

Восточно-Казахстанский технический университет имени Д. Серикбаева

УДК 539.53: 620.18: 621.039.56

На правах рукописи

ЦХЕ ВАЛЕНТИН КОНСТАНТИНОВИЧ

**Разработка реакторного метода получения кориума и
исследование его структурно-фазового состояния и механических
свойств**

6D072300 – Техническая физика

Диссертация на соискание степени
доктора философии (PhD)

Отечественные научные консультанты:
PhD, Мухамедов Н.Е.
д.ф.м.н., профессор Скаков М.К.

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

Республика Казахстан
Усть-Каменогорск, 2023

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	8
1 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ И ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ РАСПЛАВА МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ..	14
1.1 Экспериментальные установки и методы испытаний материалов активной зоны ядерных энергетических реакторов	14
1.2 Опыт исследований структуры, характеристик и свойств расплава материалов активной зоны ядерных реакторов в результате его формирования и взаимодействия с инженерными конструкциями	25
1.3 Постановка задач.....	33
2 ОБОРУДОВАНИЕ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ	35
2.1 Импульсный графитовый реактор ИГР	35
2.2 Программные продукты для проведения нейтронно-физических и теплофизических расчетов	37
2.2.1 Программное средство для моделирования нейтронно-физических процессов	37
2.2.2 Программный комплекс для определения теплофизических параметров	37
2.3 Послереакторные методы исследования застывшего расплава элементов активной зоны ядерного реактора	38
2.3.1 Радиационно-защитная камера и нейтрализация натрия.....	39
2.3.2 Пробоподготовка образцов	39
2.3.3 Электронно-микроскопическое исследование.....	40
2.3.4 Определение механических свойств.....	41
3 АМПУЛЬНОЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО, ПОЗВОЛЯЮЩЕЕ ПОЛУЧАТЬ РАСПЛАВ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ТОПЛИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (МОДЕЛЬНЫЙ КОРИУМ) В УСЛОВИЯХ, МОДЕЛИРУЮЩИХ ТЯЖЕЛУЮ РЕАКТОРНУЮ АВАРИЮ	42
3.1 Конструкция ампульного облучательного устройства с ТВС, обеспечивающая локализацию расплавленных конструкционных и топливных элементов активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах.....	42
3.2 Нейтронно-физические расчеты в обоснование возможности проведения эксперимента по облучению АОУ с ТВС в ЦЭК ИГР	46
3.3 Расчет теплового состояния АОУ в обоснование принятых конструкций. 49	
3.3.1 Этап задания начальных параметров АОУ перед проведением реакторных испытаний	49
3.3.2 Режим разогрева и плавления топливных элементов за счет внутреннего энерговыделения при условии отсутствия принудительного охлаждения.....	53
3.3.2.1 Чехол ТВС.....	53
3.3.2.2 Силовой корпус.....	56
3.4 Выводы по главе.....	61
4 МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА ИГР, НЕОБХОДИМОГО ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ ПУСКА В РЕЖИМЕ «ИМПУЛЬС» И РЕЗУЛЬТАТЫ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА	62

4.1	Конструктивные особенности реактора ИГР и режимы его работы	62
4.2	Определение зависимостей, влияющих на изменение реактивности в реакторе ИГР	65
4.3	Верификация и подтверждение работоспособности методики расчета запаса реактивности реактора ИГР	70
4.4	Основные результаты референтного реакторного эксперимента.....	73
4.5	Выводы по главе.....	76
5	СТРУКТУРА, ФАЗОВЫЙ СОСТАВ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МОДЕЛЬНОГО КОРИУМА, ПОЛУЧЕННОГО МЕТОДОМ РЕАЛИЗАЦИИ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА	78
5.1	Разрушающие исследования модельного кориума	78
5.2	Макро-, микроструктура и фазовый состав модельного кориума.....	80
5.3	Микротвердость поверхности образцов модельного кориума.....	86
5.4	Влияние содержания соединений урана на механические свойства кориума и обсуждение результатов.....	95
5.5	Выводы по главе.....	98
	ЗАКЛЮЧЕНИЕ	99
	СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ	102
	ПРИЛОЖЕНИЕ А – Патент на изобретение.....	113
	ПРИЛОЖЕНИЕ Б – Акт о внедрении результатов диссертации в процедуру подготовки и проведения пусков на исследовательском реакторе ИГР	114
	ПРИЛОЖЕНИЕ В – Акт о внедрении результатов диссертации в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки	115

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

В настоящей диссертации применяются следующие термины с соответствующими определениями:

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;

Ампульное облучательное устройство – устройство, предназначенное для проведения внутриреакторных экспериментальных исследований на ядерной установке;

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;

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;

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;

Кориум – лавоподобный материал, образованный в активной зоне ядерного реактора во время тяжёлой аварии с расплавлением активной зоны;

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

Макроструктура – строение материала, видимое невооружённым глазом или с помощью лупы, то есть при увеличениях до 25 раз;

Микроструктура – строение материала, выявляемое с помощью микроскопа (оптического или электронного) при увеличениях более 25 раз;

Микротвёрдость – твёрдость отдельных фаз и структурных составляющих, твёрдость внутри отдельных зёрен, тонкого поверхностного слоя;

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;

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;

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;

Тепловой нейтрон – свободный нейтрон, кинетическая энергия которого близка к наиболее вероятной энергии теплового движения молекул газа при комнатной температуре (примерно 0,025 эВ);

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 (СО₂, гелий), жидкий металл), циркулирующая через активную зону и предназначенная для съема теплоты с тепловыделяющих элементов;

Фазовый состав – это перечень фаз, состоящих из неравномерно распределенных элементов, которые присутствуют в данном материале (сплаве);

Физическое моделирование – метод экспериментального изучения различных физических объектов или явлений, основанный на использовании модели, имеющей ту же физическую природу, что и изучаемый объект;

Энерговыведение – энергия частиц, обусловленная взаимодействием атомов и молекул элементов конструкций активной зоны ядерного реактора, превращаясь в тепловую энергию приводит к разогреву активной зоны;

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
АОУ	– ампульное облучательное устройство
АРМ	– автоматический регулятор мощности
АЭС	– атомная электростанция
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
БЭК	– боковой экспериментальный канал
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ИАЭ НЯЦ РК	– Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан
ИГР	– импульсный графитовый реактор
ИК	– ионизационная камера
МНВО РК	– Министерство науки и высшего образования Республики Казахстан
КС	– компенсирующий стержень
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии
НА	– неподвижная ампула
НЧК	– неподвижная часть кладки
ПС	– пусковой стержень
ПЧК	– подвижная часть кладки
РГП НЯЦ РК	– Республиканское государственное предприятие «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»
РЗК	– радиационно-защитная камера
СУЗ	– система управления и защиты реактора
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТСМ	– топливосодержащий материал
УПР	– устройство приема расплава
ЦАЗ	– центр активной зоны
ЦЭК	– центральный экспериментальный канал
ЧАЭС	– Чернобыльская атомная электростанция
ЭДС	– энергодисперсионная рентгеновская спектроскопия
ЭУ	– экспериментальное устройство
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы исследования

Аварии на АЭС и других объектах использования атомной энергии и их радиационные последствия на сегодняшний день являются наиболее актуальным вопросом для всего научного сообщества, подтверждением чему могут служить широко известные тяжелые аварии, произошедшие на таких АЭС, как «Three Mile Island», ЧАЭС и «Fukushima-1».

Кроме применения превентивных мер по обеспечению и повышению ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации существующих объектов ядерной энергетики, чрезвычайно важны и актуальны проблемы, связанные с ликвидацией последствий уже произошедших тяжелых запроектных аварий [1]. В настоящее время исследования и работы по ликвидации последствий случившихся аварий продолжаются, для чего реализуются крупномасштабные проекты по выработке концепций и подготовке поврежденных реакторных установок к утилизации и снижению воздействия радиации на окружающую среду.

С научной точки зрения непосредственное физическое моделирование процессов и явлений, позволяющее получать экспериментальные данные для решения актуальных задач, связанных с изучением процессов на различных этапах развития аварий в ядерных реакторах, а также исследования свойств и характеристик образующихся сплавов и соединений, на данный момент является наиболее эффективным и актуальным подходом.

Экспериментальные исследования, направленные на моделирование аварийных ситуаций, проводятся под эгидой международных организаций, таких как ОЭСР и МАГАТЭ, во многих исследовательских центрах по всему миру. Однако в большинстве научных исследований применяются экспериментальные установки и стенды с внешним подводом тепла (например, индукционный нагрев) и применением имитатора кориума на основе окиси алюминия, базальтов, силикатосодержащих материалов и реже двуокиси урана. Прототипный кориум имеет химические и реологические свойства близкие к свойствам кориума реального, но к основным его недостаткам стоит отнести отсутствие автокаталитического источника тепла, обеспечивающегося за счет самоподдерживающегося радиоактивного распада, который можно реализовать только в ядерных энергетических установках. Также необходимо отметить и различный изотопный состав, поскольку имитатор кориума на основе двуокиси урана зачастую состоит из его природных или обеднённых соединений взамен реального, обогащённого диоксида урана.

Анализируя результаты исследований с применением прототипного кориума, становится очевидна ограниченность в соблюдении определенных критериев подобия реальному кориуму и невозможность в полной мере удовлетворять начальные условия некоторых экспериментов, вследствие чего потребность в реакторных испытаниях по получению модельного кориума становится чрезвычайно высокой.

Говоря о реакторных исследованиях, направленных на изучение процессов, сопровождающие тяжелые аварии и получение расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерных реакторов, необходимо отметить техническую сложность проводимых комплексных испытаний. Для исследования различных свойств кориума требуется реализация реакторных экспериментов и разработка специальных устройств, внутри которых и будет сформирован расплав с необходимым компонентно-элементным составом. Поэтому исследования по получению модельного кориума при воздействии нейтронного облучения, имитирующего условия тяжелой аварии, являются уникальными и малочисленными.

Вместе с тем на сегодняшний день наблюдается и дефицит справочных данных о структурно-фазовых состояниях и механических свойствах кориума. Известно лишь, что механические свойства кориума значительно изменяются с течением времени. Однако контроль над изменением этих свойств в рабочих условиях (в реакторных и подреакторных помещениях) чрезвычайно затруднен как по причине высоких уровней радиации, так и их физической труднодоступности. Именно поэтому исследования, направленные на изучение структуры, фазового состава и механических свойств кориума и их временной динамики, требуют разработки методов его получения и проведения новых экспериментов, наиболее представительными и достоверными из которых являются внутриканальные (реакторные) испытания в условиях нейтронного облучения на ядерных реакторах, а полученные такими методами модельные кориумы по совокупности свойств будут наиболее близкими к реальному кориуму.

В результате проведенного анализа становится очевидным тот факт, что сведения о структурном и фазовом состояниях, а также механических свойствах модельного кориума не представляются весьма исчерпывающими и вместе с тем требуют новых научных изысканий.

Очевидная потребность в проведении новых исследовательских работ в данном направлении и отсутствие методик получения модельного кориума в реакторных условиях ограничивает область применения реактора ИГР в задачах изучения тяжелых аварий и исключает участие РГП НЯЦ РК в формировании международного банка экспериментальных данных по свойствам и характеристикам кориума.

В связи с этим становится актуальным развитие опыта предыдущих внутриреакторных экспериментов по моделированию тяжелых аварий в направлении разработки специализированной методики проведения экспериментов на реакторе ИГР с целью получения модельного кориума для исследований его свойств и характеристик, а также расширения области применения и привлекательности реактора ИГР для специалистов, занятых проблемами безопасности ядерных реакторов.

В диссертации представлены результаты разработки реакторного метода получения модельного кориума, включающего методику расчета запаса реактивности реактора ИГР, и ампульное облучательное устройство, локализованный расплав в котором по компонентно-элементному составу

аналогичен расплаву активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах, а также результаты послереакторных материаловедческих исследований его структурно-фазовых состояний и механических свойств, позволяющих в существенной мере пополнить базу имеющихся экспериментальных данных, используемых как для формирования концепции извлечения кориума из поврежденных реакторов, так и для математического моделирования и верифицирования физических процессов.

Цель работы

Разработать реакторный метод получения расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны энергетического реактора и исследовать его структурно-фазовое состояние и механические свойства.

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

- разработать конструкцию ампульного облучательного устройства с тепловыделяющей сборкой для проведения исследования по получению модельного кориума в центральном экспериментальном канале Импульсного графитового реактора на основе предыдущего опыта проведения внутриреакторных экспериментов по изучению тяжелых аварий;

- на основе адаптации известных методов выбора и обоснования режимов реакторных экспериментов, провести нейтронно-физические и теплофизические расчеты в обоснование возможности проведения эксперимента по получению кориума при условии моделирования аварийной ситуации;

- разработать методику определения требуемого запаса реактивности исследовательского ядерного реактора ИГР для реализации эксперимента по получению модельного кориума;

- выбрать референтный внутриреакторный эксперимент, отвечающий условиям формирования кориума заданного состава в результате плавления топлива и конструкционных материалов модельной ТВС;

- исследовать структурно-фазовое состояние и микротвердость модельного кориума, полученного в референтном эксперименте, в подтверждение его соответствия общепринятым представлениям о кориуме.

Основные положения, выносимые на защиту

1. Результаты нейтронно-физических и теплофизических расчетов в обоснование возможности проведения эксперимента по облучению тепловыделяющей сборки, размещенной в разработанном ампульном облучательном устройстве, в условиях реакторного моделирования тяжелой аварии.

Определена требуемая к реализации диаграмма изменения мощности в ТВС АОУ в режиме «Импульс», способная обеспечить заданное удельное энерговыделение в топливе $\sim 2,8$ кДж/г UO_2 и температуру $\sim 3170^\circ K$.

2. Методика определения требуемого запаса реактивности реактора ИГР для реализации пуска в режиме «Импульс».

Установлены основные зависимости между параметрами требуемой диаграммы изменения мощности реактора, энерговыделения в активной зоне и количеством компенсирующих стержней, минимально достаточном для их реализации.

3. Особенности структурно-фазового состояния и механические свойства затвердевшего модельного расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора.

Наличие включений в виде соединений урана (до ~1,5 мас.% по U) в теле и на границах зерен металлической матрицы не оказывает значительного влияния на микротвердость (148÷152 HV_{0,2}) модельного кориума.

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

– разработано экспериментальное ампульное облучательное устройство для проведения испытаний ТВС, обеспечивающее удержание расплава конструкционных и топливных материалов в границах его защитных барьеров при моделировании тяжелой реакторной аварии;

– разработана и отработана в серии реакторных экспериментов методика расчета запаса реактивности реактора ИГР для пуска в режиме «Импульс»;

– получены новые данные о возможности получения кориума, представляющего собой затвердевший расплав топлива и конструкционных материалов модельной сборки, свойства которого зависят от процентного содержания материалов в расплаве.

Объект исследования

Методика получения в реакторных условиях модельного расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора.

Предметами исследования

Ампульное облучательное устройство в реакторе ИГР, структура, фазовый состав и механические свойства модельного расплава активной зоны ядерного реактора.

Методы исследования

Эксперименты по получению модельного кориума проводились на исследовательском импульсном графитовом реакторе ИГР. В расчетных работах (теплофизических и нейтронно-физических процессов) для выбора и обоснования безопасности проведения эксперимента применялся комплекс современных компьютерных кодов (ANSYS, MCNP). Для анализа макро- и микроструктуры, фазового состава образцов модельного кориума были использованы общенаучные методы металлографического исследования. Элементный состав образцов исследовался методом рентгеноспектрального микроанализа. Определение механических свойств проводилось с использованием микротвердомера и аттестованных программных продуктов.

Практическая значимость

Практическое применение метода получения модельного кориума позволит обеспечить качество реализации режимов плавления материалов в процессе изменения мощности реактора, гарантировано исключает возможность несанкционированного увеличения интегрального энерговыделения в реакторе и, следовательно, в АОУ.

АОУ, защищенное авторским свидетельством на изобретение, разработанное на основе опыта применения экспериментальных устройств для реакторных испытаний и исследований ТВС в условиях, моделирующих тяжелую аварию ядерного энергетического реактора, может быть использовано для получения образцов модельного кориума пригодного к дальнейшим материаловедческим исследованиям.

Модельный кориум, полученный во внутриреакторном эксперименте, включающий в свой состав топливо и конструкционные материалы, претерпевшие превращения в процессе плавления и взаимодействия за счет внутреннего энерговыделения в топливе, может быть использован при разработке технологий извлечения затвердевшего расплава из поврежденных реакторов

Акт о внедрении результатов диссертационной работы в процедуру подготовки и проведения пусков на импульсном реакторе ИГР, а также в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки, патент на изобретение «Устройство для исследования процесса разрушения нижней опорной плиты направляющей трубы стержня регулирования СУЗ в условиях тяжелой аварии ядерного энергетического реактора» приведены в Приложениях к настоящей диссертации.

