное распределения температуры топлива и натрия;
- реализовать заданную диаграмму мощности реактора ИГР, (быстрый вывод и поддержание энерговыделения в твэле на уровне, соответствующем номинальному);

- обеспечить расплавления оболочек твэла, вследствие продолжающегося энерговыделения в топливе и снижение интенсивности теплообмена с неподвижным натрием, обусловленного его кипением;
- обеспечить взаимодействие расплава оболочек и разогретых топливных таблеток с натрием, достижение подплавления топливных таблеток в центральной части зоны деления твэла (не более 2%);
- прекратить ядерный нагрев твэла.

Расчётная модель экспериментального устройства

Целью проведения теплогидравлических расчетов являлась получение диаграммы эксперимента для реализации поставленных целей и задач. Разработанная двухмерная теплогидравлическая модель (рисунок 54) в программном CFD-коде ANSYS FLUENT [122] состояла из испытательной секции, включающей в себя твэл, тракт теплоносителя, корпуса (внутренний и внешний) испытательной секции и моделируемую среду теплоносителя и азота, необходимого для охлаждения устройства.

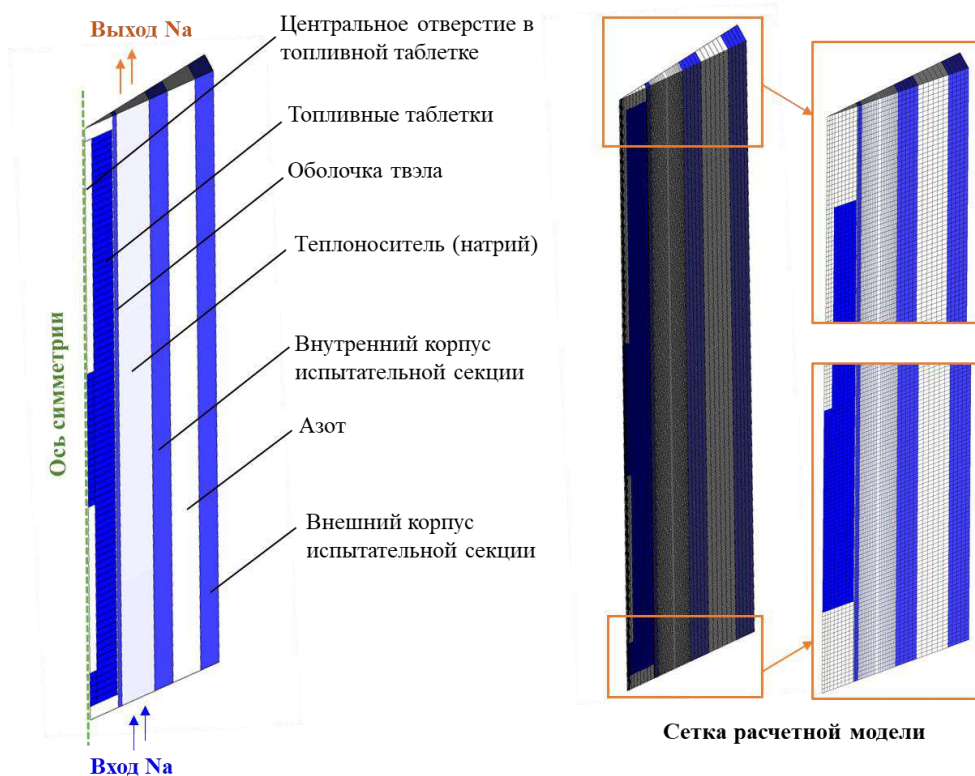


Рисунок 54 – Двухмерная расчетная модель

На верхней и нижней поверхности модели устанавливались адиабатные условия теплообмена с внешней средой. Расчетная сетка конечных объемов построена с использованием программного пакета GAMBIT [123].

В результате предварительных расчетов выбрано общее число четырехугольных призматических элементов, содержащееся в пространственной сетке, которое составило 48950. Данное количество элементов является оптимальным выбором для расчетов устройства, обладает

достаточной точностью и адекватным потреблением вычислительных ресурсов. Разбиение на большее количество элементов являлось не целесообразным, так как относительное отклонение от данных с более густой сеткой составляет менее 2 %.

Граничные условия

При оценке теплового состояния экспериментального устройства на режиме разогрева и частичного плавления конструкционных элементов испытательной секции экспериментального устройства за счет внутреннего энерговыделения начальная температура испытательной секции принималась в соответствии с расчетными данными полученными при предварительном разогреве устройства, а именно на входе в испытательную секцию 673 К, а на выходе – 823 К. Распределение энерговыделения в топливных таблетках по высоте твэла для нижней и верхней зоны деления представлено на рисунке 51.

Теплофизические характеристики материалов принимались из литературных источников [124, 125, 126].

Расчет теплового состояния экспериментального устройства выполнялся при допущении, что ТВС сохраняет пространственную структуру в ходе всего эксперимента.

В расчетах учитывалась лучистая составляющая теплообмена в зазорах между топливом и оболочкой твэла, при этом степень черноты материалов принималась равной 0,6. Зазор между топливом и оболочкой твэла заполнен аргоном.

Модель учитывает распределение скоростей теплоносителя в тракте охлаждения твэла испытательной секции, возникающее при нагревании натрия, за счет естественной конвекции согласно силам гравитации. Для описания пространственных гидродинамических эффектов конвективного теплопереноса использовалась модель турбулентности Realizable k-ε, в соответствии с рассмотренными подходами в главе 4.

На внешней стенке натриевого канала задавались условия конвективного теплообмена с окружающей средой с температурой 673 К при коэффициенте теплоотдачи 5 Вт/(м²·К).

Оценка теплового состояния ТВС во время реализации диаграммы эксперимента

В результате проведенных теплогидравлических расчетов [92, 93] была получена диаграмма пуска реактора (рисунок 55).

Температурное поле в материалах испытательной секции на 37 с от начала реализации диаграммы эксперимента и изменение температуры в контрольных точках установки термодпар ТТ1 (центр топливной таблетки «-55 мм» от ЦА3), ТТ2 (стенка оболочки твэла «-55 мм» от ЦА3) и ТТ3 (стенка оболочки твэла «-705 мм» от ЦА3) во время реализации диаграммы эксперимента показаны на рисунке 56.

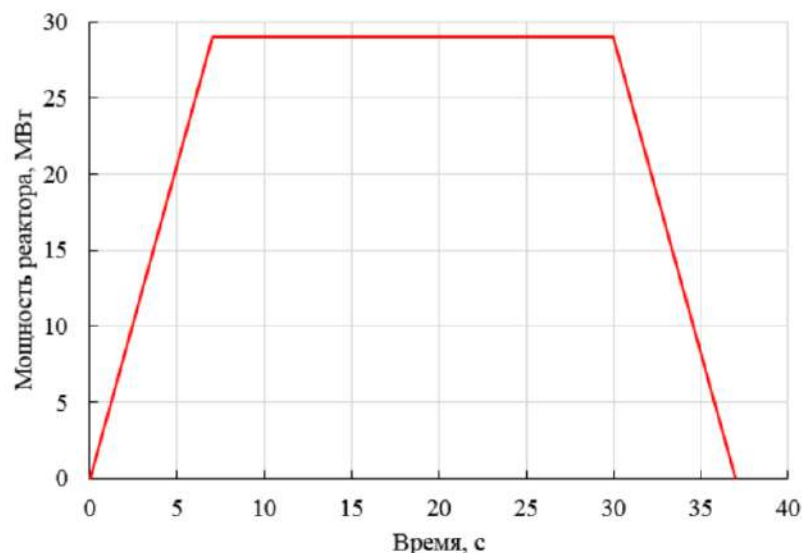
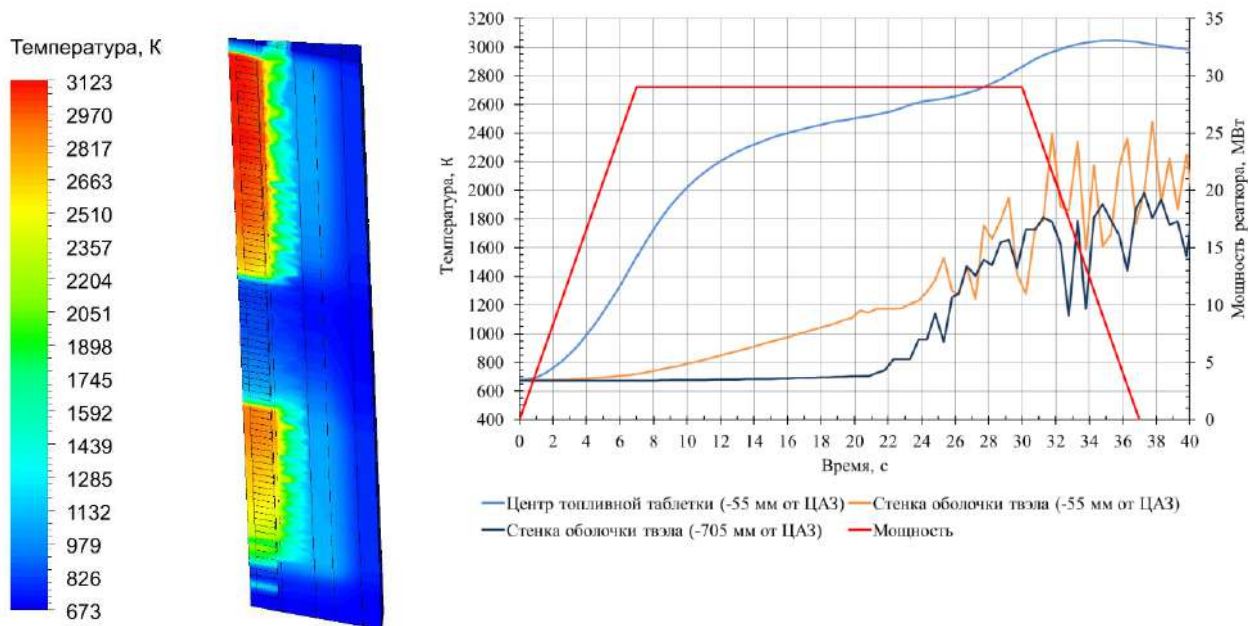


Рисунок 55 – Диаграмма изменения мощности в реакторе ИГР в процессе проведения эксперимента



а) Распределение температуры в испытательной секции на 37 с от начала реализации диаграммы эксперимента

б) Изменение температуры материалов испытательной секции при реализации диаграммы эксперимента

Рисунок 56 – Температурное поле в испытательной секции на 37 с от начала реализации диаграммы эксперимента и изменение температуры в ходе эксперимента

На рисунке 57 представлено распределение температуры в материалах испытательной секции в разные моменты времени при реализации диаграммы эксперимента.

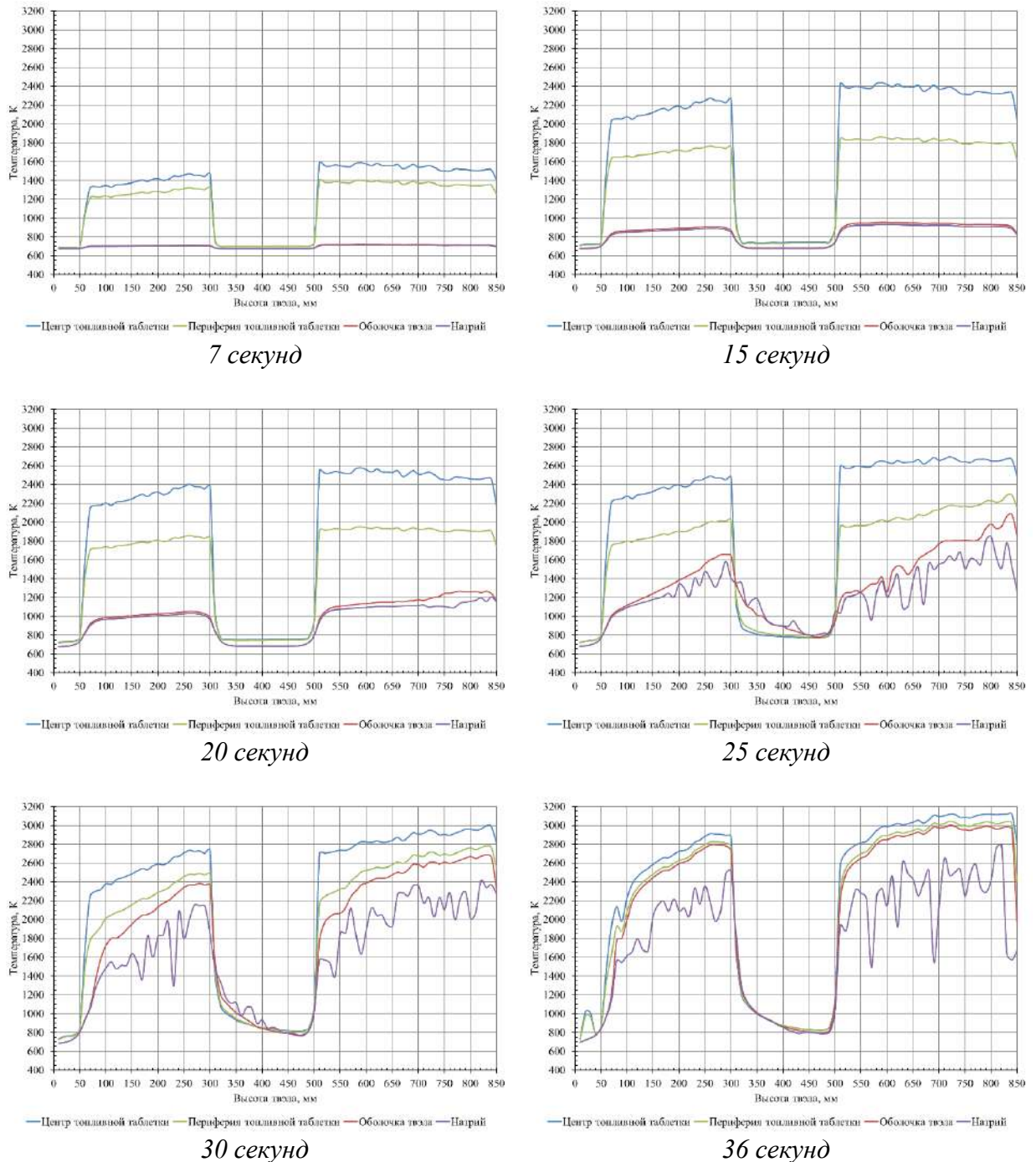


Рисунок 57 – Распределение температуры в материалах испытательной секции в разные моменты времени при реализации диаграммы эксперимента

Результаты расчетов показывают, что при выбранной диаграмме пуска реактора (рисунок 55) начало образования паровых пузырьков в натрии начинается на ~20 секунде от начала реализации диаграммы эксперимента. На ~25 с фиксируется интенсивное кипение натрия. Частичное расплавление оболочки ТВЭЛ начинается на ~28 с ($T_{пл}=1800\text{ К}$ [124]). На ~36 секунде от

начала реализации диаграммы мощности реактора фиксируется температура плавления диоксида урана ($T_{пл}=3120\text{K}$ [124]) с последующим ее снижением.