Личный вклад автора

Личный вклад автора заключается в постановке и формулировке задач исследования, анализе литературных данных и патентном поиске, разработке ампульного облучательного устройства; проведении теоретических и расчетных исследований в обоснование методики расчета запаса реактивности для получения стабильных импульсов на реакторе ИГР, подготовке и проведении экспериментальных и аналитических работ, а также выполнении статистической обработки полученных результатов. Электронно-микроскопические и механические испытания образцов модельного кориума проводились совместно с работниками отдела материаловедческих испытаний филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК.

Реализованные в рамках диссертации работы проводились в тесном сотрудничестве с научными сотрудниками и специалистами РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан». Анализ результатов расчетно-экспериментальных работ, а также формулировка основных положений, выводов и заключения, отраженных в диссертации, выполнены совместно с отечественными и зарубежным научными консультантами.

Связь темы с планами научно-исследовательских программ

Экспериментальные результаты настоящей диссертации были получены, в основном, при финансовой поддержке Государственного учреждения «Комитет науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан» в рамках Договора №305 от 30.03.2018 года по теме «Свойства и характеристики расплава материалов активной зоны ядерного реактора, полученного на исследовательском реакторе ИГР» (№АР05133086).

Степень обоснованности и достоверности результатов, полученных в работе, обеспечивается корректностью и системностью проведенных расчетно-

экспериментальных исследований, включающих реакторные эксперименты по получению расплава конструкционных и топливных материалов, а также применением хорошо апробированных общенаучных методов исследования. Основные результаты диссертации опубликованы в изданиях, рекомендованных Комитетом по обеспечению качества в сфере науки и высшего образования МНВО РК для публикации результатов научной деятельности, а также в рецензируемом зарубежном научном журнале, входящим в базу данных Scopus и Web of Science.

Апробация результатов работы

Основные результаты диссертации докладывались и обсуждались на пяти международных конференциях:

1. XIV Международная научно-практическая конференция «Будущее атомной энергетики» (г. Обнинск, Россия, 29-30 ноября 2018 г.);

2. Международная научно-техническая конференция студентов и аспирантов «Радиоэлектроника, электроника и энергетика» (г. Москва, Россия, 14-15 марта 2019 г.);

3. Международная конференция «Advanced manufacturing materials and research: new technologies and techniques AMM&R2021» (г. Усть-Каменогорск, Республика Казахстан, 19 февраля 2021 г.);

4. IX международная конференция «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала» (г. Курчатов, Республика Казахстан 07-09 сентября 2021 г.);

5. Всероссийская научная конференция «Достижения науки и технологий – ДНиТ-2021» (г. Красноярск, Россия, 10-11 декабря 2021 г.).

Также основные результаты, изложенные в диссертации, докладывались и обсуждались на научных семинарах кафедры технической физики ВКТУ им. Д. Серикбаева, на научно-технических советах филиала «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, на онлайн-семинарах PhD-студентов в Национальном исследовательском Томском политехническом университете (г. Томск, Россия).

Публикации

По результатам изложенных в диссертации исследований опубликовано 12 печатных работ, из них в рецензируемых научных изданиях РК, рекомендованных Комитетом по обеспечению качества в сфере науки и высшего образования МНВО РК – 2, в журнале, входящем в число международных информационных ресурсов и индексируемом в базах данных Web of Science Core Collection (Clarivate Analytics) и Scopus – 3, а также получен 1 патент на изобретение.

Структура и объем диссертации

Работа состоит из введения, пяти глав, заключения и списка использованных источников. Она изложена на 116 страницах, содержит 73 рисунка, 12 таблиц, список использованных источников из 134 наименований и 3 приложения.

1 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ И ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ РАСПЛАВА МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Настоящая глава посвящена анализу имеющихся литературных данных об исследованиях, направленных на экспериментальное изучение процессов и последствий тяжелых запроектных реакторных аварий с образованием кориума. Особое внимание уделено имеющимся экспериментальным установкам, устройствам и методам, позволяющим моделировать процессы, происходящие в активной зоне ядерных реакторов, и получать определенные композиции расплава конструкционных и топливных элементов. Также рассмотрены значимые результаты исследований свойств и характеристик кориума и его непосредственное взаимодействие с инженерными конструкциями.

1.1 Экспериментальные установки и методы испытаний материалов активной зоны ядерных энергетических реакторов

В настоящее время обеспечение безопасности эксплуатации такой потенциально опасной установки, как ядерный реактор, является одним из основных и важнейших критериев. Под определением «ядерный реактор» следует понимать ядерный реактор, входящий в состав атомной электростанции, так и исследовательские ядерно-энергетические установки [2].

Уже на стадии проектирования вопросам обеспечения безопасности при эксплуатации ядерного реактора уделяется пристальное внимание и прорабатываются основополагающие аспекты. Причиной такого пристального внимания к обеспечению безопасности атомной энергетики стали всемирно известные события, имевшие место в истории эксплуатации ЯЭУ, а также статьи о социальных и экологических последствиях этих событий [3].

С научной точки зрения, непосредственное физическое моделирование процессов и явлений, позволяющее получать экспериментальные данные для решения актуальных задач, связанных с изучением процессов на различных этапах развития аварий в ядерных реакторах, а также исследования свойств и характеристик образующихся сплавов и соединений, на данный момент является наиболее эффективным и актуальным подходом.

Экспериментальные исследования, направленные на моделирование аварийных ситуаций, проводятся под эгидой международных организаций, таких как ОЭСР и МАГАТЭ, в многих исследовательских центрах по всему миру: в Европе при поддержке Европейской комиссии, в Российской Федерации при поддержке Международного научно-технического центра, а в Республике Казахстан на экспериментальной базе филиала «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК. Одним из ярких примеров являются исследования стабилизации и охлаждения активной зоны по проектам CSC (Франция), ECOSTAR, ENTHALPY, IVMR (все - Европейский союз) [4 – 6], а также исследования фазовых диаграмм и взаимодействия кориума с корпусом реактора в проектах CORPHAD [7] и «RASPLAV» (оба Россия) [8 – 10], FARO, MASCA (международные проекты РФ и Европейского союза) [11].

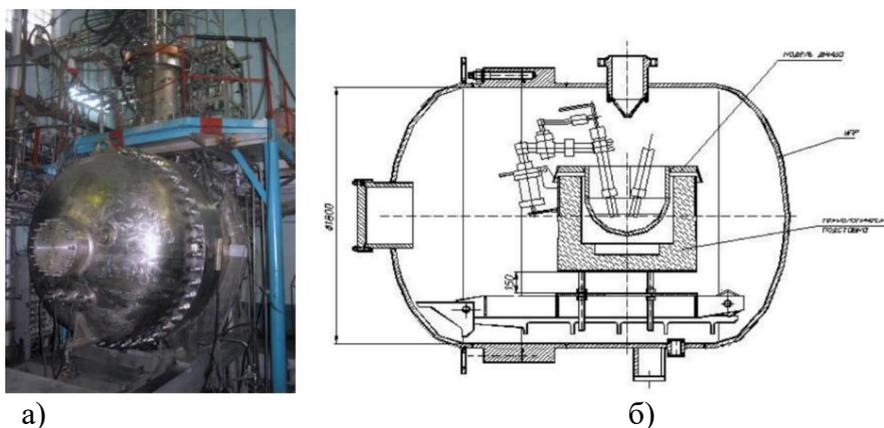
Приведенные экспериментальные проекты, в основном направлены на получение информации о процессах, протекающих на различных стадиях тяжелой аварии [12, 13].

Основываясь на результатах, представленных в работах [14, 15], важно отметить, что при исследованиях, связанных с изучением тяжелых запроектных аварий, изучают в отдельности процессы формирования расплава и процессы, происходящие при его удержании как внутри, так и вне контейнента поврежденного реактора.

Рассмотрим более подробно установки, позволяющие исследовать процессы и явления, происходящие в расплаве топливных и конструкционных композиций, и его взаимное влияние с различными конструкционными материалами ядерного реактора.

Одним из распространенных направлений исследований является получение расплава топливных и конструкционных материалов активной зоны реактора типа-LWR и изучение возможности его удержания в границах контейнента при возникновении тяжелой аварии проводилось на установке индукционного нагрева «ЛАВА-Б» [16].

Реализация такого рода испытаний осуществляется на экспериментальной установке ЛАВА-Б, которая позволяет, как уже отмечалось выше, проводить физическое моделирование различного рода взаимодействия прототипа кориума. Общий вид установки и устройство приема расплава (УПР) представлены на рисунке 1.3. В состав установки входят электроплавильная печь индукционного типа (ЭПП) и УПР, служащее для монтажа испытываемых элементов, таких как: бетонные ловушки с исследуемыми жертвенными и защитными материалами, различные модели днища силового корпуса легководного реактора (LWR) и т.д. ЭПП предназначена для подготовки композиционного расплава, состоящего из конструкционных и топливных материалов активной зоны реактора (Zr , ZrO_2 , UO_2 и др.) с последующим его сливом в экспериментальную секцию, размещенную в УПР.



а) общий вид; б) устройство приема расплава (УПР)

Рисунок 1.1 – Экспериментальная установка ЛАВА-Б

Созданная в 1987 в Национальной лаборатории Сандиа (США) установка «SURC-4» [17] разработана для изучения взаимодействия расплавов с различными материалами, включая бетон и его компоненты, а также с разными огнеупорными элементами. Алюминиевая двухсекционная оболочка установки герметична и имеет водяное охлаждение. Внутренний объем оболочки достаточно велик и составляет около 2 м³, а ее основание выложено огнеупорными блоками с наполнением порошка оксида магния. Исследовательская установка реализует известный метод индукционного плавления (внешний подвод тепла) в огнеупорном тигле. Сам же тигель для плавления изготовлен из оксида магния со специальными добавками и имеет размеры 600 мм в высоту и 400 мм в диаметре. Испытуемый образец бетона заливается в днище тигля. На данной установке было проведено две серии экспериментов – пять исследований с использованием имитатора кориума (смесь UO₂ и ZrO₂) и остальные с применением различных нержавеющей сталей в качестве имитатора расплава. В ходе исследования прототипа кориума не удалось достичь ключевого условия эксперимента – отсутствия взаимодействия между расплавом и материалом тигля. Это привело к абляции и повреждению тиглей, а в результате – к значительному загрязнению расплава материалом тигля. Полученные в ходе исследований результаты не получили широкого распространения в научном сообществе, однако некоторые из них были использованы при валидации кода CORQUENCH. В настоящее время исследовательская программа завершена [18].

Следует также упомянуть эксперименты по изучению взаимодействия имитатора расплава (на основе двуокиси урана) с характеристиками, близкими к топливной композиции активной зоны ЛВР, которые успешно проводились в рамках проекта «RASPLAV» в Курчатовском институте и впоследствии стали отправной точкой для инициирования ряда международных проектов, направленных на получение данных о материалах, образующихся на различных этапах протекания тяжелых аварий, характере их взаимодействия между собой, а также определении фазового состава полученного расплава и его свойств.

Рассматривая международные проекты METCOR и MASCA [19], важно отметить тот факт, что в проекте METCOR изучалось лишь взаимодействие прототипа кориума с днищем аварийного ядерного реактора, а в проекте MASCA исследовался процесс формирования кориума в активной зоне поврежденного ядерного реактора.

В рамках международного проекта MASCA [20] были проведены исследования по изучению физического взаимодействия прототипа кориума с конструкционными материалами аварийного ядерного реактора. Основная цель, стоявшая перед исследователями проекта MASCA, заключалась в исследовании особенностей и характера взаимодействия расплавов кориума и стальных конструкций реактора, находящихся в активной зоне, с последующим определением зависимостей времени взаимодействия, степени окисленности полученного кориума, также соотношения масс кориума и стали.

Можно с уверенностью сказать, что на сегодняшний день в мире успешно реализовано достаточное большое количество проектов с реализацией

внереакторных экспериментов, направленных как на изучение физических процессов, происходящих в переходных и аварийных режимах работы реактора, так и на получение имитаторов расплава с возможностью его удержания в пределах корпуса энергоблока. Но при этом количество экспериментальных исследований с расплавом, содержащим диоксид урана UO_2 , остается крайне мало. Также следует отметить и тот факт, что в вышеуказанных экспериментах изучался только механизм получения и взаимодействия расплава с конструкционными материалами активной зоны и контейнента. Исследование же структурно-морфологического состояния, физико-механических свойств ТСМ активных зон ядерных реакторов, полученных в условиях внереакторного моделирования тяжелых аварий, не проводились.

При проведении внереакторных испытаний зачастую используют имитатор кориума во избежание воздействия рисков и опасностей, которые могут возникнуть в ходе исследований. «Прототипный кориум» на основе диоксида урана является имитатором-заменителем и, с определенной долей допущений, может считаться достаточно близким к характеристикам кориума реального. Однако, здесь необходимо отметить различный изотопный состав, поскольку прототип кориума зачастую состоит из природного или обеднённого урана взамен реального, обогащённого. При этом прототипный кориум имеет химические и реологические свойства достаточно близкие к свойствам кориума реального; что касается других химических и физических свойств, то они также сопоставимы в значительной степени. Но наиболее важным отличием прототипов кориума от реального, которое следует выделить, среди прочих, является отсутствие автокаталитического источника тепла, обеспечивающегося за счет самоподдерживающейся реакции радиоактивного распада. Несмотря на вышеперечисленное, в научном сообществе эксперименты и исследования с использованием прототипного кориума все также востребованы по причине наименьшей радиоактивной опасности, чем реальный кориум [21].

Как известно, экспериментальные стенды и физические объекты на основе прототипа кориума изготавливаются с соблюдением определенного критерия подобия реальным объектам, однако, по вышеуказанным причинам, не могут в полной мере удовлетворять начальным условиям определенных экспериментов, вследствие чего актуальность проведения реакторных испытаний и исследования конструкционных и топливных материалов на сегодняшний день является чрезвычайно высокой.

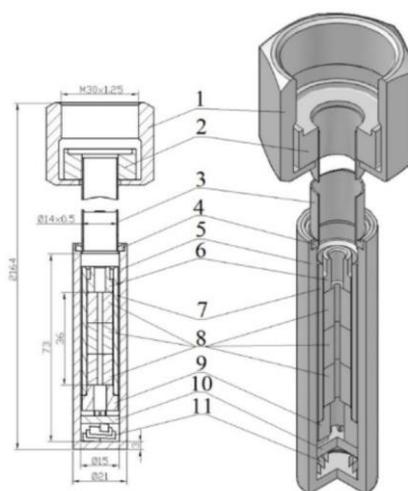
Поэтому внутриканальные исследования в условиях нейтронного облучения позволяют моделировать и достигать условий, максимально приближенных к реальным эксплуатационным режимам, и поэтому по праву считаются наиболее представительным видом экспериментальных работ. При проведении испытаний в реакторных условиях поведение топлива на различных режимах работы реактора в наибольшей степени может соответствовать реальному.

Одними из надежных и прямых методов получения экспериментальной информации являются внутриканальные испытания в исследовательских

ядерных реакторах. Полученные результаты таких экспериментов позволяют применять их для верификации существующих и вновь разрабатываемых компьютерных кодов, призванных моделировать и описывать процессы, происходящие в реакторных установках на различных режимах работы, включая аварийные. Еще одним направлением в использовании знаний, полученных в результате проведения внутриканальных исследований, является эмпирическая оценка работоспособности твэлов и ТВС [22 – 24].

Одним из примеров исследований топлива и топливных композиций следует рассмотреть реакторные испытания трехкомпонентного изотропного (TRISO) топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), реализованные с использованием исследовательского реактора ВВР-К [25]. Для проведения реакторных испытаний было изготовлено три компактных образца твэлов с топливом типа-TRISO и сферические топливные частицы с покрытием.

Для создания температурных условий, воспроизводящих работу ВТГР с TRISO-топливом (более 1173 К) в реакторе ВВР-К, была разработана специальная экспериментальная установка (ЭУ), изображенная на рисунке 1.2. ЭУ состоит из наружной ампулы, изготовленной из алюминиевого сплава SAV-1, и внутренней капсулы из ниобий-циркониевого сплава в которую вертикально помещалось до трех топливных элемента. Для имитации условий ВТГР ЭУ имеет систему газовой подачи с возможностью отбора проб газа во время облучения. Внутренняя капсула заполнена гелием особой частоты (чистота 99,9999%). Имеется возможность периодического пробоотбора газа для спектрометрического анализа [26].