В результате проведенных теплогидравлических расчетов была получена диаграмма пуска реактора, отвечающая целям и задачам проведения реакторных исследований с разработанным экспериментальным устройством. Данная диаграмма далее была использована в эксперименте.

4.2.3 Проведение эксперимента

В ходе подготовки к эксперименту был определен порядок, условия и объем испытаний экспериментального устройства, в процессе которых последовательно решены следующие основные задачи:

- подготовка экспериментального устройства к исследовательскому пуску;
- измерение параметров экспериментального устройства в ходе подготовки к исследовательскому пуску и в ходе проведения исследовательского пуска;
- послереакторные исследования экспериментального устройства;
- анализ прямых и косвенных измерений параметров исследовательского пуска.

Реализация эксперимента проводится по следующему сценарию:

- предварительный разогрев емкости натрия, тракта теплоносителя и испытательной секции экспериментального устройства для заполнения испытательной секции натрием;
- организация требуемого распределения температуры натрия в испытательной секции экспериментального устройства с использованием электрических нагревателей;
- реализация требуемой диаграммы мощности реактора;
- разогрев топливных таблеток за счет внутреннего энерговыделения;
- рост давления в активной зоне, обусловленный разогревом и кипением натрия;
- растрескивание топливных таблеток и частичное подплавление топлива и оболочек твэлов, вследствие внутреннего энерговыделения в топливе;
- взаимодействие расплава оболочек с натрием, заполняющим полость тракта теплоносителя;
- прекращение ядерного нагрева твэла;
- реализация процесса расхолаживания экспериментального устройства;
- охлаждение расплавленных элементов конструкции испытательной секции в процессе расхолаживания экспериментального устройства.

Были выполнены работы по изготовлению деталей экспериментального устройства и средств измерений его параметров [127, 128]. Все детали и сборочные единицы экспериментального устройства, за исключением средств измерений и гермопроходников для вывода измерительных линий были изготовлены в Филиале «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (рисунок 58).

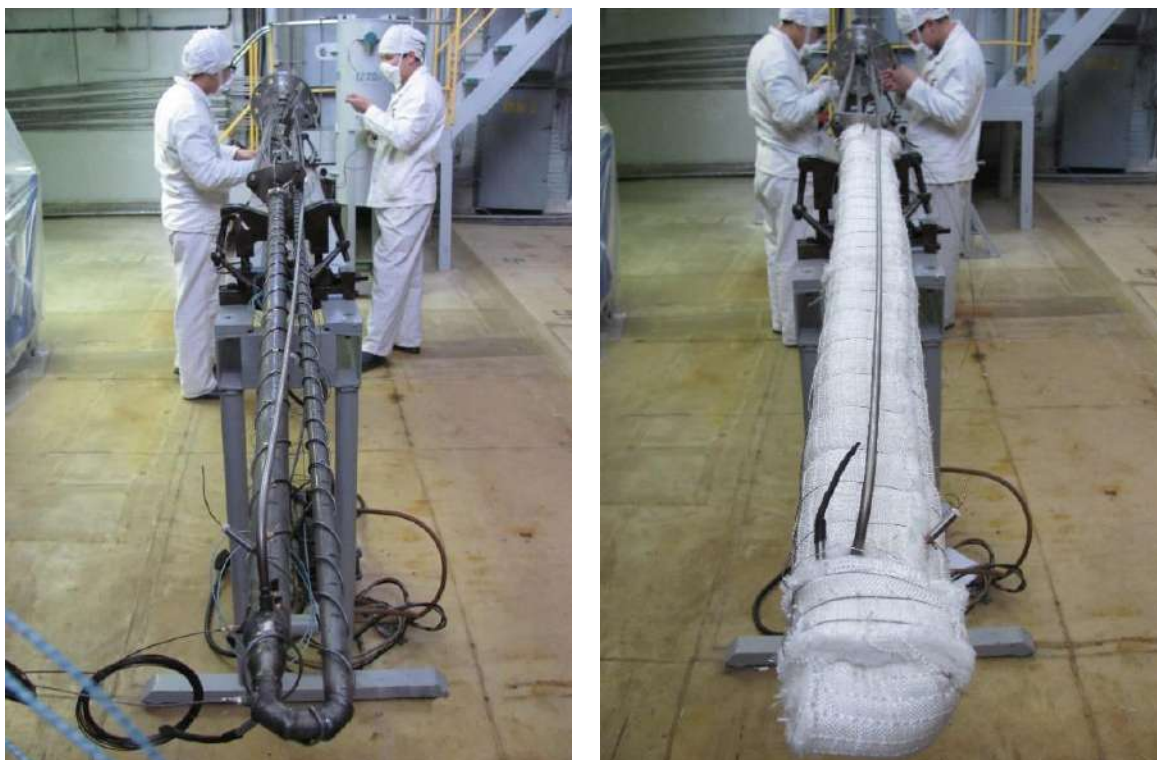


Рисунок 58 – Экспериментальное устройство в процессе сборки

Метрологическое обеспечение испытаний достигалось применением информационно-измерительной системы, состоящей из первичных преобразователей и средств регистрации сигналов. Схема расположения точек контроля параметров в экспериментальном устройстве приведена на рисунке 59.

Датчики температуры применялись типа ХА с максимальной рабочей температурой измерения равной 1800 К.

Исследовательский пуск реактора ИГР был проведен в заданном программой режиме, согласно диаграмме (рисунок 55) с загруженным в центральный экспериментальный канал реактора экспериментальным устройством, снаряженным ядерным топливом и заполненный натрием [129, 130]. Исследовательский пуск был проведен после предварительного разогрева элементов испытательной секции электрическими нагревателями. В процессе предварительного разогрева была достигнута заданная программой эксперимента температура в контролируемых точках согласно схеме, представленной на рисунке 60.

В ходе пуска энерговыделение в АЗ реактора составило 1 ГДж [130]. Во время облучения были проведены измерения мощности, движения органов регулирования и температуры активной зоны ИГР, измерения давления, температуры и уровня натрия в испытательной секции. Во время пуска мощность твэла экспериментального устройства составила 14 кВт, что соответствует номинальной мощности твэла в ТВС исследуемого быстрого реактора, а интегральное энерговыделение в твэле составило $E=1,56$ кДж/гUO₂.

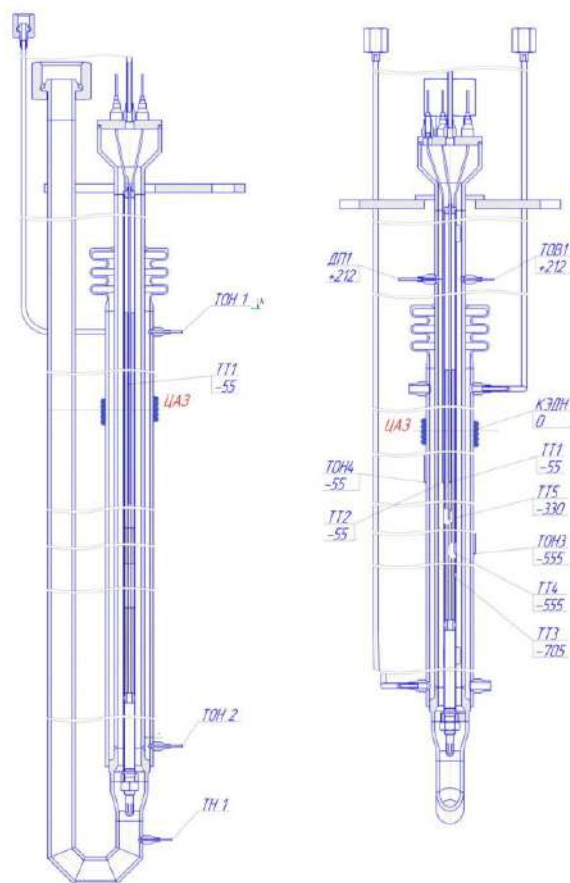


Рисунок 59 – Схема расположения точек контроля параметров в экспериментальном устройстве

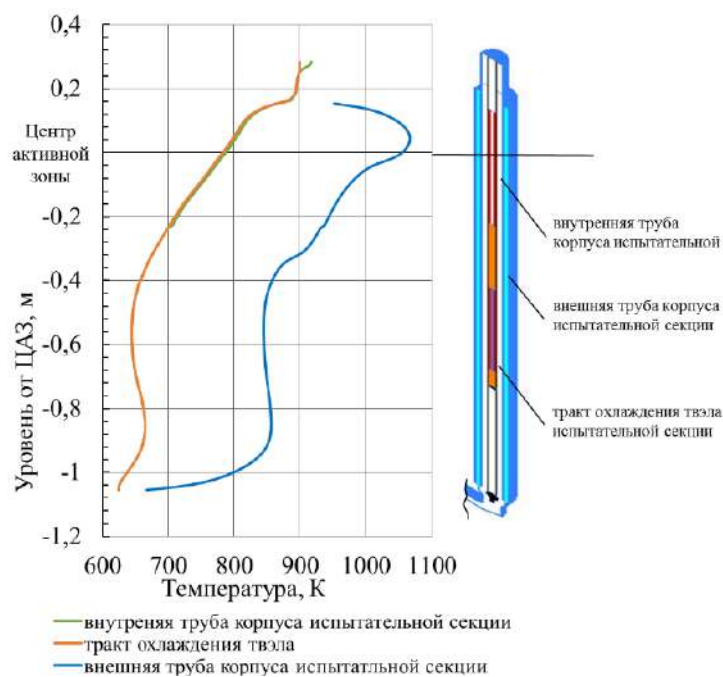


Рисунок 60 – Распределение температуры в тракте охлаждения твэла в момент завершения работы нагревателя испытательной секции

4.2.4 Результаты испытаний

Диаграммы изменения основных контролируемых параметров экспериментального устройства и реактора в процессе пуска приведены на рисунках 61 – 65. Один микроампер, зарегистрированный в ионизационной камере реактора, соответствует мощности реактора равной $\sim 3,55$ МВт.

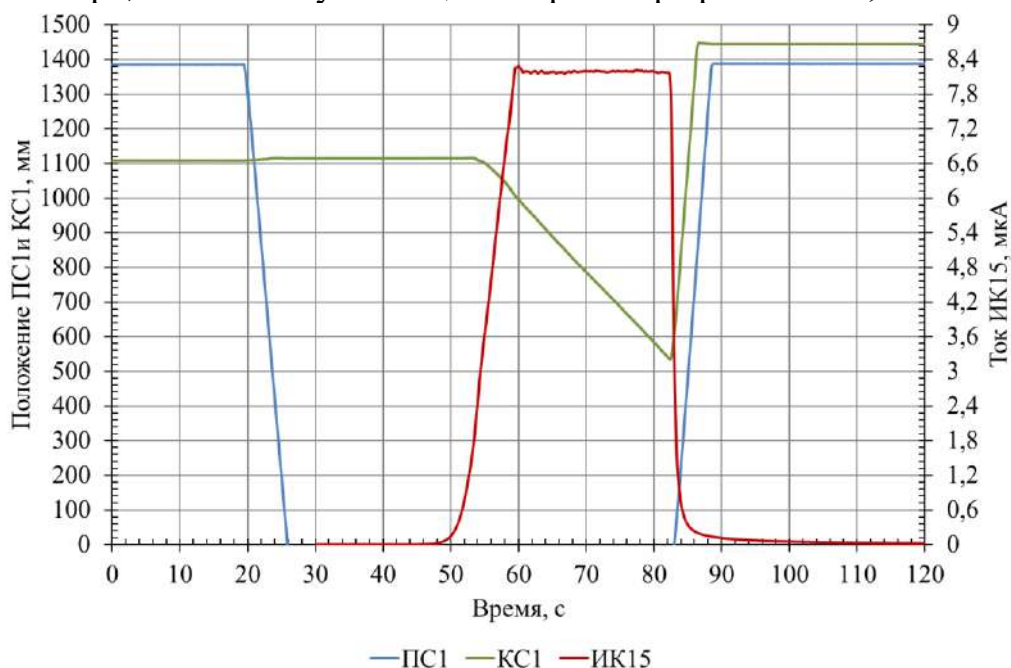


Рисунок 61 – Диаграмма изменения тока в ионизационной камере реактора (ИК15) и положения стержней регулирования ИГР в эксперименте (ПС1 и КС1)

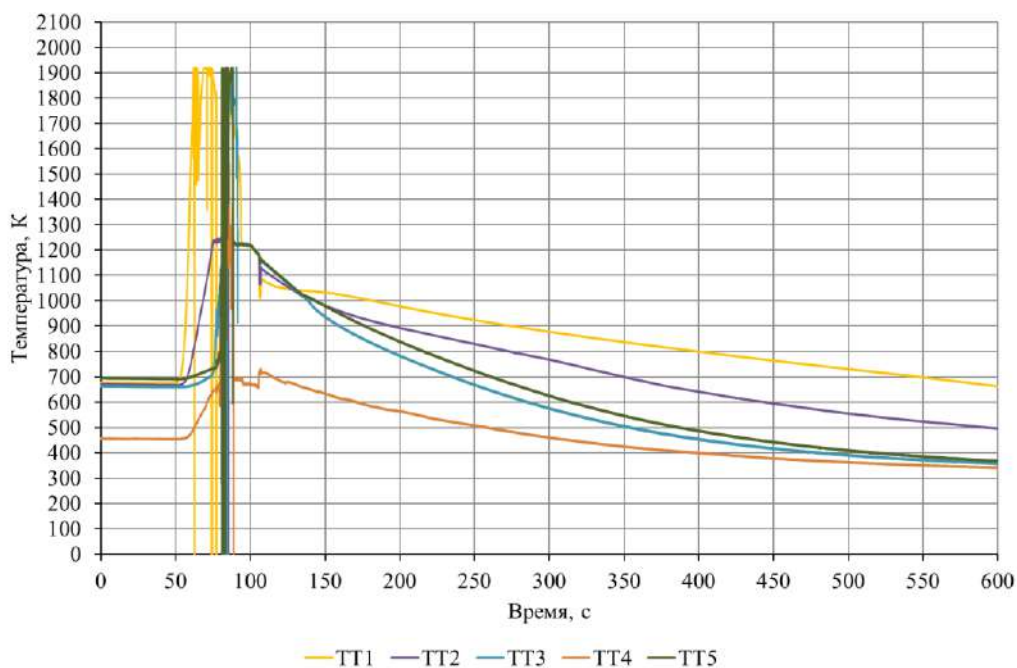


Рисунок 62 – Показания термомпар, установленных на ТВЭле и в топливе (непрерывная регистрация в ходе всего эксперимента)