1 – накидная гайка; 2 – ниппель; 3 – трубка; 4 – переходник; 5 – капсула; 6, 7 – графитовая втулка; 8 – топливный элемент; 9 – графитовая втулка; 10 – графитовая шайба; 11 – телескопическая пружина)

Рисунок 1.2 – Экспериментальная установка для исследования TRISO-топлива

Пиковая температура образцов TRISO-топлива во время испытаний регистрировалась с помощью шести термопар типа К и составила 1323 ± 373 К,

что коррелируется с теплофизическими расчетными параметрами ЭУ (рисунок 1.3).

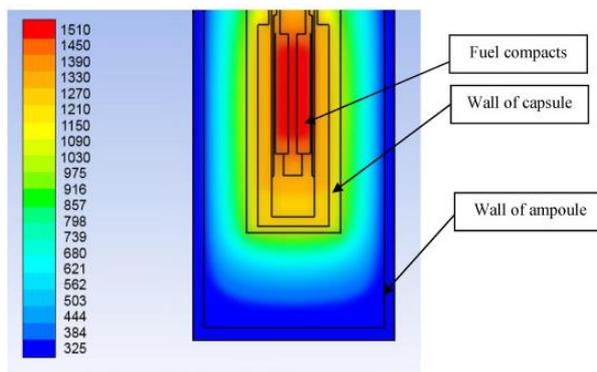


Рисунок 1.3 – Распределение температуры вдоль ЭУ

Возможность повышения температуры в районе расположения образцов между внешней ампулой и внутренней капсулой осуществлялась установкой молибденовых экранов. Температурный диапазон регулировался изменением давления гелия в зазоре между внешней ампулой и внутренней капсулой.

Однако, данное ЭУ предназначено лишь для интегральных испытаний TRISO-топлива и исследования процесса его выгорания в подтверждение эффективности применяемых топливных компонентов. Также полученные результаты легли в основу разработки методики испытаний прототипа образцов топлива TRISO с матрицей SiC.

Еще одной серией экспериментов, посвященной исследованиям базовых твэлов со свежим и предварительно облученным (~ 50 МВт·сут/(кг·U)) керамическим топливом в виде таблеток из UO_2 , но уже легководного реактора типа ВВЭР, является реакторная серия испытаний с использованием возможностей реактора ИГР и экспериментального ампульного устройства (ЭАУ; рисунок 1.4) [27].

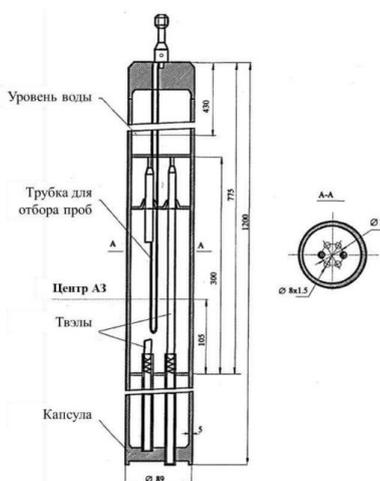


Рисунок 1.4 – Экспериментальное устройство для испытаний с твэлом реактора ВВЭР

Границами ЭАУ является внешняя ампула (капсула), в которую были помещены два модельных твэла, закрепленных на верхней и нижней дистанционных решетках. Для имитации условий работы водоохлаждаемого реактора ВВЭР во внутреннюю полость капсула была залита вода, используемая в качестве теплоносителя, с возможностью отбора проб по специальному технологическому каналу. ЭАУ размещалось в ЦЭК реактора ИГР на уровне центра активной зоны (ЦАЗ) с помощью удлиняющих штангах.

В период с 1980-90х годов в центральном экспериментальном канале реактора ИГР было испытано порядка 200 модельных твэлов (ВВЭР-440 и ВВЭР-1000) с обогащением по U^{235} от 4,4 % до 6,5 %. Полученные результаты явились предпосылками для начала испытаний твэлов реактора ВВЭР-1000 с керамико-металлическими топливом в условиях, моделирующих аварию с внезапным увеличением реактивности.

Вследствие вышеизложенного, можно заметить, что среди множества исследовательских реакторов (более двухсот), находящихся в эксплуатации, только незначительная их часть имеет характеристики, позволяющие проводить разрушающие внутриканальные испытания. К таким реакторам могут быть отнесены широко распространенные реакторы типа TRIGA и его модификации TRIGA Mark II и Mark III (США, Япония, Германия, Бангладеш и др.) [28], реактор HANARO (Тэджон, Республика Корея), модернизированный реактор CABRI (Кадараш, Франция) и др.

Для проведения исследований параметров тяжелых аварий с плавлением конструкционных и топливных элементов активной зоны необходимо иметь материально-техническую и экспериментальную базу, которая бы позволяла обеспечивать моделирование аварийных ситуаций при условии их максимального приближения к реальным [29]. Такая экспериментальная база имеется в филиале «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, где проводятся эксперименты по моделированию аварии (потеря расхода теплоносителя, увеличение реактивности и т.д.) и изучению закономерности плавления и перемещения расплава активной зоны с использованием Импульсного графитового реактора [30 – 34].

Уникальные эксплуатационные характеристики и возможности исследовательского графитового реактора ИГР [35] дают возможность успешно реализовывать довольно широкий спектр исследований, направленный, в основном, на получение эмпирической информации о физических и тепловых процессах, а также изучение поведения топлива и конструкционных материалов активных зон ядерных энергетических реакторов как в переходных, так и в аварийных режимах работы.

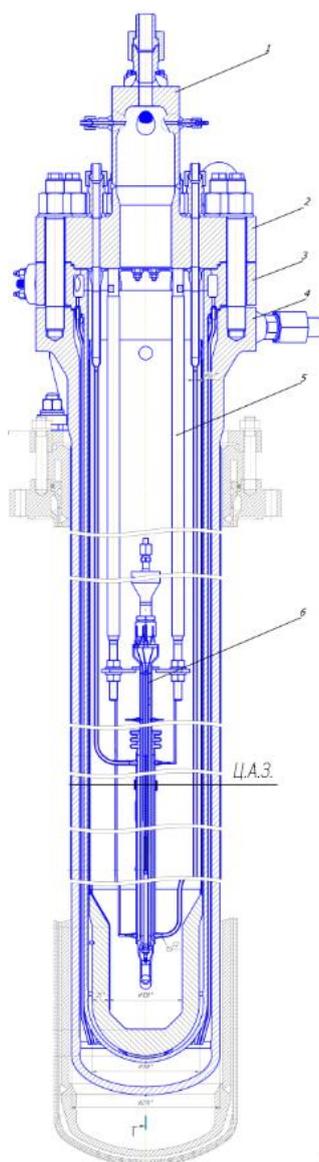
Для обеспечения возможности проведения внутриканальных испытаний по получению модельного расплава наиболее представительным и эффективным является облучение ТВС в специальных ампульных облучательных устройствах (далее АОУ).

Далее будет рассмотрен более подробно набор АОУ, позволяющий исследовать различные процессы, происходящие в ядерных реакторах.

Рассмотрим устройство для проведения испытаний конструкционных и топливных материалов активной зоны в условиях нейтронного облучения, направленных на исследование радиационной стойкости материалов, применяющихся преимущественно в реакторах с жидкометаллическим теплоносителем (натрий, свинец и свинцово-висмутовая эвтектика) при его заданной начальной температуре [36]. Данное устройство состоит из корпуса, кюветов с образцами исследуемых материалов, расположенных в верхней и внутренней части, а в нижней его части установлена топливная кассета, набранная из твэлов, с возможностью продольного перемещения во внутренней полости корпуса.

Данное устройство достаточно универсально и позволяет использовать его при различных установленных температурах облучения образцов. Поддержание заданного температурного диапазона образцов осуществляется периодической регулировкой энерговыделения в твэлах.

Известно экспериментальное устройство для проведения внутриреакторных испытаний по исследованию процессов, определяющих возможность возникновения повторной критичности в случае тяжелой аварии ядерного реактора [37]. В состав конструкции экспериментального устройства входят следующие основные элементы: ампула, состоящая из двух корпусов, крышка, испытательная секция и ловушка. Общий вид экспериментального устройства представлен на рисунке 1.5. Испытательная секция предназначена для размещения одиночного твэла и формирования защитного барьера, предотвращающего как тепловое, так и прямое контактное воздействия расплава топлива на внутренний корпус защитной ампулы. В испытательной секции используется один негерметичный твэл, разделенный по высоте на зоны деления и воспроизводства в зависимости от обогащения топлива (обогащение 0,27 % и 17 % по U^{235}). Твэл набирался из топливных таблеток типа БН-350, причем таблетки зоны деления имели центральное отверстие диаметром 1 мм. Также данное устройство имеет систему охлаждения для прокачки рабочего тела (азот) и трубопровод для заполнения ампульного устройства (АУ) натрием. Для задания начальных параметров эксперимента по температуре АУ снабжено системой предварительного разогрева, в состав которой входят три электрических нагревателя омического типа. Требуемые контролируемые параметры АУ отображаются и регистрируются при помощи системы средств измерений.



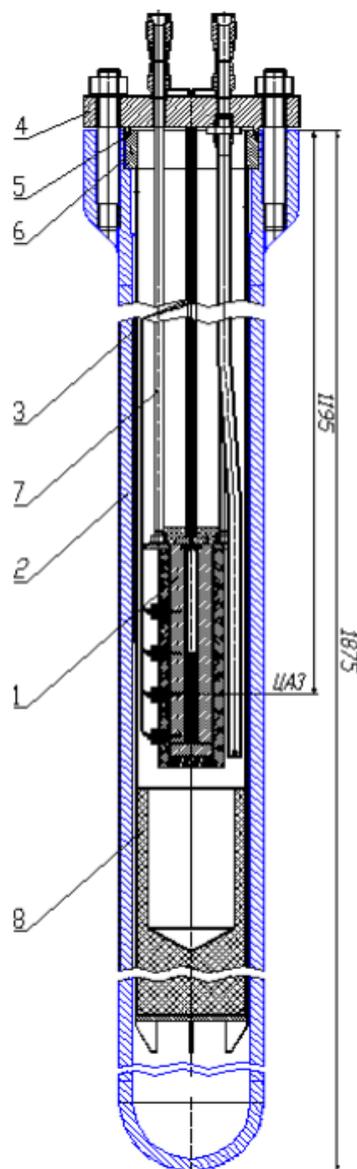
1 – коллектор; 2 – крышка; 3 – корпус внутренний;
4 – корпус наружный; 5 – штанга; 6 – секция испытательная

Рисунок 1.5 – Общий вид ампульное устройство

Данное АОУ предназначено для изучения в условиях реакторного облучения факторов снижения вероятности возникновения повторной критичности в реакторе на быстрых нейтронах с жидкометаллическим (натрий) теплоносителем при развитии тяжелой аварии.

Однако необходимо отметить, что данные ампульные экспериментальные устройства предназначены лишь для испытания ТВЭЛов и ТВС в диапазоне их рабочих пределов.

АОУ, описанное в [38], предназначено для испытаний в условиях нейтронного облучения модельных тепловыделяющих элементов энергетического реактора и представляет собой сборную конструкцию из ампулы и установленной на ее днище ловушки расплава, также во внутренней полости ампулы размещена капсула с топливными таблетками. Общий вид АОУ представлен на рисунке 1.6.



1 – капсула; 2 – ампула; 3 – защитный экран; 4 – крышка; 5 – прокладка; 6 – фланец экрана; 7 – удлиняющие штанги; 8 – аварийная ловушка

Рисунок 1.6 – Ампульное облучательное устройство

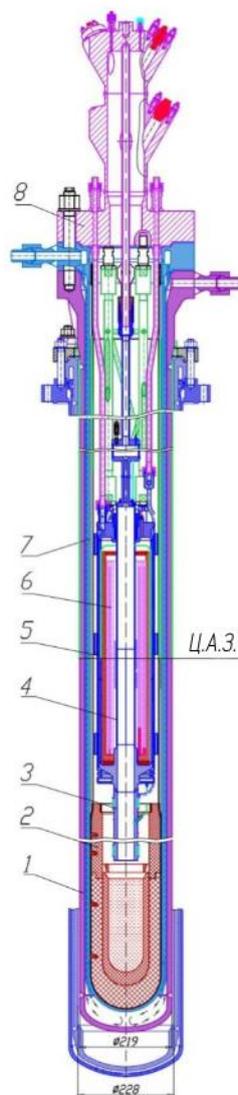
Основными конструктивными элементами АОУ являются: ампула, выполняющая роль защитного барьера и стальная капсула. Стальная капсула выполнена в виде цилиндрического контейнера из нержавеющей стали, внутри которого расположен танталовый стакан. Во внутренней полости танталового стакана размещен столб из топливных таблеток. Капсула, снаряженная топливными таблетками, фиксируется на крышке и размещается в центре АЗ реактора ИГР с использованием дистанционирующих штанг. Для защиты стенок и дна ампулы от температурного нагружения в составе АОУ предусмотрена аварийная ловушка расплава, выполненная из графита. АОУ оснащено средствами измерения температуры и давления. Также АОУ оборудовано средствами измерения температуры и давления.

Для задания начальных параметров эксперимента по температуре АОУ имеется электрический нагреватель с возможностью регулирования мощности.

Данное АОУ позволяет получать модельные кориумы в условиях имитации тяжелой реакторной аварии как в режиме несанкционированного увеличения энерговыделения в ТВС, так и при нарушении режима теплоотвода от ТВЭЛОВ.

Также известно АОУ [39], предназначенное для исследования процессов, сопровождающих тяжелые реакторные аварии во внутриреакторных экспериментах.

Конструктивно АОУ состоит из ампулы, служащей силовым и защитным барьером, блока плавления, имеющего систему газового охлаждения и предназначенного для установки в нем ТВС. Кроме ТВС в блоке плавления предусмотрена полость, заполненная натрием, который взаимодействует с расплавом топлива при условии проплавления стальной стенки полости во время проведения эксперимента, стальной ловушки для приема расплава, сливающегося из полости чехла ТВС и системы измерения параметров. Конструктивная схема АОУ изображена на рисунке 1.7.



1 – силовой корпус, 2 –аварийная ловушка, 3 –сливная труба, 4 – внутренняя труба, 5 – чехол ТВС, 6 – ТВС, 7 – крышка чехла ТВС, 8 – крышка ампулы

Рисунок 1.7 – Ампульное облучательное устройство

Чехол ТВС предназначен для размещения внутри ампулы ТВС из 75 твэлов в негерметичной стальной оболочке, заполненных таблетками типа БН-350 и размещенных в трех рядах по 25 твэлов в каждом. На крышке АОУ имеются два штуцера для заполнения емкостей и труб натрием. Также имеется система предварительного разогрева АОУ, в состав которой входят электрические нагреватели и токовводы, имеющиеся в крышке ампулы для подключения к внешним источникам питания.

На основании представленного анализа, можно сделать вывод, что полномасштабные исследования по получению расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерных реакторов при воздействии нейтронного облучения, имитирующего условия тяжелой аварии, являются малочисленными и нигде в мире, кроме как в Республике Казахстан, не проводятся.

1.2 Опыт исследований структуры, характеристик и свойств расплава материалов активной зоны ядерных реакторов в результате его формирования и взаимодействия с инженерными конструкциями

Исследования по определению структурно-фазового состава, теплофизических, физико-механических свойств материалов атомной техники, в том числе кориумов, необходимы для более глубокого понимания физико-химических процессов, происходящих с расплавом на разных стадиях протекания тяжелых аварий, включая стадию ликвидации ее последствий.

Изучение механических свойств расплава конструкционных и топливных материалов важно с точки зрения выбора экспериментально обоснованного подхода по извлечению кориума из поврежденных либо разрушенных ядерных реакторов.

Результаты исследований свойств материалов атомной техники, несомненно, важны как с точки зрения научно-исследовательской ценности, так и с точки зрения их практической применимости.

Принимая во внимание специфику расплава конструкционных и топливных материалов, на данный момент времени существует очень ограниченное количество актуальных экспериментальных данных как по кориуму, так и по процессам его взаимодействия с различными инженерными конструкциями и материалами.