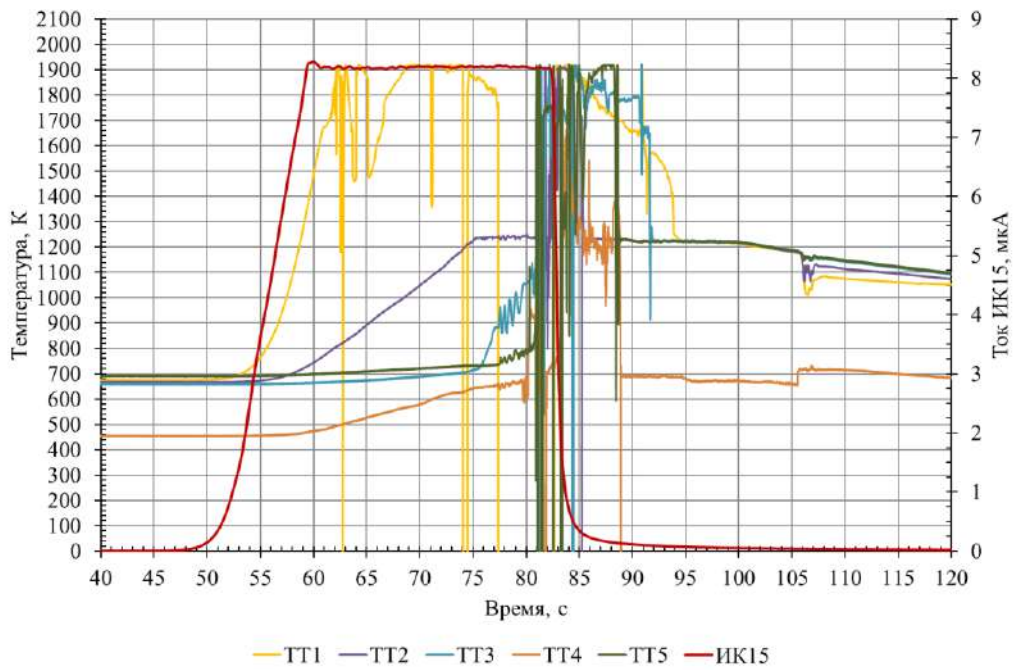


Рисунок 63 – Показания термопар, установленных на твэле и в топливе, в процессе изменения мощности реактора

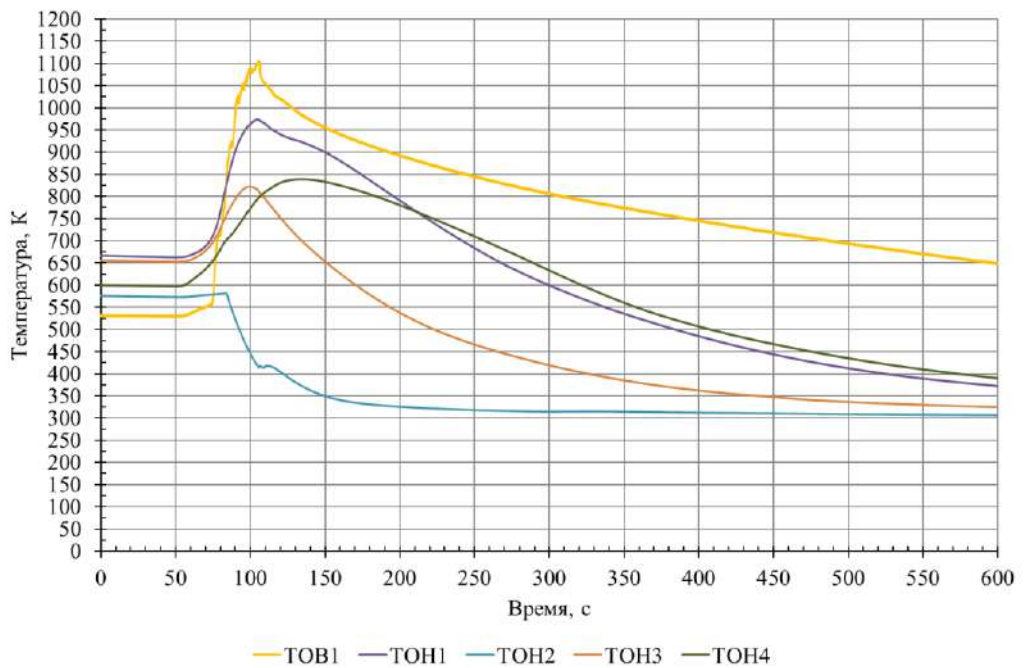


Рисунок 64 – Показания термопар, установленных на корпусе испытательной секции (непрерывная регистрация в ходе всего эксперимента)

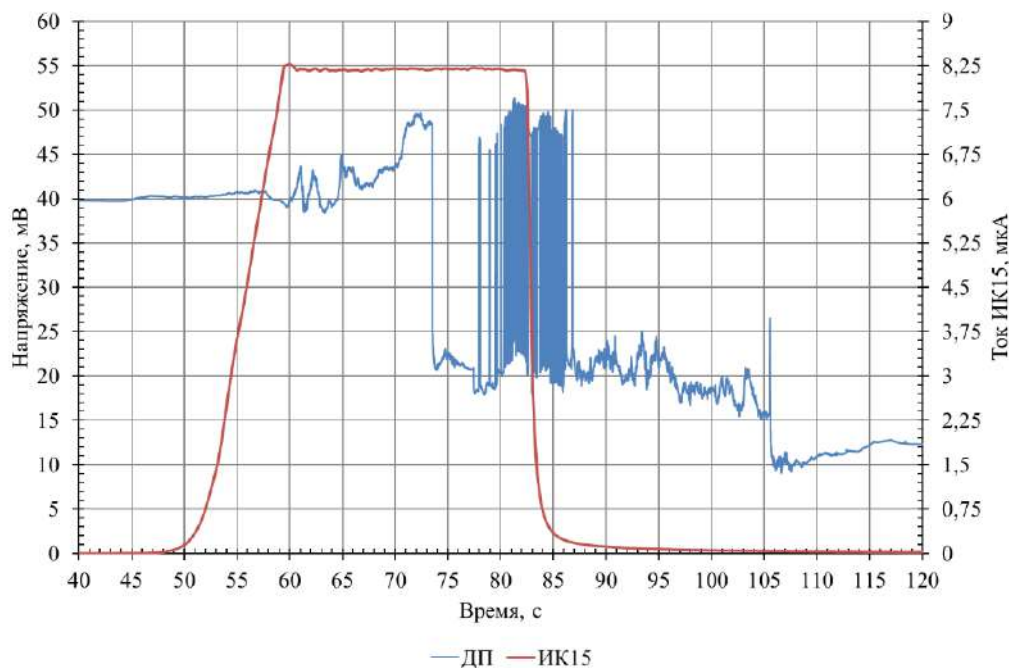


Рисунок 65 – Диаграммы изменения рабочих сигналов датчика пустот в процессе изменения мощности реактора

4.2.5 Анализ экспериментальных данных

Анализ экспериментальных данных проводился по датчикам температуры (термопарам ТТ1, ТТ2, ТТ3, ТТ4, ТТ5) (рисунок 63) и по датчику пустот (ДП) (рисунок 65).

За момент начала реализации диаграммы мощности реактора по временной шкале можно считать точку равную 50 секундам от момента, принятого за начало пуска. Все начальные параметры экспериментального устройства перед пуском соответствовали программным значениям: начальная температура топлива и натрия в испытательной секции составляла примерно 673 К.

На 52,5 с отмечается начало роста температуры в центре топливного столба на уровне «-55» от ЦАЗ (термопара ТТ1), что говорит о начале ядерного нагрева топливного столба в ЭУ. На 55,7 секунде начинается рост температуры на оболочке твэла на уровне «-55» от ЦАЗ (термопара ТТ2). Между 57 и 62 секундой начинает подниматься значение температуры на оболочке твэлов на уровнях «-330», «-555» и «-750» от ЦАЗ (ТТ5, ТТ4 и ТТ3 соответственно).

На 62,7 с термопара ТТ1, расположенная в центре топливного столба на уровне «-55» от ЦАЗ, показывает повышение температуры до температуры 1900 К (рисунок 63), после чего показания данной термопары представляют собой скачкообразную картину, что можно интерпретировать как выход термопары из строя.

Согласно показаниям датчика пустот (рисунок 65) с 70 секунды начинается образование паровых пузырьков натрия, а уже с 75 секунды наблюдается его интенсивное кипение возле оболочки твэла (рисунок 63). Осушение оболочки твэла можно наблюдать с 80,2 секунды (рисунок 63).

После чего происходит его резкий нагрев и подъем температуры до температуры плавления стали ($T_{пл}=1800\text{ К}$ [124]).

На 81 секунде происходит плавление оболочки твэла, и как следствие его разгерметизация (рисунок 66). Далее зафиксировано резкое вскипание натрия за счет его непосредственного контакта с топливом.

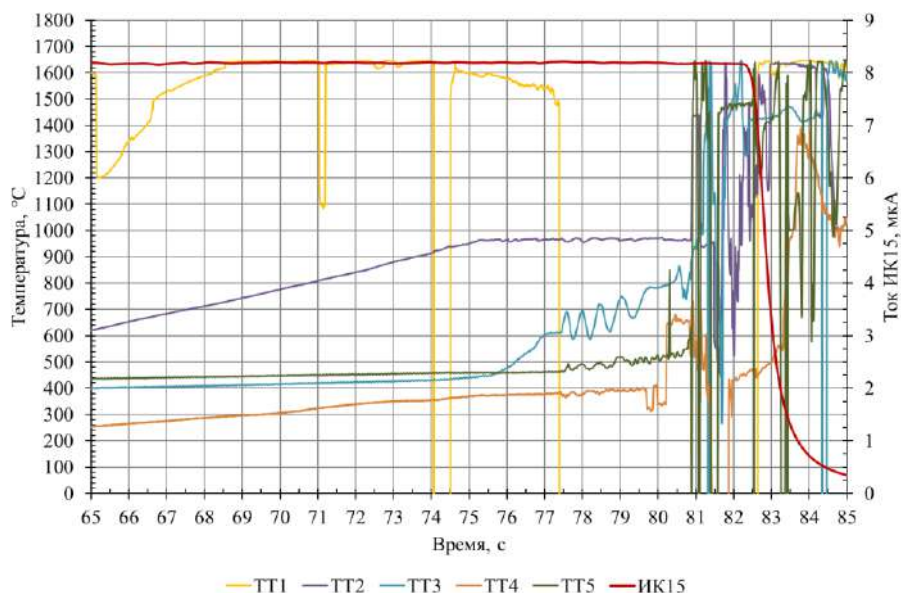


Рисунок 66 – Показания термопар, установленных на твэле и в топливе, в процессе изменения мощности реактора с 65 с по 85 с эксперимента

Наиболее полная картина процессов деградации топлива и несущих конструкций получена после разрушающих и материаловедческих вне реакторных исследований испытательной секции.

4.2.6 Разрушающие исследования состояния элементов устройства

Разборка экспериментального устройства проведена в следующей последовательности:

- демонтаж экспериментального устройства;
- дозиметрические исследования;
- удаление натрия из испытательной секции экспериментального устройства;
- заполнение полостей испытательной секции эпоксидным компаундом;
- резка испытательной секции.

Согласно программе послереакторных исследований выполнены поперечные и продольныерезы фрагмента испытательной секции для установления мест образования расплава конструкционных элементов.

На рисунке 67 показаны фрагменты секции после выполненных продольных резов, а на рисунке 68 – поперечных резов. Все поперечные резы находятся в местах расположения активной части топливного столба с обогащением 17% по U^{235} .



Рисунок 67 – Внешний вид секции после продольного реза



Рез №1



Рез №2



Рез №3



Рез №4

Рисунок 68 – Внешний вид секции на поперечных резах

На всех снимках определяется растрескивание топливных таблеток, при этом на поперечном срезе №2 растрескивание наиболее выражено. Это объясняется расположением данного участка ближе к центру активной зоны реактора. Оболочка твэла расплавлена и перемещена относительно своего начального положения (рисунок 69). Целостность внешней стенки испытательной секции не нарушена. На продольных резах видны места образования расплава оболочки твэла.



Рез №1



Рез №2



Рез №3



Рез №4

Рисунок 69 – Внешний вид секции после выполненных продольных резов

Подробный анализ состояния фрагментов испытательной секции экспериментального устройства проведен с помощью материаловедческих исследований.

4.2.7 Материаловедческие исследования фрагментов экспериментального устройства

Целью исследований является получение данных о состоянии топлива в испытательной секции (рисунок 70) экспериментального устройства после его облучения в реакторе ИГР. Для достижения поставленной цели решались следующие задачи:

- определение мест отбора образцов из фрагментов испытательной секции;
- вырезка и подготовка образцов;
- проведение макро- и микроструктурных исследований образцов.



Рисунок 70 – Фрагменты испытательной секции экспериментального устройства

Пробоподготовка

Из испытательной секции экспериментального устройства были вырезаны 5 образцов: 2 образца из нижней зоны деления, 1 из верхней зоны воспроизводства и 2 из верхней зоны деления (рисунок 71). Вырезка образцов осуществлялась алмазным диском на отрезном станке LSQ-100. Перед шлифовкой образцы были дополнительно залиты эпоксидной смолой. Подготовка металлографических шлифов проводилась на шлифовально-полировальном станке Laborol 5 и включала в себя:

- 1) последовательное шлифование на наждачной бумаге зернистостью: 180,

320, 600, 1200, 2500;

2) последовательную полировку на сукне с применением алмазных суспензий с размерами абразивных частиц: 3 и 1 мкм.