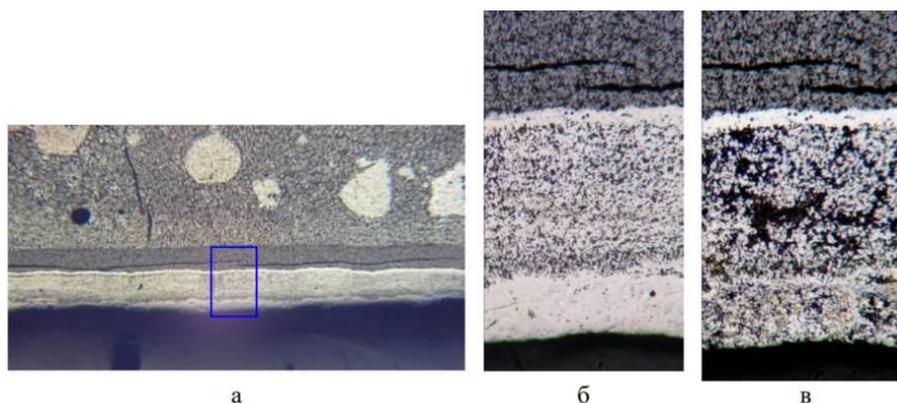
Международная научно-исследовательская группа GAREC провела анализ возможностей извлечения кориума из корпусов для некоторых существующих и будущих проектов ядерных энергетических реакторов. Данный анализ включает в себя информацию о гипотетических сценариях расплавления активной зоны и переноса кориума в нижнюю часть контайнмента, поведения кориума в нижней части контайнмента (скопление различных обломков и кориума), риска парового взрыва, взаимодействия кориума с бетоном и его охлаждения, распространения и накопления кориума, кориум-керамического взаимодействия, распределения остаточного энерговыделения и анализ долговременного поддержания подкритичности. Структурный анализ основан на доступных и самых последних экспериментальных результатах проектов

ACE [40], VULCANO [41], BETA [42] с последующей верификацией инструментов расчета (TOLBIAC [43], HEFEST [44], ALCYONE [45]).

Экспериментальное физическое моделирование тепловых и химических процессов в рамках исследований по проекту «INVECOR» было нацелено на получение экспериментальных данных, которые позволили качественно повысить обоснования безопасного удержания расплавленного прототипного кориума в корпусе ЛВР, в основном локализованного в придонной области.

Стальной цилиндр (марка стали 15Х2НМФА) являлся объектом исследования. Он устанавливался в модель днища корпуса реактора и после физического моделирования процесса взаимодействия стального цилиндра с прототипом кориума легководящего реактора исследовались структуры зон взаимодействия (Zr – 14,5 вес. %, UO₂ – 76,2 вес. %; ZrO₂ – 9,3 вес. %) [46, 47].

Основной акцент был сделан на изучении придонного участка сформировавшегося слитка, граничащего со сталью. В некоторых зонах был зафиксирован слой материала толщиной около 1 мм, включающий продукты взаимодействия кориума с металлическим образцом (модель корпуса). Изображения донного участка контакта до и после травления (травящий агент - царская водка) представлены на рисунке 1.8.



а – металлографический шлиф; б – увеличенный фрагмент до травления; в – после травления

Рисунок 1.8 – Зоны взаимодействия кориума со сталью

По результатам фазового и количественного элементного анализа идентифицированы образовавшиеся фазы и исследована их микротвердость, также определен компонентно-элементный состав материала в зоне взаимодействия. Основными компонентами идентифицированного фазового состава исследованных зон определены фазы (Zr, U)Fe₂ и фаза на основе α -Fe с ОЦК кристаллической решеткой.

Металлографические исследования выявили наличие следов проплавления стенки корпуса (толщина проплавленного слоя 2 – 3 мм). Также было обнаружено, что в результате взаимодействия стали с прототипом кориума компоненты последнего локализовано внедрились на глубину 20 мм в сталь.

Однако, важно отметить, что большинство конструктивных элементов активной зоны реактора на быстрых нейтронах (оболочки твэлов, ТВС,

человые и направляющие трубы стержней регулирования СУЗ), в отличие от реактора ЛВР-типа, выполнены из нержавеющей хромоникелевых сталей. Поэтому в качестве отправной точки при проведении структурно-фазовых исследований и механических испытаний модельных образцов кориума важно учесть эмпирические результаты, представленные в работах [48 – 50]. Из которых следует, что хромоникелевые стали под воздействием различных факторов, которые могут быть симитированы в условиях высоких нейтронных полей в экспериментальных каналах реактора, проявляют склонность к изменению не только поверхности структуры, но и прочностных характеристик материала.

В работах [51 – 53] были проведены исследования фазового состава и состояния структуры прототипного кориума энергетического реактора, а также модельного кориума и определены их теплофизические свойства.

На основании проведенных исследований было определено, что макроструктура образцов прототипных кориумов характеризуется отсутствием макротрещин и наличием макропор, а микроструктура образцов содержала металлические включения (размеры включений от 5 до 35 мкм). Макро- и микроструктура образца прототипного кориума приведена на рисунке 1.9.

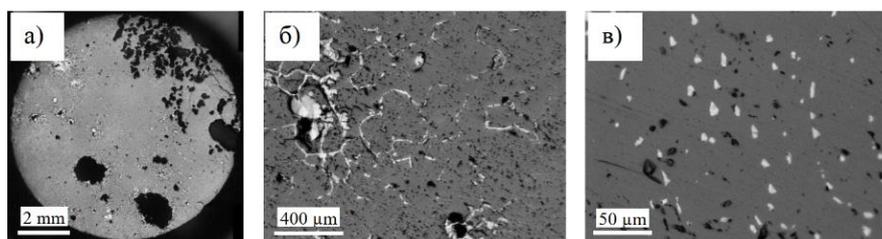


Рисунок 1.9 – Макро (а) - и микроструктура (б, в) образца прототипного кориума

Проведенные исследования по определению элементного состава показали, что материал образцов состоял преимущественно из урана (около 84 мас. %) и небольшого количества элементов (около 2 мас. %), входящих в состав нержавеющей стали: Fe – 40,5 %, Ni – 4,5 %, Cr – 44,6 %.

По результатам рентгеновского фазового анализа было выяснено, что основными структурными составляющими образцов прототипных кориумов ядерного энергетического реактора являлся диоксид урана UO_2 с ГЦК решеткой и фаза типа U_6Fe с тетрагональной решеткой, содержание которой находится на уровне не выше 4 % (мас.).

Анализ исследования натурального кориума показал, что материал полученного слитка образован смесью жидких сталей и жидкой двуокиси урана. После остывания и затвердевания установлены основные структурные составляющие слитка: затвердевший расплав двуокиси урана и затвердевший расплав стали с взаимным содержанием металлических включений стали и двуокиси урана. Макро- и микроструктура образца натурального кориума приведена на рисунке 1.10.

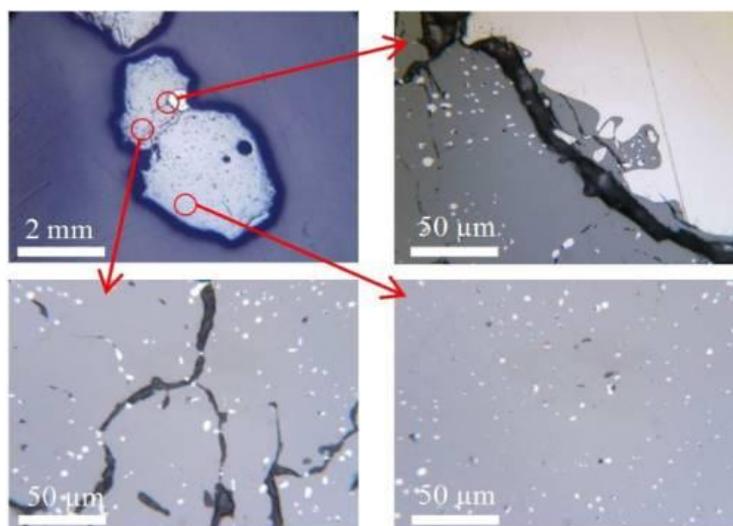


Рисунок 1.10 – Макро - и микроструктура образцов кориума с преимущественно керамической составляющей расплава

Свидетелем высокой надежности выполненных измерений являлось совпадение характера температурных зависимостей всех теплофизических свойств (температуропроводность a , рисунок 1.11а; теплоемкость C_p , рисунок 1.11б и теплопроводность λ , рисунок 1.11в) у натурального и у прототипных кориумов.

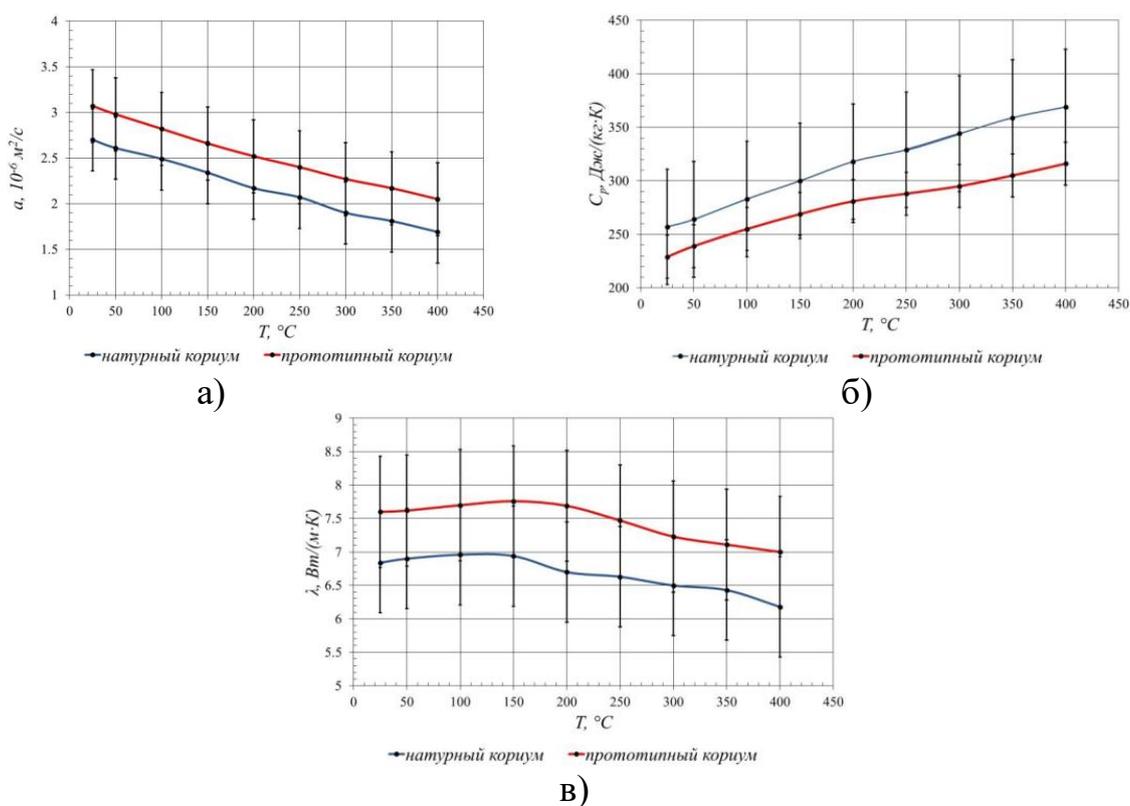


Рисунок 1.11 – Сопоставление температурных зависимостей температуропроводности (а), теплоемкость (б) и теплопроводность (в) натурального и прототипных кориумов

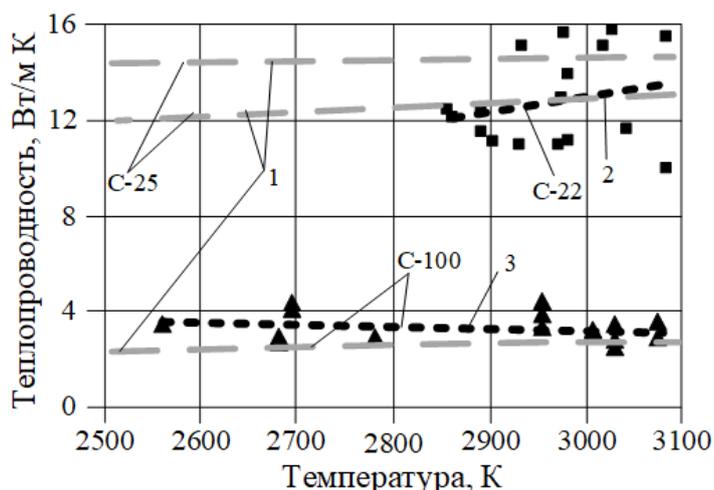
Также в работе был выполнен комбинированный анализа результатов исследований теплофизических свойств и структурно-фазовых состояний материалов натурального и прототипных кориумов, по результатам которого было установлено, что материалы натурального и прототипного кориумов обладают очень схожей микроструктурой. В то время как макроструктуры этих материалов отличались существенным образом: наличие сетки макротрещин у материала натурального кориума и отсутствие таковой у материала прототипного кориума, а также наличие повышенной макропористости у материала прототипного кориума и отсутствие таковой у материала натурального кориума.

Таким образом, из сопоставления структурно-фазовых состояний материалов кориумов определено, что только повышенная трещиноватость [54] у образцов натурального кориума и повышенная пористость у образцов прототипных кориумов, предположительно, могут оказывать существенное влияние на теплофизические свойства образцов.

Но основным вектором вышеуказанных исследований являлось определение теплофизических свойств (температуропроводности a , удельной теплоемкости C_p и теплопроводности λ) натурального и прототипных кориумов энергетического реактора. Анализ результатов измерений температурных зависимостей показал отсутствие какого-либо закономерного влияния термоциклического воздействия на изменение микроструктуры, а следовательно, и теплофизических свойств реакторных кориумов.

По программе «RASPLAV» исследовали теплопроводность (рисунок 1.12) расплавленного прототипного кориума с использованием известного нестационарного метода, описанного в научных источниках [55, 56]. В обозначенном подходе для определения теплопроводности на основе измеренных переходных температурных характеристик требуется знание значений теплоемкости и плотности расплава. Справочные значения теплоемкости расплава использовались из базы данных «ИВ-ТАНТЕРМО», а вот искомые значения плотности были измерены экспериментальным методом в рамках данной работы.

В исследовании [57] проведен анализ и предпринята попытка учета влияния процесса конвективного теплообмена при измерениях с использованием кода «Transient Heat Transfer Version B» на теплопроводность, а также было определено рекомендованное значение в диапазоне от 4,5 Вт/(м·К) до 6,75 Вт/(м·К) и среднее значение 5,6 Вт/(м·К).



1 – расчетные данные; 2 – экспериментальные данные для C-22, полученные нестационарным методом; 3 – экспериментальные данные для C-100, полученные нестационарным методом (▲), (■) – теплопроводность C-22, полученная стационарным методом

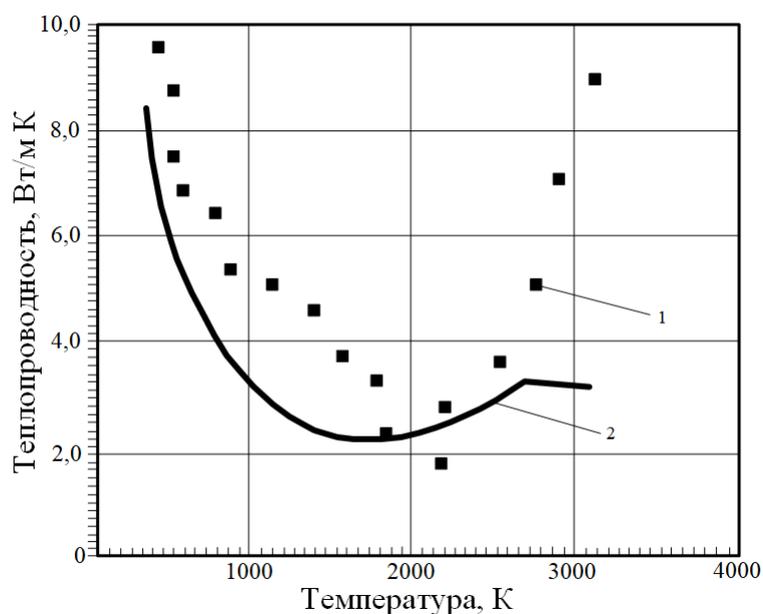
Рисунок 1.12 – Температурная зависимость теплопроводности кориума

Интересен и анализ по исследованию теплопроводности диоксида урана, опубликованный в литературе [58 – 60]. Основные результаты которого показывают хорошую корреляцию данных, определенных для твердого UO_2 в температурном диапазоне от $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ до $2400\text{ }^{\circ}\text{C}$. Однако значения теплопроводности, полученные выше верхнего температурного предела в $2400\text{ }^{\circ}\text{C}$, имеют расхождение. На рисунке 1.13 представлены температурные зависимости, но помимо указанных, имеются и данные отдельных экспериментальных работ по исследованию теплопроводности жидкого UO_2 , где также наблюдаются определенные расхождения в показаниях: $11\text{ Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$ [61], $2,4\text{ Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$ [62] и $8,5\text{ Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$ [63].

Для актуального и максимально приближенного моделирования структуры ванны расплава чрезвычайно важно иметь информацию по концентрационным и температурным зависимостям плотности расплавленного кориума.

Так, к примеру, малые колебания плотностей расплава топливных материалов и несмешивающегося с ними расплава металлических, преимущественно стальных, конструкционных элементов могут приводить к возникновению принципиально разных структур ванны стального расплава - с поверхностным или придонным расположением.

Следует отметить, что достаточно иметь небольшие различия в значениях их плотностей – порядка $10\text{ кг}/\text{м}^3$ [64, 65] для реализации устойчивой гравитационной инверсии несмешивающихся расплавов



1 – данные работы [66]; 2 – данные работы [67]

Рисунок 1.13 – Температурная зависимость теплопроводности диоксида урана

Такие физические свойства, как плотность расплава кориума, были экспериментально изучены лишь в единичных исследованиях. В таблице 1.1 представлены данные уже упомянутого проекта, выполненного в рамках масштабной программы MASCA (РНЦ КИ), о значениях плотности расплавленного кориума С-32.

Таблица 1.1 – Значение плотности расплава неокисленного кориума С-32 [68]

Плотность, г/см ³	Температура, °С	Дисперсия, г/см ³
7,40	2482	0,17
7,61	2482	0,24
7,42	2534	0,21
7,39	2585	0,19

Значение плотности расплавов кориума обычно рассчитывают по модели «HALL» идеального смешения ввиду отсутствия экспериментальных данных [69]:

$$\rho_{mol} = \left[\frac{\sum X_i}{\rho_i} \right]^{-1}, \quad (1.1)$$

где ρ_{mol} – мольная плотность, моль/м³;

X_i – мольная доля i -ой составляющей в фазе;

$\rho_i = \frac{\rho_i^m}{M_i}$ – мольная плотность i -ой составляющей в фазе, моль/м³;

ρ_i^m – весовая плотность кг/м³;

M_i – молекулярный вес кг/моль.

Консорциумом специалистов из ведущих российских научно-исследовательских институтов АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», АО «ГНЦ НИИАР» и исследовательским институтом «Mitsubishi Research Institute, Inc». (Япония) на данный момент реализуется проект по изучению характеристики прототипных кориумов и влияния условий хранения на них.

Основываясь на характеристиках топливных обломков, образовавшихся после аварии на АЭС «Fukushima-1», были изготовлены модельные силикатсодержащие топливные образцы. Далее исследовалось изменение свойств образцов в процессе старения в трех определенных средах.

Результаты проведенных исследований показали, что длительное хранение образцов кориума под водой приводит ко вторичному фазообразованию в поверхностном слое и его частичному выщелачиванию. Проблема заключается в том, что поверхность такого материала при высыхании может превратиться в радиоактивную пыль. На основе полученных данных была создана математическая компьютерная модель, позволяющая прогнозировать поведение расплава конструкционных и топливных материалов при извлечении, транспортировке и длительном хранении с дискретным шагом в 10 лет [70].

Необходимо отметить, что в рассмотренных выше исследованиях осуществлялось либо прямое экспериментальное моделирование тепловых и физико-химических процессов, происходящих в аварийных реакторах, например, при исследовании возможности удержания и вариации взаимодействия бассейна расплава на днище водоохлаждаемого корпуса реактора, либо исследование теплофизических свойств прототипного и модельного кориума, а также его макро- и микроструктуры. Экспериментальных данных о механических свойствах как прототипного, так и модельного кориума, которые бы позволили оценивать и принимать обоснованные решения при выборе технологии безопасного извлечения кориума из энергоблоков АЭС, в доступных литературных источниках практически нет.

Известно лишь, что механические свойства кориума значительно изменяются с течением времени. Однако контроль над изменением этих свойств в рабочих условиях (в реакторных и подреакторных помещениях) чрезвычайно затруднен как по причине высоких уровней радиации, так и труднодоступностью. Поэтому изучение механических свойств материалов ядерной техники и динамики их изменения в процессе ликвидации последствий аварий требует проведения сложных послереакторных экспериментов. При этом требуется и специальная пробоподготовка образцов для исследований. В целях защиты персонала от излучений, как правило, стремятся к тому, чтобы образцы были невелики (массой 10-20 граммов). Существующие имперические данные по структуре, фазовому состоянию и свойствам материалов ядерной техники [71 – 74], как было показано в I главе, в частности облученного – модельного кориума, весьма ограничены. Это обусловлено трудностями технического характера при производстве работ с облученными материалами и уникальностью полученных свойств кориума, которое объясняется как

вариацией условий постановки эксперимента, так и сложным характером взаимодействий, происходящих в облученных материалах, что в большей степени относится к топливным материалам из-за непрерывного процесса радиоактивного распада.

Становится очевидным, что рассматривать облученные материалы как смесь компонентов с известными характеристиками, составами и структурами, например, силикатсодержащие или базальтовые образцы, в случае моделирования прототипного кориума, нельзя. Вследствие этого невозможно применять для прогнозирования и теоретических оценок их механических свойств «правил аддитивности», так как данные правила могут значительно изменяться с течением времени [75, 76].

По этой причине имеющиеся на настоящий момент времени сведения о структуре, фазовых состояниях и механических свойствах модельных кориумов ядерных энергетических реакторов не представляются весьма исчерпывающими и вместе с тем требуют новых научных изысканий.

1.3 Постановка задач

Структурный анализ методов испытаний и подходов к исследованиям характера взаимодействия и получения расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора показал, что наибольшее распространение получили испытания с применением вне реакторного метода и использованием имитатора (прототипа) кориума. Однако, у данного способа имеется ряд недостатков, в число которых входят: отсутствие автокаталитического источника тепла, а также применение в качестве прототипа кориума материалов на основе обедненной двуокиси урана, которая по изотопному составу имеет значительные отличия от реального, обогащённого диоксида урана.

Отсюда становится очевидна и ограниченность в соблюдении определенных критериев подобия реальному кориуму и невозможность в полной мере удовлетворять начальные условия определенных испытаний и, именно поэтому, одними из надежных и прямых методов получения экспериментальной информации являются реакторные испытания в исследовательских ЯЭУ.

Несмотря на довольно продолжительное время изучения вопросов, касающихся получения и исследования модельного кориума, в научном сообществе четко прослеживается высокая потребность в проведении новых реакторных испытаний и разработке методов получения заданных композиций модельного кориума, так как реализация таких технически сложных экспериментов требует комплексного подхода и материальной базы.

Малочисленностью и уникальностью имеющейся эмпирической информации, полученной в результате реализации реакторных экспериментов, обусловлен и дефицит справочных данных о структурно-фазовых состояниях и механических свойствах модельного кориума. Поэтому исследования, направленные на изучение структуры, фазового состава и механических

свойств кориума и их временной динамики, нуждаются в разработке наиболее представительных и достоверных методов его получения.

Консолидируя аналитические результаты, можно сделать вывод о недостаточной универсальности существующих способов получения кориума и очевидной потребности в проведении новых экспериментальных работ в данном направлении. В результате чего нами была сформирована идея разработки метода получения с использованием возможностей уникального исследовательского ядерного реактора ИГР модельного кориума и его дальнейших материаловедческих исследований.

Вследствие вышеизложенного, целью настоящей диссертации является разработка реакторного метода получения расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны энергетического реактора и исследование его структурно-фазового состояния и механических свойств.

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

- разработать конструкцию ампульного облучательного устройства с тепловыделяющей сборкой для проведения исследования по получению модельного кориума в центральном экспериментальном канале Импульсного графитового реактора на основе предыдущего опыта проведения внутрореакторных экспериментов по изучению тяжелых аварий;

- на основе адаптации известных методов выбора и обоснования режимов реакторных экспериментов, провести нейтронно-физические и теплофизические расчеты в обоснование возможности проведения эксперимента по получению кориума при условии моделирования аварийной ситуации;

- разработать методику определения требуемого запаса реактивности исследовательского ядерного реактора ИГР для реализации эксперимента по получению модельного кориума;

- выбрать референтный внутрореакторный эксперимент, отвечающий условиям формирования кориума заданного состава в результате плавления топлива и конструкционных материалов модельной ТВС;

- исследовать структурно-фазовое состояние и микротвердость модельного кориума, полученного в референтном эксперименте, в подтверждение его соответствия общепринятым представлениям о кориуме.

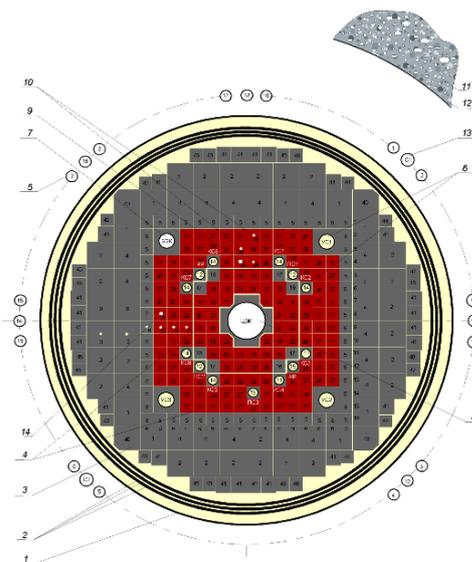
2 ОБОРУДОВАНИЕ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В данной главе рассмотрена экспериментальная установка (исследовательский импульсный графитовый реактор ИГР) и методики, которые были задействованы и применены для решения поставленных задач по получению исследуемых композиций модельного кориума. Кроме этого, были рассмотрены неразрушающие методы исследования, такие как: электронно-микроскопическое исследование для изучения структуры и определения посредством рентгеноспектрального микроанализа элементного состава образцов. Для испытания механических свойств модельного кориума применялись динамические методы разрушающих исследований с применением аттестованных программных продуктов.

2.1 Импульсный графитовый реактор ИГР

Реакторные эксперименты по получению натурального кориума ядерного реактора проводили в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) Импульсного графитового реактора (реактора ИГР) в филиале «Институт Атомной Энергии» РГП НЯЦ РК.

Реактор ИГР [77] был создан в 1960 году и относится к классу импульсных исследовательских реакторов гомогенного типа на тепловых нейтронах, имеет твердую уран-графитовую активную зону. Реактор ИГР работает в режиме программируемых импульсов мощности на теплоемкости. По принципу гашения импульса реактор является самогасящимся, контура теплоносителя, охлаждающего активную зону, не имеет. Горизонтальный и вертикальный разрезы реактора ИГР представлены на рисунках 2.1 и 2.2 соответственно.

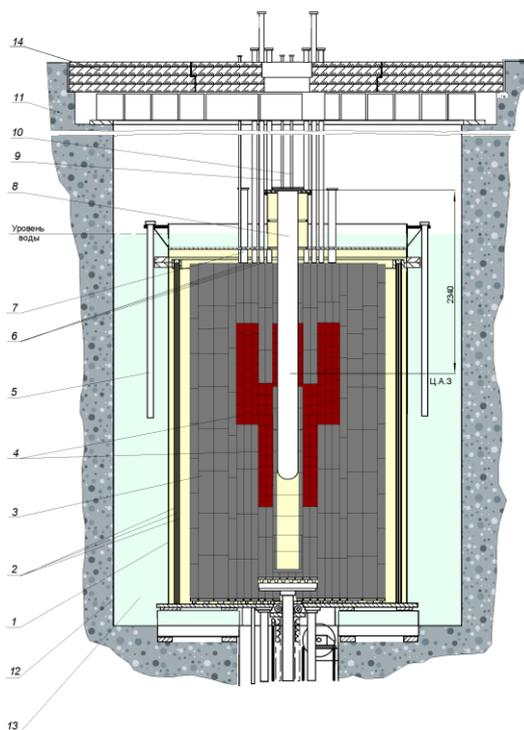


- 1 – кожух; 2 – экран боковой; 3 – отражатель; 4 – активная зона; 5 – канал ионизационных камер; 6 – канал стержней регулирования; 7 – боковой экспериментальный канал, 8 – центральный экспериментальный канал; 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрических преобразователей; 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – бак с охлаждающей водой; 14 – плита биологической защиты

Рисунок 2.1 – Горизонтальное сечение реактора ИГР

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков и стержней, из которых собраны вертикальные колонны, соединенные сверху графитовыми замками. Графитовая кладка реактора размещена в герметичном стальном цилиндрическом кожухе с гелиевой средой. Стальной кожух реактора расположен в баке с охлаждающей водой, но принудительной системы охлаждения реактор ИГР не имеет. Графитовые элементы активной зоны реактора пропитаны водно-солевым раствором урана (уранилдинитратом), средняя концентрация урана в которых составляет - 3,1 г/кг. Активная зона реактора ИГР состоит из неподвижной и подвижной частей кладки, геометрическая форма которой в рабочем состоянии близка к кубической с длиной ребра 1400 мм. Активная зона окружена боковым и торцевым графитовыми отражателями. В графитовой кладке и корпусе реактора также имеются цилиндрические отверстия для размещения в них стационарных экспериментальных каналов – центрального и бокового. Экспериментальные каналы реактора оснащены петлевыми водоохлаждаемыми устройствами – неподвижными ампулами.

Контроль и управление реактором осуществляется с помощью органов регулирования системы управления и защиты – графитовых стержней, перемещающихся в вертикальной плоскости. Стержни ручного управления, компенсирующие, пусковые и источник нейтронов расположены в специальных каналах, проходящих через активную зону реактора.



- 1 – кожух; 2 – экран боковой; 3 – отражатель; 4 – активная зона; 5 – канал ионизационных камер; 6 – канал стержней регулирования; 7 – боковой экспериментальный канал, 8 – центральный экспериментальный канал; 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрических преобразователей; 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – бак с охлаждающей водой; 14 – плита биологической защиты

Рисунок 2.2 – Вертикальный разрез реактора ИГР

2.2 Программные продукты для проведения нейтронно-физических и теплофизических расчетов

2.2.1 Программное средство для моделирования нейтронно-физических процессов

Для расчета нейтронно-физических характеристик реактора ИГР, с загруженным АОУ в ЦЭК реактора ИГР, было использовано средство из программного семейства «Monte Carlo N-Particle Transport Code» (MCNP).

В основе программного пакета MCNP лежат численные методы, применяемые для изучения случайных процессов, с использованием методов Монте-Карло. Данная версия продукта дает возможность моделировать процессы переноса ионизирующего излучения заряженных частиц (нейтронов, гамма-излучения, электронов и др.) в материальных системах, такие как: реакции деления и рассеяния, а также реакции радиационного захвата. Имеется и функция генерирования источников вторичных заряженных частиц, которые образуются при вышеупомянутых ядерных реакциях и электрон-электронном взаимодействии. Программное обеспечение MCNP получило широкое распространение в теоретической области, касающейся решения задач физики ядерных реакторов.

Выбор мощностных, энергетических и временных параметров требуемой к реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР обосновывался применением, разработанной и запатентованной расчетной нейтронно-физической модели реактора ИГР. Объединенная же модель построена с соблюдением ключевых параметров (геометрические размеры, физические характеристики используемого материала и т.д.) конструктивных и топливных элементов, входящих в состав АОУ и исследовательского реактора ИГР. Постоянная верификация и валидация нейтронно-физической модели основывается на экспериментальных данных реальных пусков реактора ИГР, там самым обеспечивая достоверность и качество получаемых результатов.

2.2.2 Программный комплекс для определения теплофизических параметров

Выполнение теплофизических расчетов в обоснование безопасности и подтверждения возможности проведения испытаний АОУ с ТВС, загруженного в ЦЭК реактора ИГР, является неотъемлемой частью структурного анализа безопасности, требующий соблюдение всех регламентных характеристик (рабочее давление, температура и т.д.) как АОУ, так и реактора.

Для выполнения расчетно-теоретических работ в обоснование безопасности принятых конструкций АОУ был использован универсальный комплекс «ANSYS» для анализа методом конечных элементов (МКЭ) [78] и позволяющий решать пространственные стационарные и нестационарные задачи в области теплопередачи и теплообмена, механики деформируемого твердого тела, жидкости, газа, а также нелинейные геометрические и физические процессы контактного взаимодействия элементов конструкции. Данная программная система на сегодняшний день является передовой и

охватывает практически все сферы инженерной отрасли: от микроэлектроники до тяжелого машиностроения, оборонной атомной промышленности.

В данном программном комплексе была спроектирована актуальная блочная модель АОУ с соответствующими конструкционными решениями, а также заданы теплофизические константы для применяемых в его составе материалов (диоксид урана, нержавеющая сталь марки 12X18H10T, натрий). Передача тепла между элементами конструкции как топливными, так и конструкционными осуществлялась посредством конвективного теплообмена в среде аргона.