Рисунок 71 – Схема вырезки образцов из фрагментов ИС ЭУ ПК

После каждой стадии шлифовки и полировки образцы промывались в ультразвуковой ванне, для удаления абразивных частиц. Внешний вид шлифов представлен на рисунке 72. В образцах 1, 2, 3 полировке подвергались и поперечное и продольное сечения. В образце 4 – только продольное сечение, в образце 5 - только поперечное.



Рисунок 72 – Внешний вид подготовленных для исследования образцов с указанием областей испытательной секции, из которых они были вырезаны

Результаты исследований

Образец 1 и 2

Образец 1 и 2 были извлечены из нижней зоны деления. На рисунке 73 можно видеть, что в нижней зоне деления произошло оплавление оболочки топливных таблеток. На поперечном сечении наблюдаются радиально ориентированные трещины: трещины распространяются от центра к периферии таблетки. На продольном сечении трещины ориентированы преимущественно в направлении перпендикулярном оси таблетки. Как на поперечном, так и на продольном сечениях имеются поры размером до 100 мкм. Крупные поры распределены по сечению неравномерно. Следов проникновения металлического расплава в материал таблетки по трещинам не наблюдается.

Вблизи крупных пор и трещин проявляется зеренная структура диоксида урана. В структуре диоксида урана имеются области, окрашенные в рубиновый цвет, размер данных областей составляет несколько микрон. Кристаллы диоксида урана полупрозрачны и имеют рубиновый окрас, их окраска могла проявиться в результате отражения света от металлических включений или дефектов структуры, расположенных вблизи исследуемой поверхности образца. Снимки микроструктуры образца 1 представлены на рисунке 74.

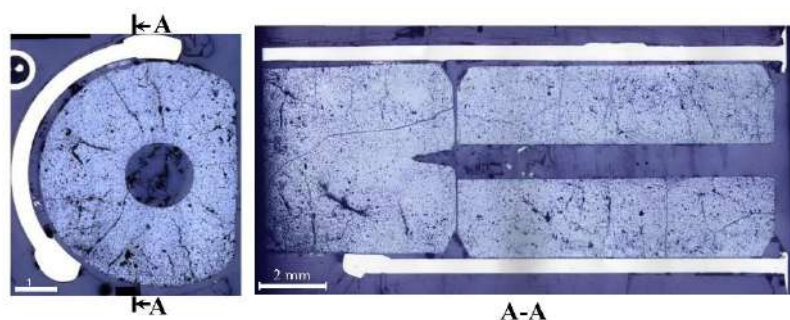


Рисунок 73 – Внешний вид поперечного и продольного сечений образца 1

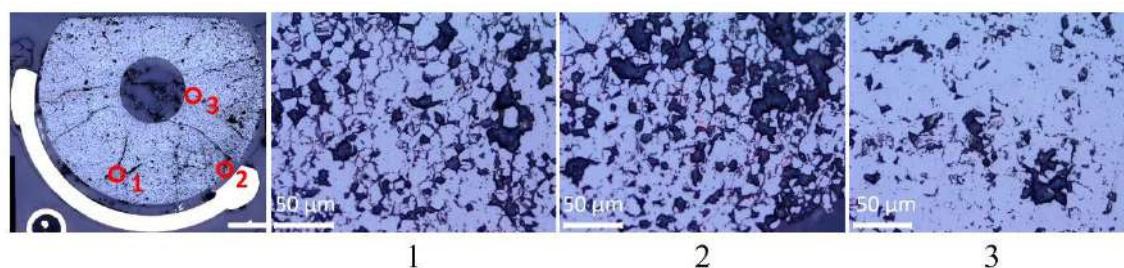


Рисунок 74 – Снимки микроструктуры образца 1

Значительных отличий в структуре образцов 1 и 2 не наблюдается. Снимки микроструктуры образца 2 представлены на рисунке 75.

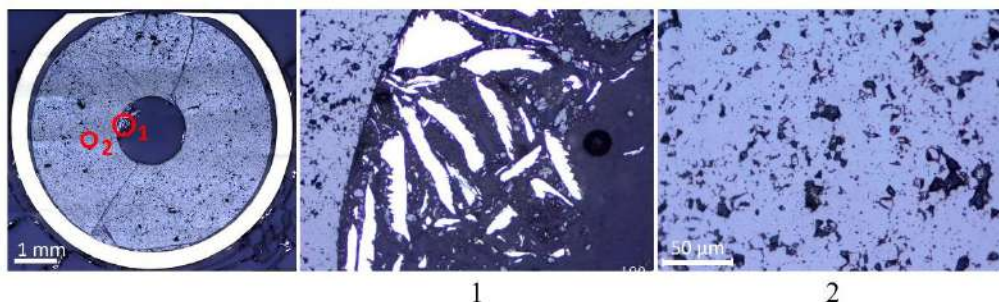


Рисунок 75 – Снимки микроструктуры образца 2

Образец 3

Образец 3 (рисунок 76) был извлечен из верхней зоны воспроизводства.

На поперечном сечении образца присутствует единственная трещина, расположенная параллельно продольному сечению, выполненному углошлифовальной машиной (УШМ). Резка испытательной секции УШМ, скорее всего, и стала причиной ее возникновения.

Как на поперечном, так и на продольном сечении, располагаются крупные поры, имеющие в основном вытянутую форму. Размер пор на поперечном сечении составляет до 300 мкм, на продольном сечении присутствуют поры размером более 1 мм. На продольном сечении поры ориентированы преимущественно параллельно торцевым поверхностям таблеток. Снимки микроструктуры образца 3 представлены на рисунке 76.

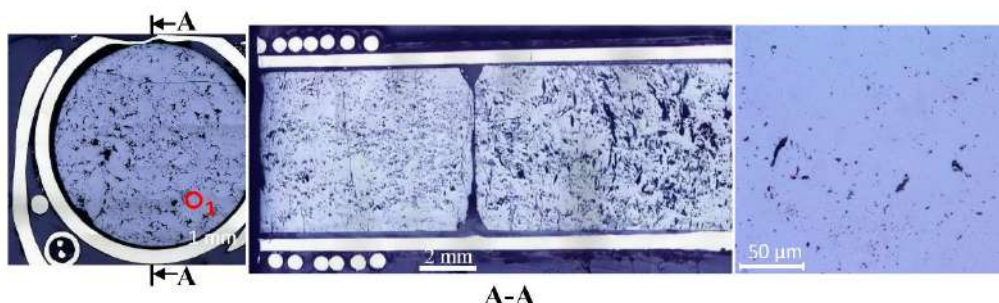


Рисунок 76 – Внешний вид поперечного и продольного сечений образца 3 и его микроструктуры

Образец 4

Образец 4 (рисунок 77) был извлечен из верхней зоны деления. Оболочка топливных таблеток в данном образце была полностью расплавлена.

Внутри одной из таблеток наблюдается присутствие затвердевшего расплава. Структура затвердевшего расплава образована упорядоченно расположенными вытянутыми зернами с округлыми, четко выраженными границами, образующими сетку. Характерный размер зерен составляет 20-40 мкм. По границам зерен располагаются металлические включения размером до 10 мкм. Между затвердевшим расплавом и не расплавленным материалом таблетки имеется различимая граница. Характерным признаком перехода

является отсутствие микронной пористости в теле зерен материала, претерпевшего плавление.

Диаметр отверстия таблетки, внутри которой присутствует затвердевший расплав, в самом широком месте составляет $\approx 2,1$ мм, характерный диаметр видимой переходной границы составляет около 2,0 мм, это значительно превышает исходный внутренний диаметр таблетки – 1,5 мм.

Зеренная структура наилучшим образом проявилась на торцах таблеток, а также вблизи больших трещин. Причиной проявления зеренной структуры могло стать термическое травление. Трещины ориентированы в основном в направлении параллельном торцам таблеток. Снимки микроструктуры образца 4 на рисунке 78.

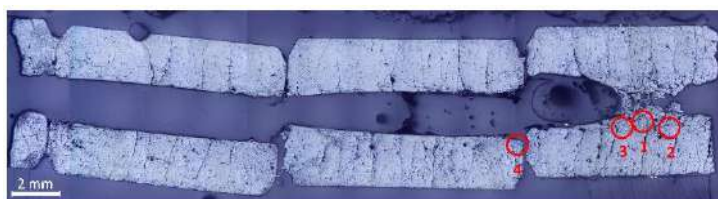


Рисунок 77 – Внешний вид продольного сечения образца 4

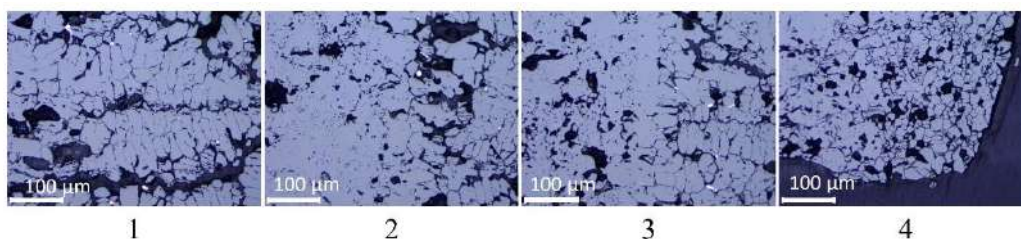


Рисунок 78 – Снимки микроструктуры образца 4

Образец 5

Образец 5 (рисунок 79) был извлечен из верхней зоны деления. Оболочки вокруг топливной таблетки не наблюдается.

В центральной части таблетки, вблизи отверстия (область, выделенная на рисунке 79), наблюдаются признаки расплавления материала:

- форма отверстия искажена,
- вблизи отверстия располагаются крупные поры округлой формы,
- проявилась зеренная структура материала. Размер зерен в данной области в разы больше, чем размер зерен в других областях образца, причиной этого должна являться перекристаллизация,
- в межзеренном пространстве располагаются металлические включения.

Также как в образцах 1 и 2, на поперечном сечении образца имеются радиально ориентированные трещины. Снимки микроструктуры образца 5 на рисунке 80.

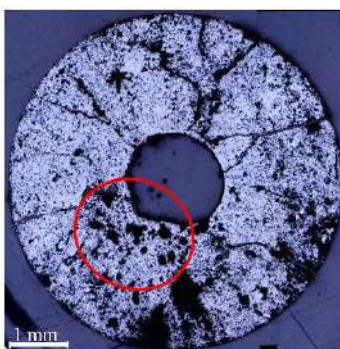


Рисунок 79 – Внешний вид поперечного сечения образца 5

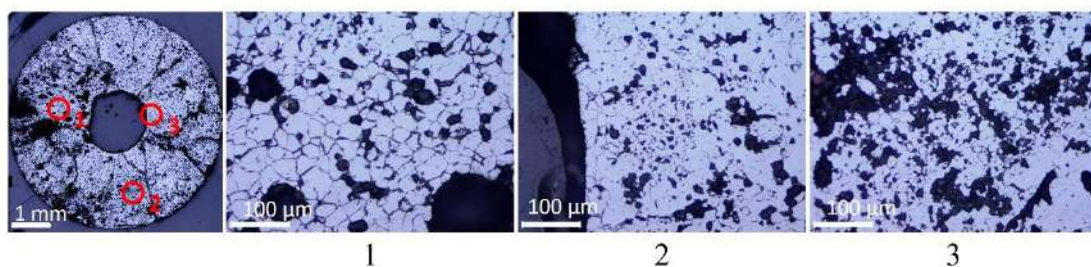


Рисунок 80 – Снимки микроструктуры образца 5

В результате исследования макро и микроструктуры образцов, вырезанных из испытательной секции экспериментального устройства, подвергшейся облучению в реакторе ИГР, было выяснено, что:

- в наибольшей степени деградации подверглась верхняя зона деления (образцы 4, 5): оболочка топливных таблеток была полностью расплавлена, имеются признаки расплавления таблеток;
- нижняя зона деления (образцы 1, 2) деградировала в меньшей степени: произошло лишь частичное расплавление оболочки таблеток, признаков расплавления таблеток не обнаружено;
- верхняя зона воспроизводства (образец 3) практически не деградировала.

4.2.8 Анализ расчетных и экспериментальных данных

В результате проведенного эксперимента были выполнены все поставленные задачи:

- обеспечено начальное распределения температуры топлива и натрия в испытательной секции экспериментального устройства (рисунок 60);
- реализована заданная диаграмма мощности реактора ИГР (рисунок 55), полученная в результате проведенных теплогидравлических расчетов, отвечающая целям и задачам проведения реакторных исследований с разработанным экспериментальным устройством;
- обеспечено расплавление оболочек твэла, вследствие длительного ядерного нагрева в топливе и снижения интенсивности теплообмена с неподвижным натрием, обусловленного его кипением (рисунок 63, 66);

- обеспечено взаимодействие расплава оболочек и разогретых топливных таблеток с натрием, в результате которого произошло растрескивание топливных таблеток и унос оболочки ТВЭЛов на стенки из-за интенсивного кипения натрия в этих областях (рисунок 63, 65);

- достигнуто подплавление топливных таблеток в верхней зоне деления ТВЭЛА в особо энергонапряженных областях топливного столба (но не более 2%) (рисунок 63, 66).

На рисунке 81 представлено диаграмма показания термопар во время проведения эксперимента (рисунок 63) и данных, полученных во время проведения теплогидравлических расчетов (рисунок 56б).

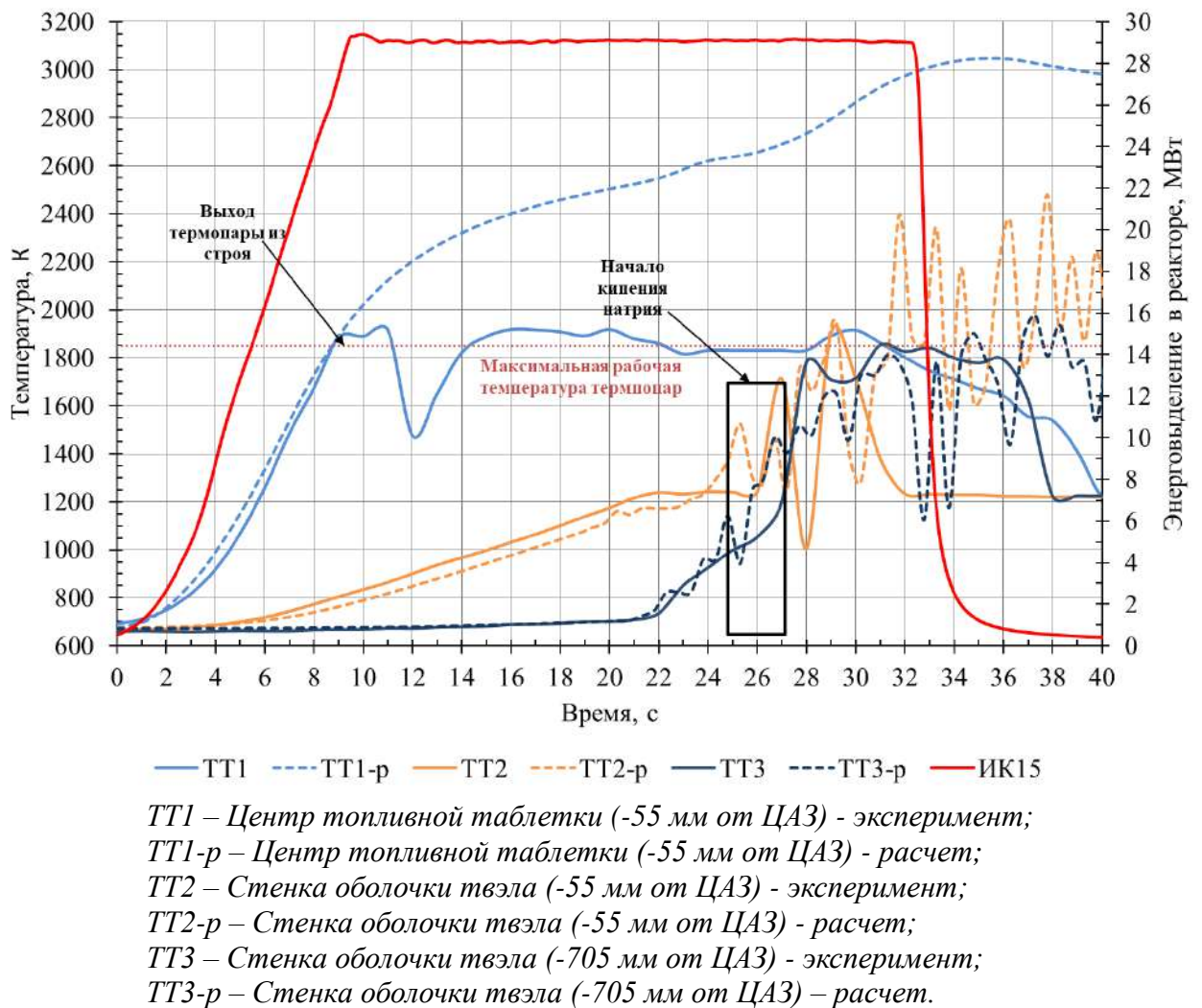


Рисунок 81 – Изменение температуры материалов испытательной секции при реализации диаграммы эксперимента (экспериментальные и расчетные данные)

Одинаковый характер изменения температуры при проведении эксперимента и данных, полученных во время проведения теплогидравлических расчетов, позволили говорить о качественном моделировании теплофизических процессов с помощью усовершенствованной расчетной методики, представленной в данной главе. Так как

работоспособность термопар была ограничена в эксперименте, о выполнении задачи по нагреву и подплавлению топлива можно судить исходя из материаловедческих исследований (рисунок 77, 79). Момент начала интенсивного кипения натрия в расчетах и эксперимента также совпадают, что подтверждается не только показаниями термопар, но и показаниями датчика пустот (рисунок 65).

Таким образом, имея совокупность верифицированных расчетных и экспериментальных данных можно провести интерпретацию развития последовательности событий, имеющих место в топливных элементах гетерогенной ТВС, на начальной фазе развития аварии с потерей расхода теплоносителя. Что и являлось одной из целей эксперимента.

Установлено, что интегральное энерговыделение $E=1,56$ кДж/гUO₂ при стационарной мощности $N=14$ кВт обеспечивает в условиях реакторного облучательного устройства корректное воспроизведение последовательности и последствий процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах.

Последовательность событий:

1. Подъем мощности реактора сопровождается постепенным повышением плотности деления в топливе и увеличением числа образующихся в нем осколочных продуктов, увеличением скорости генерации теплоты. При работе реактора на номинальной мощности, заданной программой, в топливе в результате деления ядер выделяется энергия, соответствующая средней удельной тепловой нагрузке на один твэл (примерно 30 – 40 кВт/м). Такая удельная тепловая нагрузка создает по радиусу твэла очень высокий температурный перепад, который на расстоянии 2,95 мм от поверхности топливной таблетки до ее центра составляет около 2300 К, т.е. температурный градиент достигает значений примерно 700 К/мм. Температурный градиент в топливной таблетке определяется не только внутренним энерговыделением в топливе, но и условиями охлаждения твэла на его внешней границе;

2. В условиях отсутствия расхода теплоносителя (согласно показаниям датчика пустот (рисунок 65), с 20 секунды начинается образование паровых пузырьков натрия, а уже с 25 секунды наблюдается его интенсивное кипение возле оболочки твэла (рисунок 63). При нарушении теплосъема кипение натрия наряду с выбросом натрия и вводом положительной реактивности приводит к испарению остающейся на твэле пленки жидкости на отдельных участках и полному прекращению теплосъема с него. Осушение оболочки твэла в эксперименте наблюдается с 30,2 секунды (рисунок 63);

3. При отсутствии натрия на внешней поверхности твэла температурный градиент в топливной таблетке становится меньше, но уровень температуры увеличивается. Неравномерный разогрев топлива и изменение температурного градиента является причиной различных явлений и процессов, происходящих в твэле в процессе реализации диаграммы исследовательского пуска. В топливе возникают высокие термические напряжения, приводящие к растрескиванию хрупкой части таблетки с образованием, как правило, нескольких сегментов,

разделенных радиальными трещинами;

4. Напряжения в оболочке твэла при дальнейшем нагреве достигают предела текучести и продолжают до тех пор, пока он не превысится, приводя к разрушению оболочки. При интенсивном нагреве обычно этот момент совпадает с моментом подъема температуры до температуры плавления стали ($T_{пл}=1800\text{ К}$ [124]). В эксперименте на 31 секунде происходит плавление оболочки твэла, и как следствие его разгерметизация (рисунок 63);

5. Процесс разрушения твэла приводит к взаимодействию ядерного топлива с теплоносителем, что приводит к частичному превращению внутренней энергии топлива и теплоносителя в механическую энергию, вызывающей ударные нагрузки как на твэл, так и на стенки канала. После разрушения оболочки твэла происходит частичный унос оболочки на стенки канала, обусловленный интенсивным кипением натрия в этих областях. При разрушающих исследованиях хорошо виден этот процесс, когда Застывший расплав оболочки твэла наблюдается на стенках внутренней трубы экспериментального устройства;

6. При продолжающемся ядерном нагреве после разрушения оболочки твэла температура в энергонапряженных местах топливного столба достигает температуры плавления. В случае несрабатывания аварийной защиты (в эксперименте срабатывание аварийной защиты имитируется завершением диаграммы мощности реактора ИГР) с 32 секунде от начала развития подобной аварии будет происходить плавление топливных таблеток.

На рисунке 82 представлено распределение температуры топливных таблеток по высоте на уровне 830 – 850 мм от нижнего торца топливного столба, полученное при проведении расчетов.

Таким образом разработанная методика расчета заданной диаграммы мощности в объекте испытаний, основанная на детальном расчетном моделировании теплофизических процессов в облучательном устройстве экспериментально апробирована в ходе проведения испытаний на реакторе ИГР гетерогенной тепловыделяющей сборки реактора на быстрых нейтронах в условиях потери расхода теплоносителя. Экспериментальные данные, полученные в ходе проведения эксперимента, подтвердили правильность методических подходов для такого рода экспериментов и позволили получить данные последовательности событий, имеющих место в топливных элементах гетерогенной ТВС, на начальной фазе развития аварии с потерей расхода теплоносителя. А также отработать подходы и процедуры проведения испытаний на реакторе ИГР гетерогенной тепловыделяющей сборки реактора на быстрых нейтронах

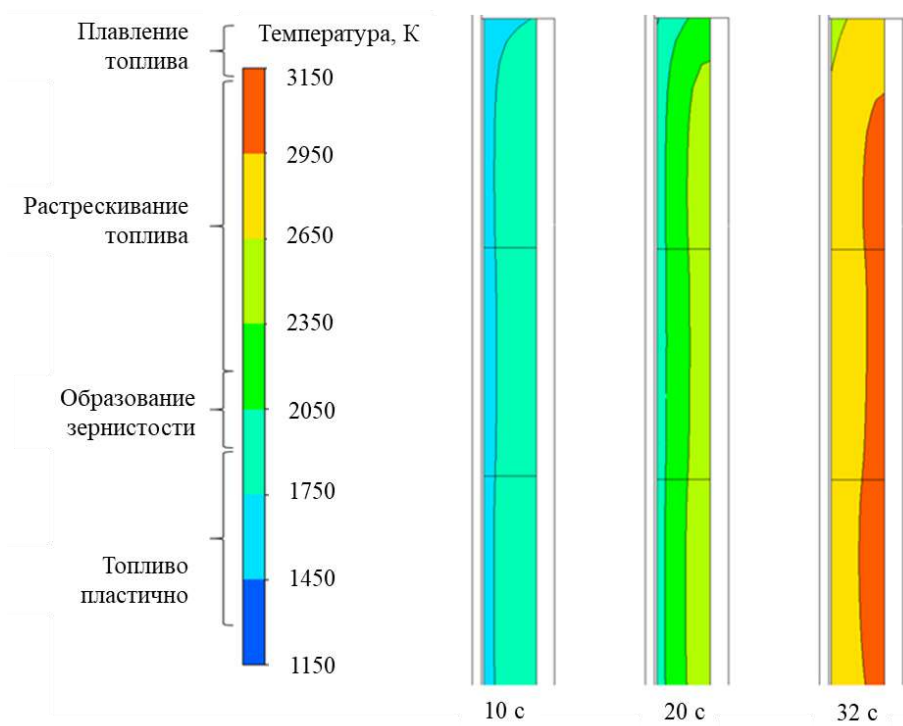


Рисунок 82 – Распределение температуры топливных таблеток по высоте на уровне 830 – 850 мм от нижнего торца топливного столба

4.3 Вывод по главе

1. Усовершенствованы методические подходы проведения теплогидравлических расчётов для получения детального прогнозирования заданных параметров в облучательных экспериментах на реакторе ИГР;

2. Проведенное расчетное моделирование позволило получить полное описание сложных процессов конвективного движения теплоносителя, теплопередачи и тепломассопереноса с помощью программного кода ANSYS Fluent;

3. Расчетные методы экспериментально апробированы в ходе проведения испытаний на реакторе ИГР гетерогенной тепловыделяющей сборки реактора на быстрых нейтронах в условиях потери расхода теплоносителя. Экспериментальные данные, полученные в ходе проведения эксперимента, подтвердили правильность методических подходов для такого рода экспериментов;

4. Результаты измерений параметров реакторного эксперимента с разработанным облучательным устройством, позволили воссоздать общую картину и последовательность событий, имевших место в твэле экспериментального устройства, предназначенного для исследования начальной стадии тяжелой аварии в твэле реактора на быстрых нейтронах с последующими послереакторными разрушающими исследованиями.

5. Установлено, что интегральное энерговыделение $E=1,56$ кДж/гUO₂ при стационарной мощности $N=14$ кВт обеспечивает в условиях реакторного облучательного устройства корректное воспроизведение последовательности и

последствий процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах.

Разработанный подход позволяет с высокой точностью обеспечить прогнозирование заданных параметров испытаний топлива в реакторе ИГР.

Методика уже успешно применяется при проведении реакторных экспериментов [95] и может использоваться при подготовке и реализации широкого спектра экспериментальных программ, связанных с испытаниями реакторного топлива в исследовательских реакторах.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Выработаны подходы к обеспечению заданного объемного распределения энерговыделения в испытываемых ТВС. Разработанная процедура позволяет выработать и реализовать на практике технические решения, обеспечивающие требуемый профиль аксиального и радиального распределения энерговыделения в ТВС, соответствующего эксплуатационному при работе в ядерном энергетическом реакторе на быстрых нейтронах и, наряду с другими организационными и техническими мероприятиями, обеспечивает высокое качество проведения экспериментальных исследований.

2. Подтверждена расчетным путем и в условиях внутриреакторного эксперимента возможность обеспечения заданного профиля энерговыделения в испытываемых твэлах и в ТВС. Обеспечен заданный аксиальный коэффициент неравномерности ($K_z=1,04\pm 0,28$) при испытаниях одиночного твэла. Для ТВС обеспечено достижение аксиального и радиального коэффициентов неравномерности энерговыделения на заданном уровне: $K_z=1,08\pm 0,02$ и $K_r=1,05\pm 0,02$ соответственно.

3. Разработана новая методика определения содержания примесных газов в керамическом ядерном топливе, основанная на измерении величины давления, которое формируется при плавлении топлива в замкнутом объеме. Разработанная методика позволяет установить вклад примесных газов в суммарное газообразование при экспериментальном моделировании тяжелой аварии ядерного реактора с плавлением активной зоны, и рекомендуется к использованию в расчетных моделях и программах, применяемых для анализа физических процессов при выборе и обосновании режимов реакторных испытаний.

4. Успешно апробирована в серии реакторных экспериментов методика определения содержания примесных газов в керамическом ядерном топливе. Определено содержание примесных газов в топливе облучательного устройства в методических экспериментах. Полученный диапазон значений количества примесного газа для топлива типа ВВЭР хорошо согласуется с требованиями к топливу российского производства и подтверждает корректность разработанной методики.