Методика расчета теплового состояния ТВС и АОУ включала два последовательных этапа: на первом этапе проводились расчеты до момента достижения топливными элементами температуры ликвидуса (~ 3170 К), на этапе втором теплое состояние АОУ рассчитывалось с начальным значением температуры расплава топлива и оболочек (~ 3170 К), который находился в нижней части ТВС. Стоит отметить, что перед первым этапом были определены мощность и время работы электрических нагревателей для задания начальных параметров эксперимента ($t_{\text{нач.топл.}} = 673$ К). Далее, придерживаясь консервативного подхода, было смоделировано теплое состояние АОУ при локализации и удержании расплава в нижней части ТВС и ловушке приема расплава, в условиях отсутствия принудительного охлаждения. После чего было рассчитано и оценено влияние радиационного разогрева в процессе пуска реактора ИГР в режиме «Импульс» на теплое состояние АОУ.

Основным условием при проведении теплофизических расчетов являлось недопущение превышения регламентной (рабочей) температуры силового корпуса АОУ – основного защитного барьера выше 623 К, что гарантирует целостность конструкций.

2.3 Послереакторные методы исследования застывшего расплава элементов активной зоны ядерного реактора

Послереакторные исследования АОУ выполнялись в радиационно-защитной камере (РЗК) комплекса исследовательских реакторов «Байкал-1» и в лаборатории радиационного материаловедения филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК, процесс подготовки и проведения исследований включал следующие основные этапы:

- загрузка АОУ в РЗК;
- удаление из АОУ натрия;
- частичная разборка АОУ на отдельные элементы;
- заполнение эпоксидной смолой полостей испытательной секции, содержащих фрагменты расплава и характерные элементы конструкции АОУ, состояние которых являлось важным показателем качества проведенного эксперимента и источником данных, облегчающих интерпретацию результатов эксперимента;
- разрезка элементов АОУ;
- визуальный осмотр;

- извлечение расплава;
- отбор и подготовка образцов модельного кориума;
- материаловедческие исследования образцов модельного кориума.

2.3.1 Радиационно-защитная камера и нейтрализация натрия

Радиационно-защитная («горячая») камера (РЗК) используется для текущего контроля состояния, выполнения монтажных и демонтажных операций с облученными технологическими каналами реакторов [79].

Внутренние размеры «горячей» камеры и вспомогательных технологических шахт позволяют проводить операции с устройствами и деталями длиной до 6 метров. Крышка вертикальной шахты находится в надкамерном помещении, в котором установлены перчаточные защитные боксы.

В РЗК имеется специализированное оборудование: станок резки, зажимное и поворотное устройство, крышка горловины и копирующие манипуляторы типа М-22Н. Все устройства и механизмы управляются дистанционно из пультовой, непосредственно примыкающей к «горячей» камере.

Для визуального контроля через смотровое окно за операциями, производимыми в «горячей» камере, используются оптический увеличивающий бинокляр с кратностью увеличения $\times 20$ и специальный фотоаппарат, приспособленный для фотографирования через смотровое окно.

Процесс нейтрализации натрия из АОУ осуществляется после его установки в чехол поворотного стола РЗК и подключения к «Системе удаления натрия» путем заполнения внутренних полостей водой с обязательным контролем давления и температуры во внутренних полостях АОУ, а также концентрации щелочи в нейтрализующем растворе.

2.3.2 Пробоподготовка образцов

В соответствии с поставленными задачами для исследований были выбраны застывшие образцы расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора, полученные в реакторном эксперименте. Как известно, под воздействием нейтронного облучения материалов в реакторе, особенно делящихся (UO_2), неизбежно возникают трудности технического характера с последующими исследованиями полученного облученного модельного кориума, что связано с повышенным радиационным фоном, излучаемым образцами. Поэтому вопросу обеспечения радиационной защиты человека (исследователей) уделяется особое внимание.

В целях защиты персонала от воздействия ионизирующего излучения требуется специальная пробоподготовка образцов для исследований (масса исследуемых образцов, как правило, не превышает 50 граммов), которая может быть обеспечена за счет соблюдения требований, правил и норм [80], предъявляемым при работах с облученными материалами, а также наличие аттестованной для реализации таких работ материальной базы (классы

опасности по радиоактивности помещения, оборудования и т.п.), которая имеется в филиале «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК.

Поэтому пробоподготовка исследуемых образцов осуществлялась на участке специальной подготовки, который предназначен для выполнения работ по первичной разделке, а также для прецизионного изготовления образцов и мелкоразмерных деталей из металлов и сплавов.

Вырезка образцов из металлических и неметаллических заготовок средней твердости и различной формы осуществлялась при помощи ленточнопильного станка JET 351V.

Подготовка поверхности металлографических шлифов модельного кориума проводилась на горизонтальном шлифовально-полировальном станке, позволяющем одновременно обрабатывать до 6 образцов с индивидуальным и центральным приложением нагрузки с использованием наждачной бумаги многошаговой зернистости и микро-абразивной полировочной ткани. («DualPrep ЗРН» компании «ALLIED High Tech Products, Inc»; рисунок 2.3). Для охлаждения образцов в процессе шлифования использовалась проточная вода, так как применение мокрого шлифования позволяет добиться более мягкого режима обработки исследуемой поверхности образцов, следствием чего является меньшее количество образующихся микроскопических сколов и лучшее качество. После каждой стадии шлифовки и полировки образцы промывались в ультразвуковой ванне для удаления абразивных частиц и связующего вещества алмазной пасты [81].



Рисунок 2.3 – Горизонтальный шлифовально-полировальный станок «DualPrep ЗРН»

2.3.3 Электронно-микроскопическое исследование

Метод растровой (сканирующей) электронной микроскопии [82] является широко используемым для изучения как структуры исследуемого материала, так и для определения элементного состава.

С помощью сканирующего электронного микроскопа (СЭМ) «Tescan Vega3» и системой ЭДС микроанализа «Oxford X-Act» были проведены электронно-микроскопические исследования образцов модельного кориума.

Ускоряющее напряжение для получения изображений поверхности образцов модельного кориума в режиме обратно отраженных электронов (BSE) составило 20 кВ.

Для определения количественной оценки имеющихся пор и включений в образцах были получены изображения в режиме обратно отраженных электронов площадью 1×1 мм. Шаг между полученными изображениями составил ~500 мкм. После чего проводилась обработка изображений при помощи специализированного программного обеспечения «Altami Studio» и лицензированного приложения «AZtecFeature».

2.3.4 Определение механических свойств

Также в рамках исследований механических свойств были проведены работы по определению распределения микротвердости по поверхности образцов при комнатной температуре ($t_{\text{комн}}=20$ °С). Измерения микротвердости осуществлялось на плоской поверхности шлифа, приготовленном ранее для изучения микроструктуры и элементного состава. Определение значений микротвердости осуществлялось при помощи микротвердомера QNESS Q10A+ с программным обеспечением Qrix-Control, по методу Виккерса (2.1) при нагрузке (время нагрузки составило 15 секунд) на пирамидальный индентор 500 г, 200 г и шагом 1 мм, 0,5 мм соответственно:

$$HV = 1,854 \times \frac{F}{d^2}, \quad (2.1)$$

где F – это значение силы, Н;
 d – диагональ ромба, м.

3 АМПУЛЬНОЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО, ПОЗВОЛЯЮЩЕЕ ПОЛУЧАТЬ РАСПЛАВ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ТОПЛИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (МОДЕЛЬНЫЙ КОРИУМ) В УСЛОВИЯХ, МОДЕЛИРУЮЩИХ ТЯЖЕЛУЮ РЕАКТОРНУЮ АВАРИЮ

В настоящей главе приводятся результаты работ по разработке АОУ для изучения процессов, моделирующих тяжелую реакторную аварию, гарантирующее формирование и локализацию расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерной установки на быстрых нейтронах в границах его защитных барьеров. Нами для решения поставленных задач предложена конструкция АОУ, проведены НФР и ТФР в обоснование возможности безопасного проведения эксперимента, выбрана диаграмма изменения мощности и энерговыделения, реализуемые в топливных элементах и в активной зоне реактора ИГР.

Приведенные в данной главе результаты исследования опубликованы в работах [83 – 85].

3.1 Конструкция ампульного облучательного устройства с ТВС, обеспечивающая локализацию расплавленных конструкционных и топливных элементов активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах

Для реализации реакторных экспериментов по получению расплава конструкционных и топливных элементов ядерного энергетического реактора нами было разработано АОУ, позволяющее получать модельные расплавы в условиях, имитирующих тяжелую реакторную аварию при несанкционированном увеличении мощности и энерговыделения в тепловыделяющих элементах (ТВЭлах), размещенных в тепловыделяющей сборке (ТВС) и обеспечивающих выведение расплава в безопасные области, защищающие от аварии с повторной критичностью. Немаловажной задачей, решаемой настоящим АОУ, также является изучение возможности разрушения расплавом топлива двойной стенки, имитирующей стенку трубы чехла ТВС, направляющей трубы стержня регулирования, а также опорной плиты демпфера направляющей трубы стержня регулирования ядерного реактора на быстрых нейтронах. Предложенная конструкция АОУ обеспечивает достижение поставленных задач и достижения целей эксперимента.

Основным условием безопасного проведения эксперимента является обеспечение целостности ампулы в условиях термического и механического нагружения. Как защитный барьер ампула и крышка АОУ должны обеспечивать одновременно защиту неподвижной ампулы НА-228 и, следовательно, реактора ИГР от любого разрушающего воздействия со стороны АОУ, и локализацию расплава конструкционных и ядерных материалов внутри АОУ при проведении эксперимента.

В состав АОУ входят следующие основные конструкционные элементы, критически важные с точки зрения возможности безопасного проведения

внутриреакторного эксперимента: чехол ТВС, модельная стенка трубы чехла ТВС, модельная стенка направляющей трубы регулирующего стержня СУЗ, имитатор опорной плиты демпфера направляющей трубы регулирующего стержня, ловушка и система измерения параметров.

Чехол ТВС (поз. 2 рисунок 3.2), снабженный трактом охлаждения с рабочим давлением 20 кгс/см^2 , предназначен для удержания расплава топлива и оболочек твэлов.

Внутри полости чехла ТВС расположена камера плавления с установленной в ней кассетой ТВС. Камера плавления смещена от вертикальной оси ампулы на 10 мм и имеет цилиндрическую форму с наружным диаметром 52 мм и внутренним диаметром 44 мм. Для предотвращения раннего проплавления днища под кассетой ТВС установлена графитовая изоляция (поз. 8 рисунок 3.2) высотой 50 мм.

Кассета ТВС (поз. 12 рисунок 3.2) представляет собой сборную конструкцию из 21 экспериментального твэла, соединенных верхней и нижней дистанционирующими решетками.

Экспериментальный твэл негерметичен и состоит из стальной оболочки, которая заполнена топливными таблетками типа БН-350 с различным обогащением топлива 17 % и 0,27 % по ^{235}U в верхней и нижней частях твэла соответственно, при этом:

- на длине ~ 400 мм, в активной части твэла (верхняя часть), установлены таблетки с обогащением 17 % по ^{235}U ;
- на длине ~ 50 мм, в зоне воспроизводства твэла (нижняя часть), установлены таблетки с обогащением 0,27 % по ^{235}U .

В противоположную сторону от смещения камеры плавления относительно оси ампулы размещены слои натрия (поз. 15, 17 рисунок 3.1).

Внутренний слой натрия (поз. 15 рисунок 3.1) имитирует зазор между корпусом чехла ТВС и направляющей трубой регулирующего стержня. Наружный слой натрия (поз. 17 рисунок 3.1) имитирует внутреннюю полость направляющей трубы регулирующего стержня.

Полости внутреннего и наружного слоев натрия снабжены разделительной стенкой (поз. 16 рисунок 3.1). В полости наружного слоя установлена дренажная трубка, (поз. 6 рисунок 3.2) исключая рост давления в нижнем отделе полости. Между днищем полости и дренажной трубкой имеется десятимиллиметровый зазор.

Верхние части полостей внутреннего и наружного слоев натрия независимо друг от друга соединены с полостью защитной трубы (поз. 4 рисунок 3.2).

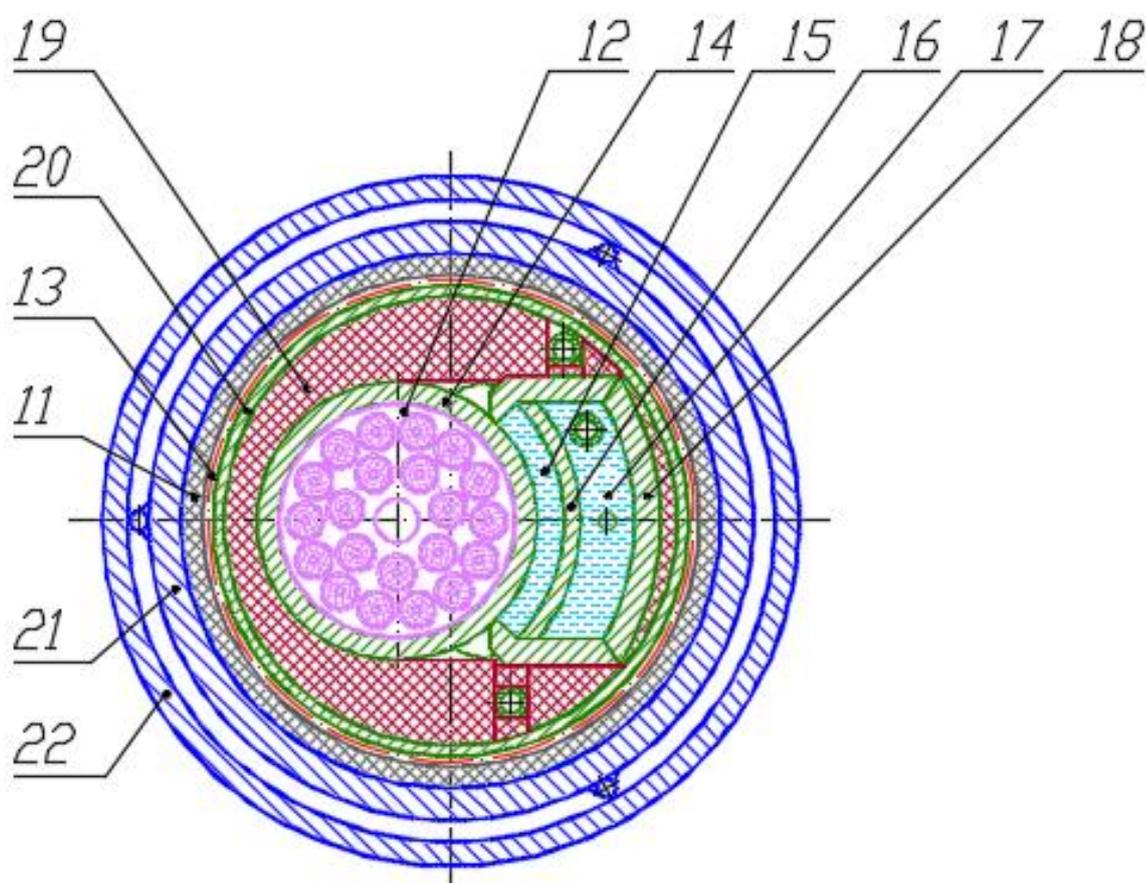
Толщина разделительной стенки (поз. 16 рисунок 3.1), разделяющей внутренний и наружный слои натрия, выполнена из нержавеющей стали (нержавеющая сталь 12Х18Н10Т) и составляет 3 мм. Толщина стенки (поз. 18 рисунок 3.2) наружного слоя натрия (нержавеющая сталь 12Х18Н10Т) – 5 мм.

На уровне верхнего торца бланкета установлена стальная плита (поз. 7 рисунок 3.2) толщиной 2 мм (нержавеющая сталь 12Х18Н10Т), имитирующая опорную плиту демпфера направляющей трубы стержня регулирования.

Внутри ампулы установлена ловушка, защищающая днище и нижнюю часть ампулы от прямого контакта с расплавленным топливом в случае аварийного выхода топлива за пределы чехла ТВС. Конструкция ловушки обеспечивает сохранение температуры обечайки и днища ампулы ниже $400\text{ }^{\circ}\text{C}$ в случае падения всего расплава в ловушку. В качестве материала для изготовления ловушки использован графит.