5. Разработана методика расчета заданной диаграммы мощности в объекте испытаний, основанная на детальном моделировании теплофизических процессов в облучательном устройстве. Предложенная методика обеспечивает возможность моделирования условий эксплуатации твэлов в широком диапазоне изменения их теплогидравлических параметров. Рассчитана диаграмма испытания твэла в облучательном устройстве, предназначенном для исследования аварии с потерей расхода теплоносителя (интегральное энерговыделение в твэле $E = 1,56$ кДж/гUO₂, стационарная мощность твэла $N = 14$ кВт) и детально спрогнозированы все протекающие в облучательном устройстве процессы.

6. Полученные результаты измерений параметров эксперимента с разработанным облучательным устройством аварии с потерей расхода теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах и проведенные послереакторные разрушающие исследования позволили воссоздать последовательность событий в ходе эксперимента, и подтвердили корректность примененной методики расчета заданной диаграммы. Полученные экспериментальные данные могут использоваться при разработке конструкций активных зон перспективных ядерных реакторов, характеризующихся высокой безопасностью, а также для проведения будущих полномасштабных экспериментов с ТВС перспективных реакторов на ИГР.

Результатом данной работы является усовершенствование процедуры и схемы подготовки реакторных экспериментов и, как результат, существенное повышение качества реализации заданных параметров и прогнозирования результатов испытаний топлива в условиях исследовательского реактора.

Оценка полноты решения поставленных задач

Цель и задачи, поставленные в диссертационной работе достигнуты и полностью решены в ходе исследования, решены все экспериментальные и теоретические задачи. На основе проведенных исследований сформированы подходы по обеспечению заданного объемного энерговыделения в объектах испытаний на реакторе ИГР, выработаны методики определения количества примесных газов в керамическом ядерном топливе и определения диаграммы мощности в объекте испытаний, обеспечивающая заданную последовательность событий в эксперименте.

Рекомендации по использованию результатов диссертационной работы

Предложенные методики и подходы уже успешно применяются при проведении реакторных экспериментов в ИГР и могут быть использованы при подготовке и реализации экспериментальных программ, связанных с испытаниями реакторного топлива, в других исследовательских реакторах (Приложение Б).

Методика «Расчета заданной диаграммы мощности в объекте испытаний» разработанная в программной среде CFD-кода может использоваться в учебном процессе специализированных дисциплин для бакалавриата и магистратуры инженерных и технических специальностей (Приложение В).

Оценка научного уровня диссертационной работы

Результаты диссертационной работы характеризуются высоким научно-техническим уровнем, который обеспечивается применением проверенных математических подходов и моделей, получением в ходе исследований новых знаний. Новизна научных результатов определяется применением уникального, не имеющего аналогов экспериментального оборудования, разработкой новых, не применявшихся ранее методик и подходов. Сами исследования являются комплексными по сути, полученные в ходе исследования данные и сформулированные выводы хорошо согласуются с результатами аналогичных исследований, проведенных с использованием других подходов, и не

противоречат принятым физическим представлениям. Результаты диссертационной работы были опубликованы в ведущих рецензируемых зарубежных и отечественных научных журналах, в том числе входящих в международные базы данных, обсуждены на международных научных конференциях и семинарах.

Автор выражает благодарность:

– научным консультантам д.ф.-м.н., профессору Скакову М.К. и д.т.н., профессору Градобоеву А.В. за чуткое руководство и содействие в написании диссертационной работы, а также за значимые замечания, ценные консультации и важнейшие советы при проведении исследований и оформлении работы;

– коллективу РГП НЯЦ РК за предоставление уникальной информации по теме исследования и участие в проведении методических, экспериментальных и материаловедческих работ;

– кафедре «Физика» Факультета базовой инженерной подготовки НАО «Восточно-Казахстанский технический университет им. Д. Серикбаева» за поддержку, отзывчивость и помощь на протяжении трех лет обучения в докторантуре.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

- 1 Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. – Вена: МАГАТЭ, 2007. – 303 с.
- 2 НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 56 с.
- 3 Колпаков Г.Н., Селиваникова О.В. Конструкции твэлов, каналов и активных зон энергетических реакторов: учебное пособие. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 118 с.
- 4 Сорокин В.В., Денисов С.М. Ядерные энергетические реакторы: учебно-методический комплекс для студентов. – Минск: БНТУ, 2016 г. – 261 с.
- 5 Лякишева М.Д., Лякишев С.Л., Махин В.М., Семишкин В.П. Опыт продления срока эксплуатации ИЯУ БОР-60 – залог развития «быстрых натриевых» технологий // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов. Выпуск 2, 2018. –С. 5-16.
- 6 Тажибаева И.Л., Балдов А.Н., Никольский Е.В., Петухов Ю.В. Вывод из эксплуатации реактора БН-350. Состояние дел // Вестник НЯЦ РК выпуск 1, март 2002. –С.109-113
- 7 Ошканов Н.Н., Потапов О.А., Говоров П.П. Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. №1. –2005. –С. 3-9
- 8 Mitenkov, F. & Sarayev, O. (2005). BN-800: A key part of Russia's nuclear strategy. Nuclear Engineering International. 50. 10-12.
- 9 Драгунов Ю.Г. Лемехов В.В, Моисеев А.В., Уманский А.А. БРЕСТ: реактор естественной безопасности на быстрых нейтронах со свинцовым охлаждением, подходы к замыканию ЯТЦ // Редкие земли. – 2016. № 1, –С. 120–127.
- 10 Ключников А. А., Шараевский И. Г., Фиалко Н. М. и др. Теплофизика аварий ядерных реакторов: монография / НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. – Чернобыль, 2012. – 528 с.
- 11 Pepler W., Schlechtendahl E.G., Schultheiss G.F. Investigation on dynamic boiling in sodium cooled fast reactors // Nuclear engineering and design. – 1970. – Vol. 14 (1). – P. 23-42. DOI:10.1016/0029-5493(70)90081-6.
- 12 Khafizov R.R., Poplavsky V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Ashurko Yu.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V. Experimental investigation of sodium boiling heat exchange in fuel subassembly mockup for perspective fast reactor safety justification // Nuclear Energy and Technology. – 2015. – Vol. 1 (2). – P. 147-152. DOI:10.26583/npe.2015.3.09.
- 13 Vanderhaegen M., Belguet AL. A Review on Sodium Boiling Phenomena in Reactor Systems // Nuclear Science and Engineering. – 2014. – Vol. 176 (2). – P. 115-137. DOI:10.13182/NSE12-99.

14 Tsige-Tamirat H., Perez-Martin S., Pfrang W., Anderhuber M., Gerschenfeld A., Laborde L., Mikityuk K., Peniguel C., Mimouni S. A Review of Models for the Sodium Boiling Phenomena in Sodium-Cooled Fast Reactor Subassemblies // ASME J of Nuclear Rad Sci. – 2021. – Vol. 8(1). – Paper 011305. DOI:10.1115/1.4051066.

15 Schlechtendahl E. G. Theoretical Investigations on Sodium Boiling in Fast Reactors // Nuclear Science and Engineering. – 1970. – Vol. 41(1). – P. 99-114. DOI: 10.13182/NSE70-A20368.

16 Raskach K., Volkov A., Lemasson D., Solomonova N., Moryakov A., Iakunin A. 2D and 3D numerical investigations of sodium boiling in sodium cooled fast reactor with MOX fuel and low sodium void reactivity effect during unprotected loss of flow accidents // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 372(6). – Paper 110961. DOI:10.1016/j.nucengdes.2020.110961.

17 Schlechtendahl E. G. Sieden des Kühlmittels in natriumgekühlten schnellen Reaktoren. – 1969. KFK-Bericht 1020, EUR 4302 d.

18 Niwa H., Kubo Sh., Kurisaka K. LMFBR Design and its Evolution: (3) Safety System Design of LMFBR // GENES4/ANP2003: International conference on global environment and advanced nuclear power plants. – Kyoto, 2003. – P. 1154.

19 Gast K., Smidt D. Cooling disturbances in the core of sodium-cooled fast reactors as causes of fast failure propagation // Nuclear engineering and design. – 1970. – Vol. 14(1). – P. 12-22.

20 Cronenberg A.W., Fauske H.K., Bankoff S.G. Simplified model for sodium coolant expulsion and reentry // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1969. – V.12(1): 364.

21 Khan E.U. Pin-to-pin fuel failure propagation in LMFBR // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1970. – Vol. 13 (1). – P. 364.

22 Descamps C., Eglème M., Lee J., Michel A. Analysis Of Thermal And Hydraulic Behavior Of Sodium During A Prompt Power Insertion In A Fuel Assembly // Conference internationale sur la surete reactorurs a neutrons rapides. – Aix-en-Provence, France, 1968.

23 Chenu A. Single- and two-phase flow modeling for coupled neutronics/Thermal-hydraulics transient analysis of advanced sodium-cooled fast reactors. – Thesis № 5172 – Lausanne: EPFL, 2011. – P. 247. DOI: 10.5075/epfl-thesis-5172.

24 Computational analysis of the behaviour of nuclear fuel under steady state, transient and accident conditions // IAEA-TECDOC-1578. – Vienna, 2007. – P. 277.

25 Stuart R.G. Effect of fission gas on transient overpower fuel rod failure // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1970. – Vol. 13 (2). – P. 654-656.

26 International agreement report, data base on the behavior of high burnup fuel rods with Zr-1% Nb cladding and UO₂ fuel (VVER type) under reactivity accident conditions. Review of research program and analysis of results / prepared by L. Yegorova. - NUREG/IA-0156 Vol. 1. – 1999.

27 Temme M.I., Goldstein M.B., Tschamper P.M. Pressure generation and potential work energy during fuel-sodium thermal interaction // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1970. – Vol. 13(2): 818.

28 Padilla A. Jr. Mechanical work energy for sodium-fuel thermal interaction: report // Hanford Engineering Development Laboratory – Richland, Washington, 1971. – P. 125. – Grant № AT(45-1)-2170. – Report № HEDL-TME-71-94.

29 Hicks E.P., Menzies D.C. Theoretical studies on the fast reactor maximum accident // Proceedings of a conference on safety, fuels, and core design in large fast power reactors. – 1965. – ANL-7120. – P. 654-670.

30 Judd A.M. Calculation of the Thermodynamic Efficiency of MFCI // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1970. – Vol. 13. – P. 369.

31 Research Reactors Database (RRDB) // <http://nucleus.iaea.org/RRDB/>

32 Мамаев Д. В., Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Пичугин А. М. Реактор БИГР // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – Москва, 2017. – № 4. – С. 21–31.

33 Устиненко В.А., Богданов В.Н., Горбунов В.В. и др. Исследования образцов микротвэлов в импульсных экспериментах на реакторе БИГР // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – Москва, 2007. № 2. – С. 3–12.

34 Papin J., et al., Summary and interpretation of the CABRI REP-Na program // Nuclear Technology. – 2007. – № 157. – P. 230-250. <https://doi.org/10.13182/NT07-A3815>.

35 Fukano Y., Onoda Y., Sato I. Fuel Pin Behavior up to Cladding Failure under Pulse-Type Transient Overpower in the CABRI-FAST and CABRI-RAFT Experiments // Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY. – 2010. – Vol. 47(4). – P. 396–410. DOI:10.3327/jnst.47.396

36 Papin J., MacDougall J., Sesny R. et al. The SCARABEE Total Blockages Test Series: Synthesis of the Interpretation // Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet. – ANS, 1990. – Vol. 1. – P. 367-376.

37 Kayser, G. Potential Lessons from SCARABEE for the Transition Phase // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's. – Ibaraki, O-arai Engineering Center, PNC, 1994. – P. 397-406.

38 Clamens O., Patrick B., Hudelot J.-P. Analysis of the Doppler feedback reactivity in LWR RIA power transients -Application to the CABRI reactor // Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Method sand their Applications (ANIMMA) ,International Conference on. IEEE, 2020, –pp.1–8.

39 Dickerman C.E., Robinson L.E., Purviance R., De Volpi A., Willis F.L., Cohen A.B., Regis J. Power pulse meltdown experiments performed in the mark I TREAT sodium loop on clusters of 7 EBR-II Mark I type pins // Nuclear Engineering and Design - NUCL ENG DES. – 1970. – Vol. 12(3). – P. 391-406. DOI:10.1016/0029-5493(70)90053-1.

40 Dickerman C.E., Barts E.W., De Volpi A., Holtz R.E., Murphy W.F., Rothman A.B. Recent results from treat tests on fuel, cladding and coolant motion // Annals of Nuclear Energy - ANN NUCL ENERG. – 1976. – Vol. 3 (5/6). – P. 315-322. DOI:10.1016/0306-4549(76)90058-X.

41 Holschuh Th., Woolstenhulme N., Baker B., Bess J, Davis C., Parry J. Transient Reactor Test Facility Advanced Transient Shapes // Nuclear Technology. – 2019. – Vol. 205(10). – P. 1346-1353. DOI: 10.1080/00295450.2018.1559712.

42 Tsuruta T., Ochiai M., Saito Sh. Fuel fragmentation and mechanical energy conversion ratio at rapid deposition of high energy in LWR fuels // Journal of nuclear science and technology. – 1985. – Vol. 22(9). – P. 742-754

43 Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17(6). – С. 463-474.

44 Konishi K., et al. Overview of the EAGLE experimental program aiming at resolution of the recriticality issue for the fast reactors // International Conference “Nuclear Power of Republic Kazakhstan”. – Kurchatov, Kazakhstan, 2007.

45 Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V., Kubo S., Katoh A., Tobita Y., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J. R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions // Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP). – San Francisco, 2016. – Vol. 3. – P. 2173-2182.

46 Витюк Г.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А. Результаты эксперимента по исследованию тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах // Сборник тезисов VIII межд. конф. «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала. – Курчатов, 2018. – С. 125.

47. Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Иданова Д.С. Подготовка реакторных экспериментов по изучению тяжелой аварии быстрого реактора с натриевым теплоносителем // Труды VIII Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. – Томск, ТПУ, 2016. – С. 29-30.

48 Жданов В.С., Иванов М.В. Внутриреакторное исследование теплофизических характеристик материалов ЯРД // Тезисы междунар. научно-технич. семинара «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты, Курчатов, 09-11 июня 1998 г». – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1998. – С. 30.

49 Гайдайчук В.А., Колтышев С.М., Пахниц В.А. и др. Испытания ТВС ИВВ-2М в аварийных режимах на комплексе ИГР // Тезисы междунар. научно-технич. семинара «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты, Курчатов, 09-11 июня 1998 г». – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1998. – С. 36.

50 Еремеев В.С., Черников А.С., Кравцов С.П., Кузнецов А.А., Приятнов Ю.М. Повреждаемость шаровых твэлов ВТГР при краковременном высокотемпературном воздействии в условиях реактора ИГР // Атомная энергия. – 1992. – Т. 72(3). – С. 298-301.

51 Анализ результатов ампульных динамических испытаний модельных твэлов типа ВВЭР на реакторах ИГР и «Гидра»: отчет о НИР / ОЭ НПО «Луч»,

ИАЭ им. Курчатова, ВНИИНМ им. Бочвара: рук. Егорова Л.А. – 1986. – 137 с. – Инв. № 30/694186.

52 Дерявко И.И., Жданов В.С., Перепелкин И.Г. и др. Исследования поведения модельных твэлов быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем в переходных и аварийных режимах // Тезисы межотрасл. семина. «Методика и техника реакторных и послереакторных экспериментов, Димитровград, 15-17 марта 1994 г.». – Димитровград, НИИАР, 1994. – С. 56.

53 Вурим А.Д., Жданов В.С., Пивоваров О.С. и др. Результаты испытаний модельных твэлов реактора типа Брест-300 в реакторе ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2000. – Вып. 1. – С. 25-30.

54 Вурим А.Д., Жданов В.С., Пивоваров О.С., Кулинич Ю.А. Исследования модельных твэлов реактора со свинцовым теплоносителем типа «Брест-300» на режимах запроектной аварии // Тезисы междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития, Актау, 24-27 июня 1996 г.». – Курчатова, ИАЭ НЯЦ РК, 1996. – С. 81.

55 Payot F., Serre F., Bassi A., Suteau C., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V. The SAIGA experimental program to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accident Conditions // Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). – Yekaterinburg, 2017. – Paper ID IAEA-CN245-067.

56 Иркимбеков Р.А. Энерговыведение в модельной ТВС при тепловых испытаниях в импульсной реакторной установке: дис. канд. физ-мат. наук.: 01.04.14. – Томск, НИ ТПУ, 2016. – 129 с.

57 Определение энерговыведения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР: методические указания / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; разработ.: М. О. Токтаганов, Ю. А. Попов [и др.]. – Курчатова, 2001. – 16 с. – АК.65000.00.728 МУ. – Инв. № К-38051.

58 Шевелев, А.Я Инженерные расчеты ядерных реакторов / А.Я Шевелев, Я.В. Крамеров.: Изд. второе, перераб. и дополн. – Энергоатомиздат, Москва, 1984.

59 Витюк В.А. Методика определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов: дис. канд. физ-мат. наук.: 01.04.14. – Томск, НИ ТПУ, 2013. – 129 с.

60 Вурим А.Д., Шаманин И.В., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Алейников Ю.В., Жотабаев Ж.Р. Методика определения пространственного положения экспериментальных устройств в центральном экспериментальном канале импульсного ядерного реактора ИГР // Известия Томского политехнического университета. – 2011. – Т. 318(4) – С. 5-13.

61 Вурим А.Д., Попов Ю.А., Витюк В.А., Жотабаев Ж.Р. Исследования в обоснование методики косвенного определения массы топлива в центральном экспериментальном канале реактора ИГР по параметрам поля тепловых

нейтронов // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2010. – №4. – С. 33-40.

62 Скаков М.К., Витюк Г.А., Витюк В.А., Котов В.М., Жанболатов О.М. Реализация профиля энерговыделения в гетерогенном твэле при испытаниях в импульсном графитовом реакторе // Вестник КазННТУ. – 2018. – Вып. 6. – С. 357-364.

63 Скаков М.К., Иркимбеков Р.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А., Мурзагалиева А.А. Применение модели пространственной кинетики в экспериментах на ИГР // Вестник КазННТУ. – 2018. – Вып.6. – С. 351-357.

64 Vityuk V.A., Vityuk G.A., Skakov M.K., Zhagiparova L.K. Design-basis justification for implementing targeted energy release in test objects of the IGR reactor // Eurasian Physical Technical Journal. – 2020. – Vol.17 №2(34). – P. 87-95. DOI: 10.31489/2020No2/87-95.

65 Патент на изобретение № 34838. Устройство для испытаний твэлов в экспериментальном канале исследовательского реактора / Скаков М.К., Вурим А.Д., Витюк Г.А. и др.; Заявка Рег. номер 2019/0873.1; опубл. 04.06.2021, Бюл. №22.

66 Vityuk V.A., Vurim A.D., Kotov V.M., Pakhnits A.V. Determination of the parameters for fuel assembly tests in a pulsed graphite reactor // Atomic Energy. – 2016. – Vol. 120, № 5. – С. 323-327.

67. Vityuk V., Vurim A. Method for determining the energy parameters in pulse reactor experiments // Annals of Nuclear Energy. – 2019. – Vol. 127. – P. 196-203.

68. Irkimbekov R., Vityuk V., Vurim A., Kotov V., Pakhnits A., Surayev A., Baygozhina A. About the fuel tests features at the IGR research reactor // International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015. – P. 71-72.

69 Витюк Г.А., Котов В.М., Витюк В.А., Жанболатов О.М. Расчет теплогидравлических параметров испытаний топлива быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем // Вестник НЯЦ РК. – 2016. – Вып. 3. – С. 77-84.

70 Ота А., Айткулов М., Дюсамбаев Д., Гизатулин Ш., Кенжин Е., Каназава Х., Романова Н., Шаймерденов А., Кавамура Х. Исследование высотного распределения плотности потока нейтронов в облучательном устройстве с кадмиевым экраном // Вестник НЯЦ РК. – 2019. – Вып. 4. – С. 34-37.

71 Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L. Разработка модельной ТВС для исследования аварийной ситуации с мгновенной блокировкой потока теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2018. – Вып. 3 (75). – С. 93-98.

72 The ASTRID technological demonstrator. 4th-Generation sodium-cooled fast reactors. – СЕА, 2013. – Т. 3. – 96 p.

73 Вурим А.Д., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Пахниц А.В., Иркимбеков Р.А., Зверев В.В. Расчетно-экспериментальные исследования в поддержку

программы внутриреакторных испытаний модельной ТВС перспективного реактора // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2015. – Вып. 1. – С. 55-60.

74 Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов: а. с. № 2738 от 27.12.16 Республика Казахстан / А.Д. Вурим, В.М. Котов, Р.А. Иркимбеков, Л.К. Жагипарова, А.А. Байгожина.

75 MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Los Alamos National Laboratory. – Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.

76 Витюк Г.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А., Жанболатов О.М. Расчетные исследования в поддержку внутриреакторных испытаний твэлов реакторов на быстрых нейтронах // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2017. – Вып. 3(71). – С.24-30.

77 Анализ условий безопасного проведения физических исследований экспериментального устройства ПК: технический отчет о научно-исследовательской работе от 20.10.2016 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2016. – Инв. №11-220-01/1641вн.

78 Физические исследования с физмакетом экспериментального устройства ПК на пуске реактора ИГР: протокол от 27.10.2016 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. В.А. Зуев. – Курчатов, 2016. – Инв.№13-240-02/1689вн.

79 Vityuk G., Vurim A., Skakov M., Pakhnits A. Methods and results of determining the impurity gas amount in ceramic fuel // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 150. – Article 107843. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107843>.

80 Сулаберидзё В.Ш., Самсонов Б.В., Кириллович А.П., Перпин А.В., Лимонов Ю.И., Шипигин Н.Ф., Иванов В.М., Крошкин Н.И. Исследование выхода газообразных продуктов деления под оболочку опытных твэлов с компактной двуокисью урана: Препринт // НИИАР-26(541). – Димитровград, 1982. – Вып.– 28 с.

81 Марков Д. В. Основные закономерности изменения свойств и характеристик топлива ВВЭР и РБМК нового поколения в период эксплуатации по результатам комплексных послереакторных исследований: дис. докт.н.: 05.14.03/ ФГБУ «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». – Москва, 2017. – 397 с.

82 Жилкин А.С., Кпростин О.С., Огоролов А.Н., Лисицын Е.С., Бабуикин А.Н., Лебедев П.И., Чуев В.В., Шестопапов Е.В., Цикунов А.Г. Определение параметров твэлов реактора БН-600 неразрушающими методами. – Обнинск: Физико-энергетический институт, 1991. – 34 с.

83 Experiences and trends of manufacturing technology of advanced nuclear fuels. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2012. – P. 13-19.

84 Harvey M. R., Teter A. R., Leggett R. L. Fabrication of oxide nuclear fuel pellets: U.S. Atomic energy commission report // The Dow Chemical Co., Rocky flats division. – Colorado, 1969. – Contract AT (29-1)-11061969.

85 Баранов В.Г., Тенишев А.В., Хлунов А.В. Модельные представления о физико-химических и диффузионных процессах при термоэкстракции

технологического газа из легированного диоксида урана // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 4. – С. 207-213.

86 Пат. 2173486 Российская Федерация, МПК7 G 21 C 17/06. Способ определения водорода в топливных таблетках из двуоксида урана/ Гордик Н.М.; заявитель и патентообладатель ОАО «Новосиб. завод хим. концентр». - № 991211830/06; заявл. 19.10.199; опублик. 10.09.2001.

87 Chursanova M.V. Conspectus of lectures for the credit module "Physics 1: Mechanics. Molecular physics and thermodynamics. Electrostatics". – Part 2. – Kyiv: Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute, 2017. – 103 p.

88 Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Пахниц А.В., Демко Н.А., Трухачев А.Г., Козловский Е.В., Токтаганов М.О., Прозорова И.В., Богомолова И.Н., Алейников Ю.В. Внутрореакторные эксперименты по проекту EAGLE // Вестник НЯЦ РК. Атомная энергетика и безопасность. – 2002. – Вып. 1. – С. 25-34.

89 Кравченко Н.С., Ревинская О.Г. Методы обработки результатов измерений и оценки погрешностей в учебном лабораторном практикуме: учебное пособие. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2011. – 86 с.

90 Милованов О.В., Проселков В.Н., Кулешов А.В. и др. Разработка технологии уран-гадолиниевого оксидного топлива для реакторов ВВЭР. Препринт // ИАЭ-5744/4 Российский научный центр «Курчатовский институт». – 1994. – С. 2-3.

91 Витюк В.А., Витюк Г.А. Подходы к определению параметров теплоотвода от модельных ТВС при проведении испытаний в реакторе ИГР // Вестник Восточно-Казахстанского технического университета им. Д. Серикбаева. – 2020. – Вып. №4(90). – С. 86-93.

92 Витюк В.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А. Практические способы определения энергетических параметров реакторных испытаний в режиме импульсного изменения мощности // Вестник НЯЦ РК. - 2020. – Вып. 2(82). – С. 80-86.

93 Березовская И.Э., Толеубеков К.О., Витюк Г.А. Моделирование теплофизических процессов в ядерном реакторе на быстрых нейтронах // Вестник Казахского национального университета имени Аль-Фараби. Серия физическая. – 2019. – Вып. №3(70). – С. 64-72.

94 Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А., Витюк Г.А. и др. Исследование процессов, определяющих возможность возникновения повторной критичности в случае тяжелой аварии ядерного реактора. Исследования в поддержку развития атомной энергетики в Республике Казахстан / под. общ. редакцией д.ф.-м.н. профессора Батырбекова Э.Г. и д.ф.-м.н. профессора Скакова М.К. – Курчатов, 2018. – Т. 2. – 318 с.

95 Вурим А.Д., Котов В.М., Пахниц А.В., Иркимбеков Р.А., Мухамедов Н.Е., Витюк Г.А. и др. Исследование поведения твэлов быстрых реакторов в тяжелых авариях. Исследования в поддержку развития атомной энергетики в Республике Казахстан / под общ. редакцией профессора Батырбекова Э.Г., PhD

Бакланова В.В. – Курчатов: Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр РК» Министерства энергетики РК, 2021. – С. 56-90.

96 Витюк Г.А., Витюк В.А., Вурим А.Д., Скаков М.К. Исследование начальной стадии развития тяжелой аварии ядерного реактора на быстрых нейтронах // Тезисы докладов XIV межд. научно-практической конференции «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2018». – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019. – С. 88.

97 Витюк Г.А., Витюк В.А., Скаков М.К. Исследование теплопередачи от расплава стали к конструкционным материалам активной зоны реактора на быстрых нейтронах // Тезисы докладов XXV Международной научно-технической конференции студентов и аспирантов «Радиоэлектроника, электротехника и энергетика». – Москва, 2019. – С. 733.

98 Витюк Г.А., Витюк В.А., Скаков М.К. Совершенствование подходов к расчетному обоснованию режимов испытаний реакторных устройств в реакторе ИГР // Сборник тезисов докладов X-той Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. Российский и международный опыт подготовки кадров». – Томск: Томский политехнический университет, 2020. – С. 22-23.

99 Витюк Г.А., Витюк В.А., Вурим А.Д., Скаков М.К., Градобоев А.В. Метод расчетного моделирования теплогидравлических параметров твэлов в экспериментах на реакторе ИГР // Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала: мат-лы IX междунар. конф. – Курчатов: РГП НЯЦ РК, 2021.

100 Best practice guidelines for the use of CFD in nuclear reactor safety applications / ed. Mahaffy J. – Nuclear energy agency. Committee on the safety of nuclear installations, 2007. – Vol. 5. – 154 p.

101 Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety Problems / ed. Smith B.L. – Nuclear energy agency. Committee on the safety of nuclear installations, 2007. – Vol. 13. – 180 p.

102 Extension of CFD Codes Application to Two-Phase Flow Safety Problems (Phase 2). Nuclear energy agency. Committee on the safety of nuclear installations. – R (2007)13.

103 Menter F. CFD Best Practice Guidelines for CFD Code Validation for Reactor-Safety Applications. European Commission, 5th EURATOM Framework Programme, Report, EVOLECORAD1, 2002.

104 AIAA. AIAA Guide for the verification and validation of computational fluid dynamics simulations. American Institute of Aeronautics & Astronautics, 1998. – 19 p.

105 Roache P. J. Verification and Validation in Computational Science and Engineering. – New Mexico: Hermosa Publishers, 1998. – 464 p.

106 Oberkampf W. L., Trucano, T. G. Verification and validation in computational fluid dynamics // Progress in aerospace sciences. – 2002. – Vol. 38. – P. 209-272. DOI: 10.1016/S0376-0421(02)00005-2.