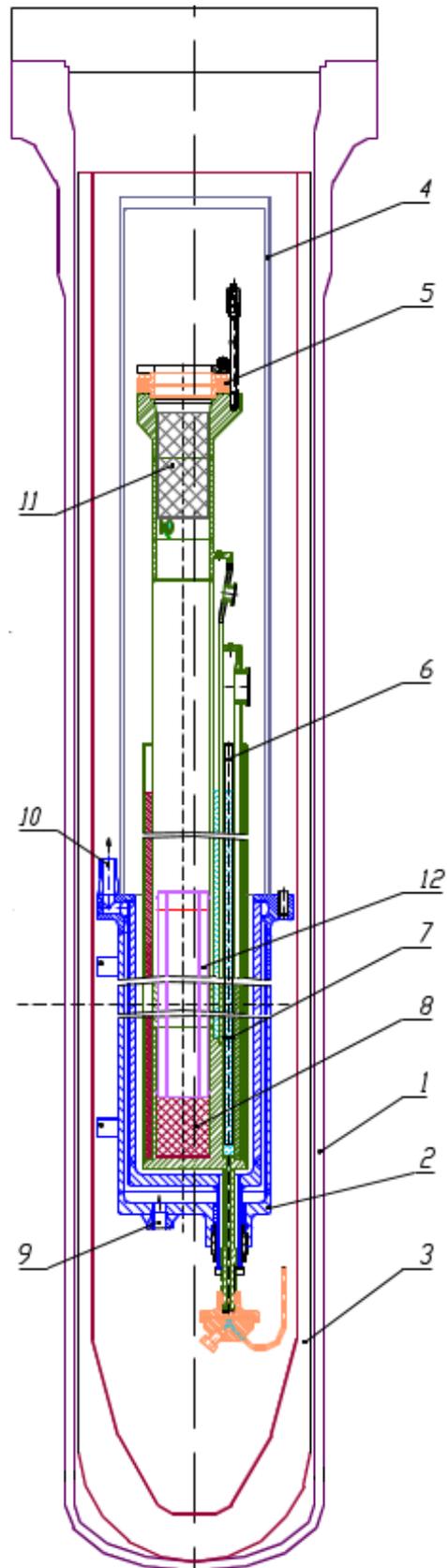
В устройстве также предусмотрена возможность разогрева ТВС, натрия во внутреннем и наружном слое, стенки камеры плавления и промежуточной стенки до температуры $400\text{ }^{\circ}\text{C}$ в процессе подготовки эксперимента при формировании заданных начальных параметров, которые обусловлены рабочими параметрами действующих реакторов с натриевым теплоносителем.

Горизонтальное и вертикальное сечение АОУ изображено на рисунок 3.1 и рисунок 3.2, соответственно.



11 – графитовый войлок; 12 – кассета ТВС; 13 – электрический нагреватель;
 14 – стенка камеры плавления; 15 – внутренний слой натрия; 16 – разделительная стенка;
 17 – наружный слой натрия; 18 – стенка наружного слоя натрия; 19 – графитовая
 теплоизоляция; 20 – стенка блока плавления; 21, 22 – стенки тракта охлаждения

Рисунок 3.1 – Горизонтальный разрез АОУ



1 – ампула; 2 – чехол ТВС; 3 – аварийная ловушка расплава; 4 – защитная труба;
 5 - мембранный блок; 6 – дренажная трубка; 7 – стальная плита; 8 – графит; 9 – вход
 охлаждающего азота; 10 – выход охлаждающего азота; 11 – графитовый войлок;
 12 – кассета ТВС

Рисунок 3.2 – Вертикальный разрез АОУ

Система измерения параметров АОУ предназначена для измерения, контроля и регистрации параметров (давление, температура, наличие пустот в натрии) конструктивных элементов и рабочих сред АОУ на всех этапах эксперимента, включая этап заполнения АОУ натрием. Крышка ампулы АОУ снабжена электрическими гермопроходниками, которые используются для вывода электрических и сигнальных кабелей датчиков измерения параметров. Основные технические характеристики АОУ представлены в таблице 3.1

Таблица 3.1 – Технические характеристики АОУ

Наименование	Значение параметра
1. Топливо	UO ₂ с обогащением 17% по U ²³⁵ (таблетки типа БН-350)
2. Масса топлива в ТВС – двуокиси урана UO ₂ , кг	2,43
3. Материал бланкетной части топлива	UO ₂ с обогащением 0,72 % по U ²³⁵ (таблетки типа-БН-350)
4. Количество ТВЭлов в ТВС, шт	21
5. Расчетное давление ампулы, МПа (кгс/см ²)	7,35 (75)
6. Рабочая температура корпуса ампулы, °С (К)	≤ 350 (623)
7. Расчетная температура чехла ТВС, °С (К)	600 (873)
8. Рабочая температура крышки ампулы, °С (К)	≤ 70 (343)
9. Расход газа в тракте охл. чехла ТВС, кг/с	0,14
10. Охлаждающий газ	азот (N ₂)
11. Рабочая среда	азот (N ₂), аргон (Ar), диоксид урана (UO ₂), натрий (Na)
12. Максимальный вес АОУ в сборе, кг	440
13. Масса натрия в АОУ, кг	1

Все устройства, кроме ловушки, размещенные в ампуле, смонтированы на крышке и одновременно с крышкой устанавливаются или демонтируются. АОУ монтируется в центральный экспериментальный канал (ЦЭК) реактора ИГР в положение, обеспечивающее размещение топливного столба на уровне центра активной зоны (ЦАЗ), после чего выполняются подготовительные операции и пуск реактора [86].

3.2 Нейтронно-физические расчеты в обоснование возможности проведения эксперимента по облучению АОУ с ТВС в ЦЭК ИГР

Нейтронно-физические расчеты, изложенные в данном разделе, реализованы с использованием программного комплекса MCNP5 [87], целью которого является моделирование процессов передачи ионизирующего излучения и их протекание посредством методов Монте-Карло. Данная программа используется для решения достаточно широкого спектра задач в области теоретической физики ядерных реакторов, а также моделирует взаимодействия частиц (нейтронов, фотонов и электронов) с веществом рассматриваемой системы, а также симулирует реакции ядерного распада используя константы с детализированной энергетической зависимостью.

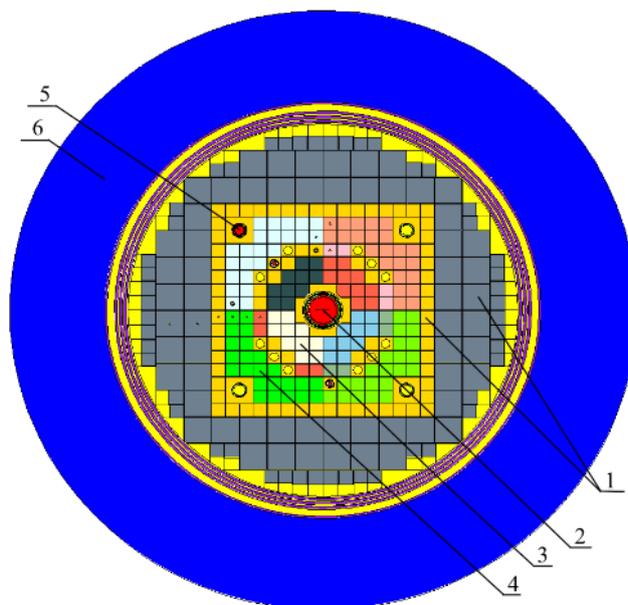
В расчетной модели реактора ИГР [88] с максимальным приближением описана конструкция действующего исследовательского реактора ИГР. Все геометрические размеры конструктивных элементов выдержаны и соответствуют рабочей и технической документации на РУ, а их материальный состав соответствует требованиям ГОСТ или регламентирующим техническим документам.

Расчетная модель [89] проходит периодическую верификацию по вновь получаемым и имеющимся эмпирическим данным о критическом и надкритическом состоянии реактора ИГР. Также в настоящей модели имеются актуальные данные об эффективности органов регулирования и их характеристики.

Активная зона реактора, верхний, нижний, боковой и подвесной отражатели нейтронов реактора ИГР в расчетной модели реализованы в виде блочной структуры, как показано на рисунках 3.3 и 3.4. Подвижная и неподвижная части кладки активной зоны, а также блоки на их стыке, разделены на 4 четверти перпендикулярными плоскостями, проходящими через центр экспериментального канала (выделены разным цветом, рисунок 3.3). Каждая четверть разделена по высоте на 11 слоев в подвижной и 10 слоев в неподвижной частях кладки (рисунок 3.4). Высота каждого слоя – 133 мм. Общее число элементов разбиения составляет 124 ячейки.

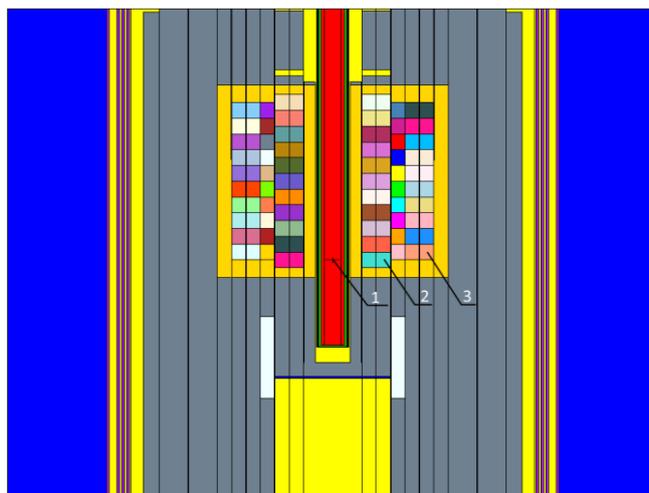
Критическая конфигурация модели реактора ИГР:

- подвижная часть кладки (ПЧК) находится в крайнем верхнем положении;
- положение стержней регулирования согласно таблице 3.2;
- начальная температура реактора 294 К;
- ЦЭК не загружен (пустой).



- 1 – графитовый отражатель; 2 – центральный экспериментальный канал;
3 – подвижная часть кладки реактора; 4 – неподвижная часть кладки реактора;
5 – боковой экспериментальный канал; 6 – бак с охлаждающей водой

Рисунок 3.3 – Расчетная модель реактора ИГР (горизонтальное сечение)



1 – центральный экспериментальный канал; 2 – подвижная часть кладки реактора;
3 – неподвижная часть кладки реактора

Рисунок 3.4 – Расчетная модель реактора ИГР (вертикальный разрез)

Таблица 3.2 – Положение органов регулирования СУЗ реактора ИГР в критическом состоянии

Положение органов регулирования в критическом состоянии, см											
ПС-1	РР	АР	УС-1,2,3	КС1	КС2	КС3	КС4	КС5	КС6	КС7	КС8
138,6	135,8	159	-7,5	-8,3	-5,9	-6,3	-9,5	-6,7	-6,7	-6,2	-5

Отметка «0 см» соответствует нижнему торцу неподвижной части кладки (НЧК) реактора ИГР, отметка «+133 см» соответствует верхнему торцу НЧК. В приведенном положении органов регулирования рассчитывается распределение потока (плотность потока) тепловых нейтронов по высоте в ЦЭК реактора ИГР.

Величина энерговыделения в АОУ является основным управляемым параметром в процессе проведения эксперимента. Диаграмма изменения энерговыделения выбрана такой, чтобы были смоделированы требуемые процессы, сопровождающие развитие тяжелой аварии в активной зоне РУ на быстрых нейтронах.

На рисунке 3.5 представлена требуемая к реализации диаграмма изменения мощности и энерговыделения в топливных элементах ТВС и реактора ИГР, способная обеспечить требуемое удельное энерговыделение в топливных элементах ТВС $\sim 2,8$ кДж/г UO_2 . По результатам НФР и, используя методику, описанную в [90], было рассчитано объемное распределение энерговыделения в топливных элементах ТВС и определено искомое значение коэффициента связи (coupling factor) между интегральным энерговыделением в топливных элементах ТВС АОУ и интегральным энерговыделением в активной зоне реактора ИГР, составившее $3,12 \times 10^{-6}$.

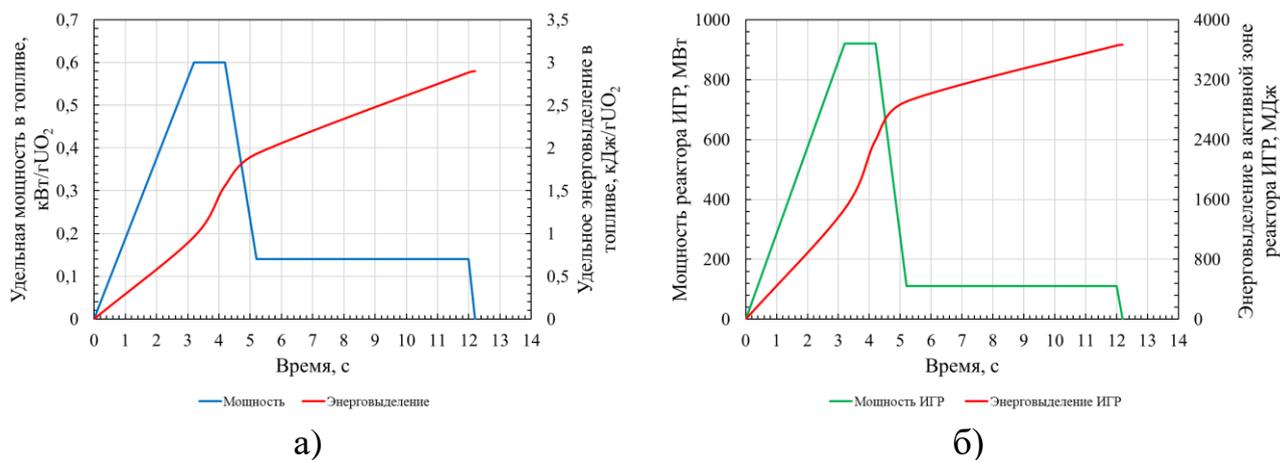


Рисунок 3.5 – Требуемая к реализации диаграмма изменения мощности и энерговыделения в топливе ТВС (удельное) (а) и реакторе ИГР (б)

3.3 Расчет теплового состояния АОУ в обоснование принятых конструкций

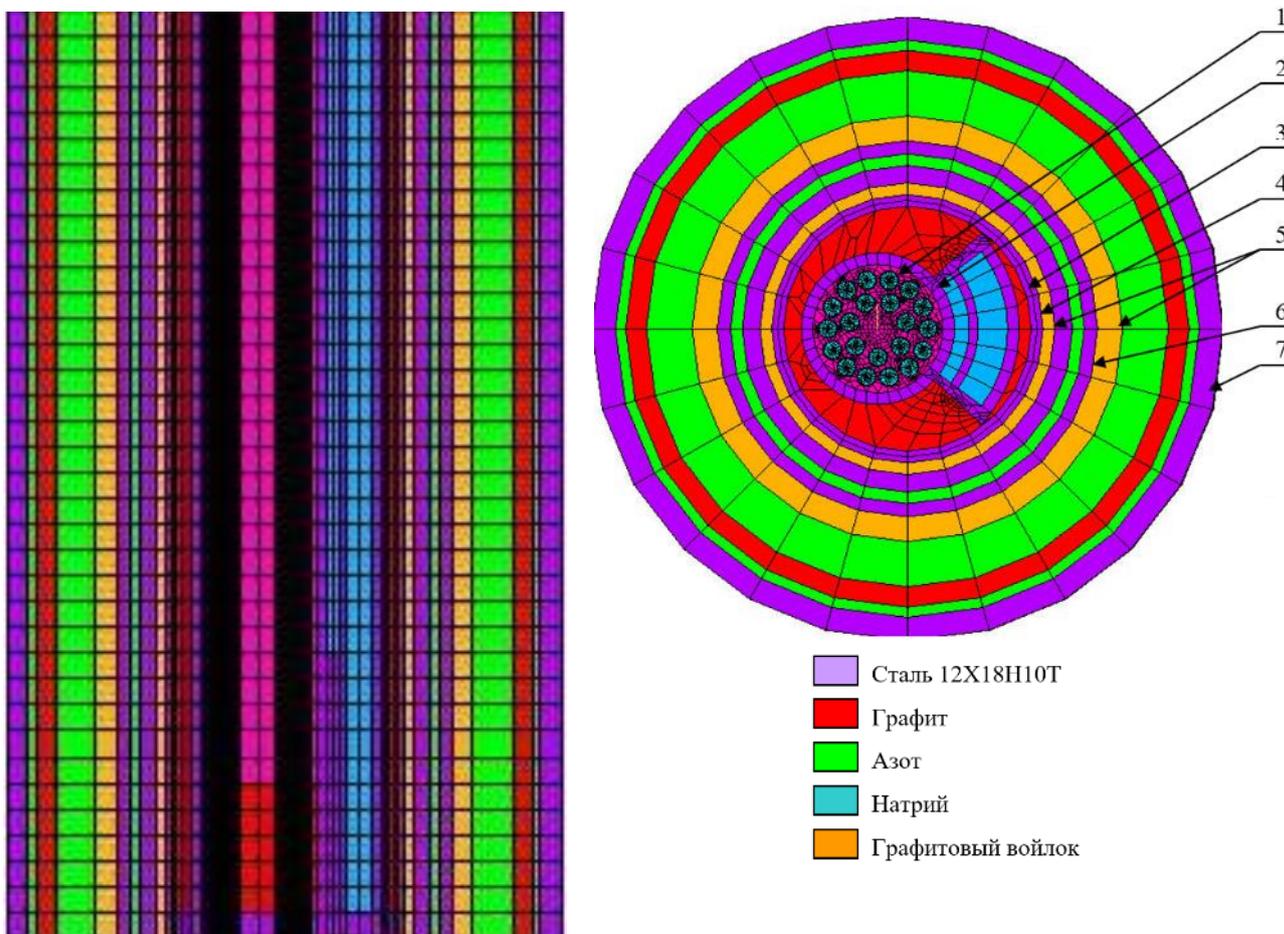
Основным условием безопасного проведения эксперимента является обеспечение целостности силового корпуса в условиях термического и механического нагружения. Как защитный барьер наружный корпус и крышка АОУ должны обеспечивать одновременно защиту неподвижной ампулы НА-228 и, следовательно, реактора ИГР от любого разрушающего воздействия со стороны АОУ, а также локализацию радиоактивных и ядерных материалов внутри АОУ при проведении эксперимента.