107 Oberkampf W. L., Trucano T. G., Hirsch C. Verification, validation and predictive capability in computational engineering and physics // Applied mechanics reviews. – 2004. – Vol. 57. – P. 345-384. DOI:10.1115/1.1767847.

108 ANSYS FLUENT UDF manual. ANSYS Inc. – Release 14.0. – USA, 2011. – 592 p.

109 Гарбарук А.В., Стрелец М.Х., Щур М.Л. Моделирование турбулентности в расчетах сложных течений. – СПб: Издательство Политехнического университета, 2012. – 88 с.

110 Чепилко С.С., Кастерин Д.С. Моделирование конвекции Рэлея-Бенара методом ILES по расчетному коду КОРСАР/CFD // Сборник докладов межотраслевой научно-технической конференции «Проблемы применения и верификации CFD кодов в атомной энергетике». – Нижний Новгород, 2018. – С. 29-44.

111 Shavdinova M., Borissova N. Convective heat change, heat exchangers, intensification software program for the thermal power station condenser calculation // Ways of science development in modern crisis conditions: abstracts of the 1st International Scientific and Practical Internet Conference. – Dnipro, 2020. – P.2. – С. 526-528.

112 Dijo K. D. Experimental and numerical investigation of natural convection in debris bed towards the development and validation of core catcher. A Project Report Submitted in the partial fulfillment of the requirement for the award of the degree of master of technology in mechanical engineering / Mechanical Engineering Indian Institute of Technology. – Chennai, 2013. DOI:10.13140/RG.2.1.4596.6322.

113 Кузнецов Г. В., Максимов В. И., Шеремет М. А. Естественная конвекция в замкнутом параллелепипеде при наличии локального источника энергии // Прикладная механика и техническая физика. – 2013. – Т. 54, № 4. – С. 86-95.

114 Khan M. Sh., Khan M. A. Natural circulation pool reactor evaluated by using FLUENT porous media model to simulate the reactor core and heat exchanger // Journal of multidisciplinary approaches in science. – 2019. – Vol. 3(1). – P. 10-30.

115 Чихрай Е.В., Аскербек С.К., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Аханов А.М., Кенжин Е.А., Кабулбек Е.Б. Теплофизические расчеты реакторной ампулы для исследования газовой выделения из литийсодержащих материалов при проведении экспериментов на реакторе ВВР-К // Вестник НЯЦ РК. – 2019. – Вып. 1(77). – С. 52-59.

116 Лобасова М.С., Финников К.А. и др. Электронный учебно-методический комплекс по дисциплине «Тепломассообмен». – Сибирский федеральный университет, 2009. – С. 201-237 с.

117 The ASTRID technological demonstrator / 4th-Generation sodium-cooled fast reactors. – Т. 3. – CEA, 2012. – 96 p.

118 Sciora P., et al. Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor // Proceedings of ICAPP. – Nice, 2011. – Vol. 44(41). – Paper 110481.

119 Исследование процессов, определяющих возможность возникновения повторной критичности в случае тяжелой аварии ядерного реактора: отчет о

НИР по 01.02.01 НТП / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; В.М. Котов [и др.]. – Курчатов, 2015. – Инв. № 0216РК00024.

120 Нейтронно-физические характеристики экспериментального устройства для испытаний твэлов по теме НТП: шифр темы 01.02: техническая справка от 20.10.2015 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. В.М. Котов. – Курчатов, 2015. – Инв. №11-220-02/1342вн.

121 Анализ условий безопасного проведения физических исследований экспериментального устройства ПК: технический отчет о научно-исследовательской работе от 20.10.2016/ Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. А.Д. Вурим.– Курчатов, 2016. – Инв. №11-220-01/1641вн.

122 ANSYS documentation for ANSYS WORKBENCH: ANSYS Inc. – Release 14.5. – USA, 2014.

123 GAMBIT 2.4.6, Fluent inc, 2008.

124 Bobkov V.P., Fokin L.R., Petrov E.E. and al. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data. – Vienna: IAEA, 2008. –191 p.

125 Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968. –395 с.

126 Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука, 1972. – 721 с.

127 Изготовление деталей и сборочных единиц экспериментального устройства ПК: акт от 19.09.2017 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. В.В. Яковлев.– Курчатов, 2017. – Инв. №11-220-01/1490вн

128 О создании и наличии «Внутриреакторного экспериментального устройства по изучению процесса взаимодействия элементов активной зоны при развитии аварийной ситуации с мгновенной блокировкой проходного сечения ТВС»: акт от 20.09.2017 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. А.Д. Вурим.– Курчатов, 2017. – Инв. №11-220-01/1492вн.

129 По результатам пуска 184Ф-2К: протокол от 20.07.2017 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. В.А. Гайдайчук. – Курчатов, 2017. – Инв. №Э/459.

130 По результатам пуска 184Ф-3К: протокол от 09.10.2017 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. А.Н. Котляр. – Курчатов, 2017. – Инв. №Э/611.

ПРИЛОЖЕНИЕ А
Патент на изобретение
«Устройство для испытаний твэлов в экспериментальном канале
исследовательского реактора»



ПРИЛОЖЕНИЕ Б

АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы
в процедуру подготовки экспериментов в импульсном реакторе ИГР

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ
ЭНЕРГЕТИКА МИНИСТРЛІГІ
«ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ
ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫ»
шаруашылық жүргізу құқығындағы
Республикалық мемлекеттік кәсіпорнының
«АТОМ ЭНЕРГИЯСЫ ИНСТИТУТЫ»
филиалы



Филиал
«ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ»
Республиканского государственного предприятия
на праве хозяйственного ведения
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ЯДЕРНЫЙ ЦЕНТР
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН»
МИНИСТЕРСТВА ЭНЕРГЕТИКИ
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

071100, Республика Казахстан, ШКО,
Курчатов каласы, Бейбіт атом көнесі, 10
тел.: 8 (722-51) 9-48-20, тел./факс: 8 (722-51) 3-31-25
e-mail: iae@nnc.kz

071100, Республика Казахстан, ВКО,
г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 10
тел.: 8 (722-51) 9-48-20, тел./факс: 8 (722-51) 3-31-25
e-mail: iae@nnc.kz

На № 29.10.2021 № 11-220-01/247764
от _____

УТВЕРЖДАЮ



Первый заместитель
директора, PhD
В.В. Бакланов

АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы
на соискание степени доктора философии (PhD)
Витюк Галины Анатольевны
в процедуру подготовки экспериментов в импульсном исследовательском реакторе
ИГР

Комиссией Филиала «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» в составе:

Председатель:

Вурим А.Д. – главный специалист по ядерным технологиям, к.ф.-м.н.;

Члены комиссии:

Пахниц А.В. – начальник отдела разработки и испытаний реакторных устройств;

Мухамедов Н.Е. – начальник лаборатории испытаний реакторного топлива, PhD;

Иркимбеков Р.А. – начальник лаборатории исследований теплофизических и нейтронно-физических характеристик облучательных устройств, PhD,

составлен настоящий акт о том, что результаты диссертационной работы Витюк Галины Анатольевны «ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ТВЭЛОВ В ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ В ИМПУЛЬСНОМ ГРАФИТОВОМ РЕАКТОРЕ», представленной на соискание степени доктора философии (PhD) по специальности 6D072300 «Техническая физика», внедрены в процедуру подготовки экспериментов в импульсном исследовательском реакторе ИГР Филиала «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан».

Применение новых методических подходов, обеспечивающих повышение качества прогнозирования и реализации заданных параметров испытаний реакторных облучательных устройств для исследования процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного реактора с плавлением активной зоны, позволили усовершенствовать процедуру подготовки реакторных экспериментов и расширить

методическую базу проведения испытаний реакторного топлива в импульсном исследовательском реакторе ИГР.

Методы и подходы, предложенные автором, были апробированы при подготовке и реализации широкого спектра экспериментальных программ, связанных с испытаниями реакторного топлива в исследовательском реакторе ИГР, при этом была подтверждена их неоспоримая эффективность.

Комиссия считает, что внедрение результатов имеет высокую теоретическую и практическую значимость, поскольку позволяет обеспечить достижение требуемых параметров при испытании ядерного топлива в условиях исследовательского реактора ИГР, расширить спектр проводимых исследований и улучшить представительность результатов внутриреакторных экспериментальных исследований по изучению поведения топлива и конструкционных элементов ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах.

Председатель комиссии



А.Д. Вурим

Члены комиссии



А.В. Пахниц



Н.Е. Мухамедов



Р.А. Иркимбеков

ПРИЛОЖЕНИЕ В АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы
в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки

БЕКІТЕМІН
«Д.Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан
техникалық университеті» КЕАҚ ҒИД және
информатика жөніндегі проректоры
Н. Денисова
2021 ж.

УТВЕРЖДАЮ
Проректор по НИД и цифровизации
НАО «Восточно-Казахстанский технический
университет им. Д.Серікбаева»
Н. Денисова
2021 г.

Базалық инженерлік дайындық факультетінің оқу процесіне
философия докторы (PhD) дәрежесін алу үшін
диссертациялық жұмыстың нәтижелерін енгізу туралы
АКТ

АКТ
о внедрении результатов диссертационной работы
на соискание степени доктора философии (PhD)
Витюк Галины Анатольевны
в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки

Комиссия құрамы:
Комиссией в составе:
Төрағасы:
Председатель:

к.ф.-м.н., Рахметуллина Ж.Т.
декан Факультета базовой инженерной подготовки;

Комиссия мүшелері:
Члены комиссии:

д.ф.-м.н., Плотников С.В.
– профессор кафедры физики;
PhD, ассоциированный профессор, Уазырханова Г.К.
– ассоциированный профессор кафедры физики;
Табиева Е.Е.
– заведующая кафедрой физики,

Галина Анатольевна Витюктің 6D072300 «Техникалық физика» мамандығы бойынша философия докторы (PhD) дәрежесін алу үшін ұсынылған «ИМПУЛЬСТІК ГРАФИТТІ РЕАКТОРДАҒЫ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ЭКСПЕРИМЕНТТЕРІНДЕГІ ТВЭЛДЕРДІҢ ПАРАМЕТРЛЕРІН ЗЕРТТЕУ» диссертациялық жұмысының нәтижелері «Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан техникалық университеті» КЕАҚ базалық инженерлік дайындық факультетінің оқу процесіне енгізілгені туралы асы акт жасалды.

Автор әзірлеген «Сынақ объектісіндегі берілген қуат диаграммасын есептеу» әдістемесі бағдарламалық ортада жылу гидравликалық параметрлерінің өзгеруінің кең диапазонында твэлдердің жұмыс жағдайларының CFD есептеу кодын модельдеу мүмкіндігін қамтамасыз етеді. CFD кодтарын қолдана отырып модельдеу - бұл зерттелетін объектідегі нақты физикалық процестерді сапалы түрде шығаруға болатын қуатты құрал. Автор қарастырған CFD модельдеу тәсілдері келесі пәндердің жұмыс жоспарына енгізілген:

- Математикалық физика әдістері (2 курс), B072300 – Техникалық физика;
- Ядролық физиканың эксперименталдық әдісі (3 курс), B072300 – Техникалық физика (Қолданбалы ядролық физика);
- Гидродинамика есептерін сандық шешу әдістері (4 курс), 5B070500 - Математикалық және компьютерлік модельдеу;
- Математикалық есептердің бағдарламалық құралдары (4 курс), 5B070500 - Математикалық және компьютерлік модельдеу;

Комиссия диссертациялық жұмыстың нәтижелерін енгізудің жоғары теориялық және практикалық маңызы бар және базалық инженерлік дайындық факультетінің екі білім беру бағдарламасының бакалавриатында білім алушыларға физикалық процестерді модельдеудің физика-математикалық әдістері мен кезеңдерін зерделеуге, білімін бекітуге және өндірістік есептерге қолданылатын физикалық процестерді сипаттау үшін іргелі теңдеулерді қолдану дағдыларын алуға мүмкіндік береді деп санайды. CFD-модельдеудің қазіргі заманғы әдістерін зерделеу цифрлық дағдылардың жоғары деңгейіне ие және алған білімдерін өндірісте, бейінді

ғылыми-зерттеу институттарында немесе басқа инженерлік қызметте тиімді қолдануға қабілетті жоғары білікті маман-инженерді даярлауға мүмкіндік береді.

составлен настоящий акт о том, что результаты диссертационной работы Витюк Галины Анатольевны «ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ТВЭЛОВ В ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ В ИМПУЛЬСНОМ ГРАФИТОВОМ РЕАКТОРЕ», представленной на соискание степени доктора философии (PhD) по специальности 6D072300 «Техническая физика», внедрены в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки НАО «Восточно-Казахстанский технический университет им. Д. Серикбаева».

Разработанная автором методика «Расчета заданной диаграммы мощности в объекте испытаний» обеспечивают возможность моделирования в программной среде расчетного кода CFD условий эксплуатации твэлов в широком диапазоне изменения их теплогидравлических параметров. Моделирование с помощью кодов CFD является мощным инструментом, в котором можно качественно воспроизводить реальные физические процессы в изучаемом объекте. Подходы к CFD-моделированию, рассмотренные автором, внедрены в рабочий план таких дисциплин как:

- Методы математической физики (2 курс), В072300 - Техническая физика;
- Экспериментальные методы ядерной физики (3 курс), В072300 - Техническая физика (Прикладная ядерная физика);
- Методы численного решения задач гидродинамики (4 курс), 5B070500 - Математическое и компьютерное моделирование;
- Программные средства математических расчетов (4 курс), 5B070500 - Математическое и компьютерное моделирование;

Комиссия считает, что внедрение результатов диссертационной работы имеет высокую теоретическую и практическую значимость и дает возможность обучающимся в бакалавриате двух образовательных программ Факультета базовой инженерной подготовки изучить физико-математические методы и этапы моделирования физических процессов, закрепить знание и получить навыки применения фундаментальных уравнений для описания физических процессов, применимым к производственным задачам. Изучение современных методов CFD-моделирования позволит подготовить высококвалифицированного специалиста-инженера, имеющего высокий уровень цифровых навыков и способного эффективно применять полученные знания на производстве, профильных научно-исследовательских институтах или другой инженерной деятельности.

Төрағасы
Председатель комиссии



Рахметуллина Ж.Т.

Комиссия мүшелері
Члены комиссии



Плотников С.В.



Уазырханова Г.К.



Табиева Е.Е.