В этой связи обоснование условий и возможностей безопасного проведения эксперимента – это, в первую очередь, подтверждение того, что регламентируемые теплофизические параметры – температура элементов силового корпуса и ловушки расплава АОУ – не выйдут за границы области их расчетных значений во всех режимах эксплуатации, включая режимы с отклонением условий эксплуатации от нормальных [91 – 93].

3.3.1 Этап задания начальных параметров АОУ перед проведением реакторных испытаний

В процессе предпусковых работ осуществляется предпусковой разогрев АОУ, в частности, чехла ТВС с топливными элементами и полостей, предварительно заполненных натрием, с использованием электрических нагревателей, до момента задания требуемых начальных условий эксперимента – температуры 670 К и абсолютного давления аргона (при температуре топлива 670 К) в полости ТВС – 0,1 МПа.

Для расчета указанных выше параметров был использован программный комплекс ANSYS [94] и трехмерная расчетная модель чехла ТВС, представленная на рисунке 3.6.



а) продольное сечение
 б) поперечное сечение
 1 - твэлы; 2 – стенка; образующая полость ТВС $\varnothing 52 \times 4$ мм;
 3 – стенка камеры плавления $\varnothing 88 \times 2$ мм; 4 - нагреватель;
 5 – теплоизоляция; 6 – рубашка охлаждения; 7 – силовой корпус $\varnothing 219 \times 8$ мм

Рисунок 3.6 – Расчетная модель АОУ для получения кориума

Передача тепла от кабельного электронагревателя к конструкционным элементам, установленным в чехле ТВС, моделировалось с использованием внутреннего выделения энергии в цилиндрической стенке, которая имитировала кабельный электронагреватель при соблюдении условия, что толщина стенки соответствует наружному диаметру кабельного электронагревателя.

Диаграмма изменения объемного энерговыведения в модели нагревателя (рисунок 3.7) была выбрана на основе результатов предварительных оценок. Максимальное энерговыведение в модели нагревателя соответствует интегральному потоку тепла от электрического нагревателя, равному 1,2 кВт.

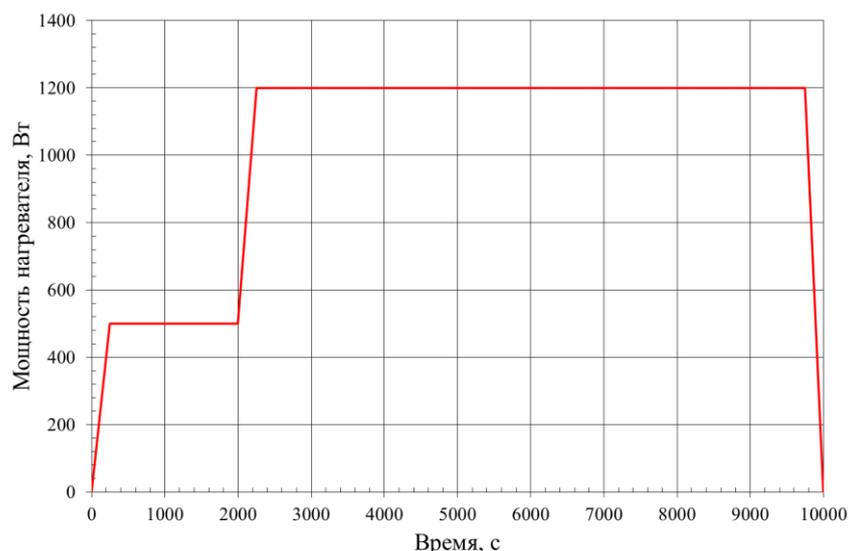


Рисунок 3.7 – Требуемая диаграмма изменения мощности системы предварительного разогрева

Кроме того, при определении теплового состояния была заданная переменная плотность высотного распределения интегрального энерговыделения в расчетной модели электрического нагревателя. В верхней части моделируемого нагревателя расположен участок высотой 100 мм (Н-1, рисунок 3.8), имеющий трехкратное превышение плотности энерговыделения по отношению к нижней части модельного нагревателя, высота которого составляет 400 мм (Н-2, рисунок 3.8). Такой подход к распределению плотности теплового потока обеспечивает требуемое плавление верхних слоев натрия, в первую очередь, по сравнению с нижними, и сводит к минимуму неравномерное распределение температурного поля по высоте чехла ТВС в процессе расчета предварительного разогрева. Принудительное охлаждение чехла ТВС в процессе моделирования предварительного разогрева не задействовалось.

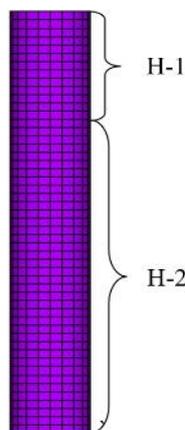


Рисунок 3.8 – Схема распределения мощности нагревателя по высоте

Как показали результаты расчета (рисунок 3.9), разогрев стенок чехла ТВС происходит достаточно равномерно по направлению сверху вниз. Максимальная температура нагрева составляет 740 К. Температура топлива достигает заданного начального значения 670 К приблизительно через 10000 с.

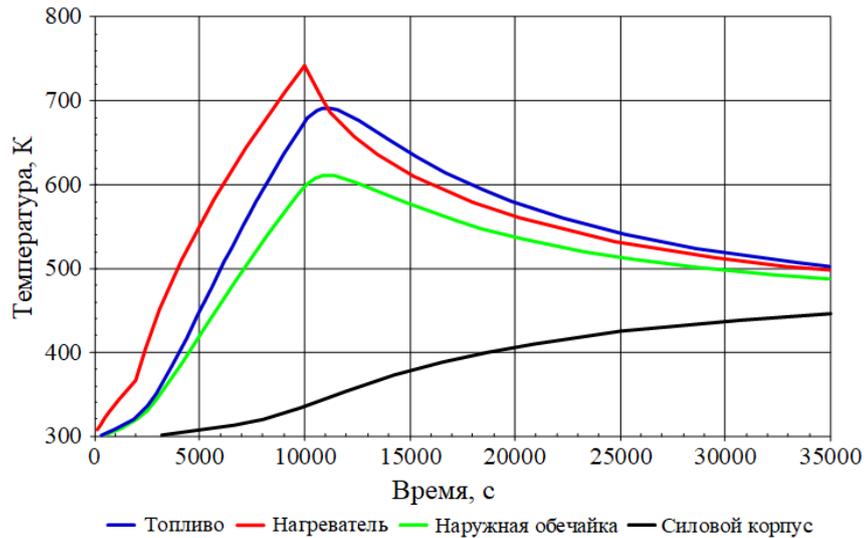


Рисунок 3.9 – Изменение температуры в основных конструктивных элементах расчетной схемы в процессе предварительного разогрева

Также следует отметить тот факт, что в процессе предварительного разогрева отсутствуют значительные перепады температуры как в радиальном, так и в аксиальном измерениях чехла ТВС (рисунок 3.10).

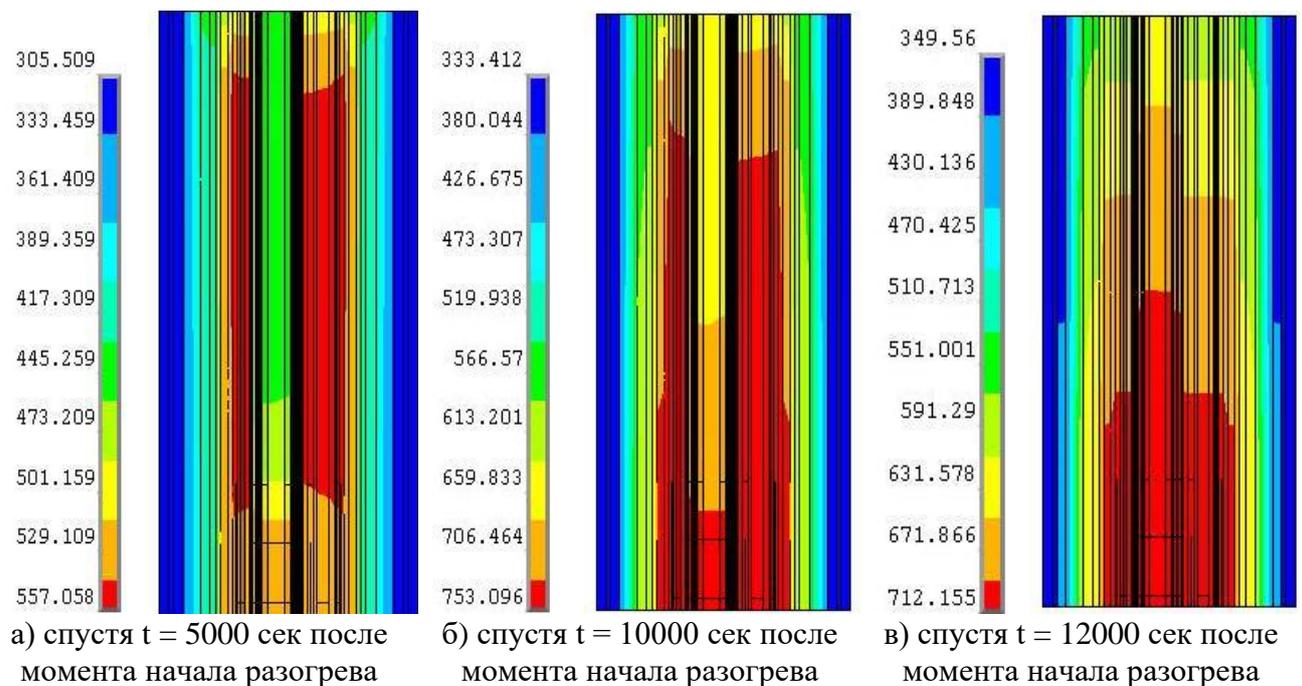


Рисунок 3.10 – Распределение температуры в чехле ТВС в процессе предварительного разогрева

Как видно из рисунка 3.9, изменение температуры силового корпуса на момент отключения нагревателя (10000 с) в точке, расположенной на уровне геометрического центра чехла ТВС, составляет ~ 40 К, максимальная не превышает рабочего значения ≤ 623 К.

3.3.2 Режим разогрева и плавления топливных элементов за счет внутреннего энерговыделения при условии отсутствия принудительного охлаждения

На этапе реализации диаграммы изменения мощности останов реактора при отказе систем охлаждения приведет к невыполнению программы эксперимента. Поэтому отказы системы охлаждения изначально не должны влиять на работоспособность основного защитного барьера – силового корпуса АОУ, а эксперимент не должен быть остановлен при возникновении такого рода отказов. Это означает, что совокупность защитных свойств элементов и узлов АОУ должна обеспечивать сохранение работоспособности силового корпуса АОУ, а все обосновывающие эту работоспособность расчеты должны быть выполнены при условии отсутствия принудительного охлаждения.

Оценка теплового состояния АОУ в процессе реализации заданной диаграммы изменения мощности реактора ИГР, изображенной на рисунке 3.12, осуществлялась с использованием программного комплекса конечно-элементного анализа ANSYS [95].

3.3.2.1 Чехол ТВС

Температурное распределение в конструкционных элементах, установленное по результатам расчета требуемого режима предварительного разогрева, было принято в качестве условий расчета (начальных) по оценке теплового состояния АОУ на режимах разогрева и плавления топлива. В связи с невозможностью моделирования динамического перемещения материалов, расчет теплового состояния АОУ выполнялся при условии, что ТВС сохраняет местоположение и целостность до начала момента ее плавления, после чего мгновенно происходит формирование бассейна расплава, в котором продолжается процесс энерговыделения, и его локализация на дне чехла ТВС.

Расчет первой фазы эксперимента выполнялся с использованием модели чехла ТВС с исходной конфигурацией тепловыделяющей сборки до момента, когда среднемассовая температура плавления топлива $T=3170$ К была превышена (рисунок 3.11).

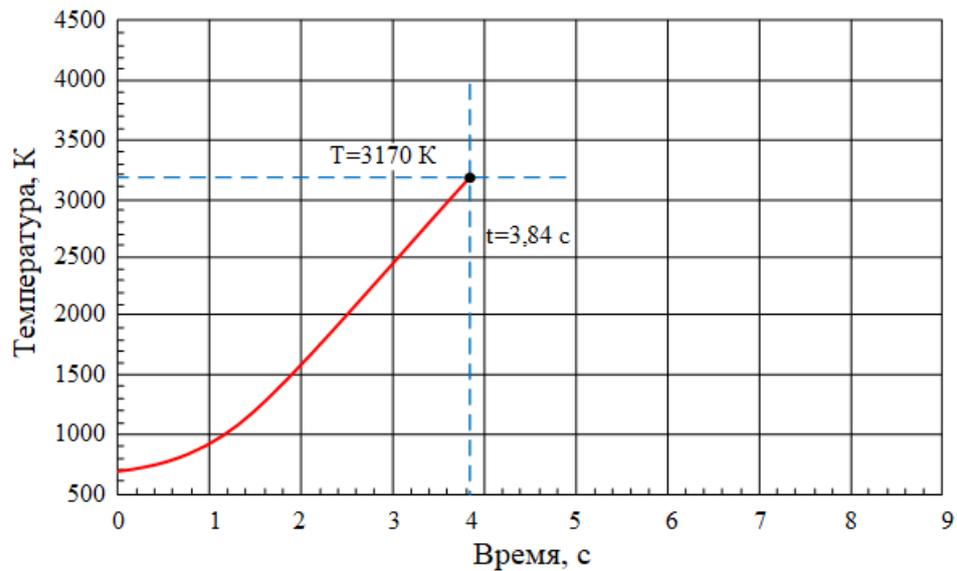


Рисунок 3.11 – Изменение среднемассовой температуры топлива в первой фазе эксперимента

Расчет второй фазы эксперимента выполнялся с использованием модифицированной модели чехла ТВС (рисунок 3.12), в которой сборка из 21 твэла была заменена на бассейн расплава топлива в момент, когда среднемассовая температура топлива начинает превышать температуру плавления. В процессе проведения расчета были приняты следующие начальные условия и допущения:

- процесс энерговыделения продолжается согласно диаграмме, представленной на рисунке 3.11, с плавлением и образованием бассейна расплавленного топлива, локализованного в полости чехла ТВС;

- начальная температура расплава $T=3170$ К;

- температура конструктивных элементов чехла ТВС, полученная по завершению процесса предварительного разогрева АОУ и реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР в течение 3,84 с, принята в качестве начальной;

- после образования бассейна расплава конструктивных и топливных материалов чехла ТВС изменение расположения его модели не происходит.

Тепловое состояние АОУ в случае, когда расплавленное топливо локализовано и охлаждается внутри полости чехла ТВС, характеризуется следующими параметрами (рисунки 3.12 и 3.13):

- максимальная температура внутренней поверхности силового корпуса АОУ не превышает значения 340 К (рисунок 3.14);

- разрушение стенки центральной трубы произойдет спустя ~ 8 секунд после начала реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР или через ~ 4 секунды с момента образования расплавленного топлива внутри чехла ТВС;

- температура внутренней обечайки чехла ТВС в самой теплонапряженной точке на уровне центра бассейна расплава достигает максимального значения $T=1080$ К через 500 секунд после образования расплава в полости чехла, а

время, в течение которого сохраняется максимальная температура (1080 ± 5 К) во внутренней обечайке составляет ~ 100 с. При этой температуре стальные (сталь 12Х18Н10Т) элементы сохраняют достаточные прочностные свойства и обеспечивают целостность конструкции.

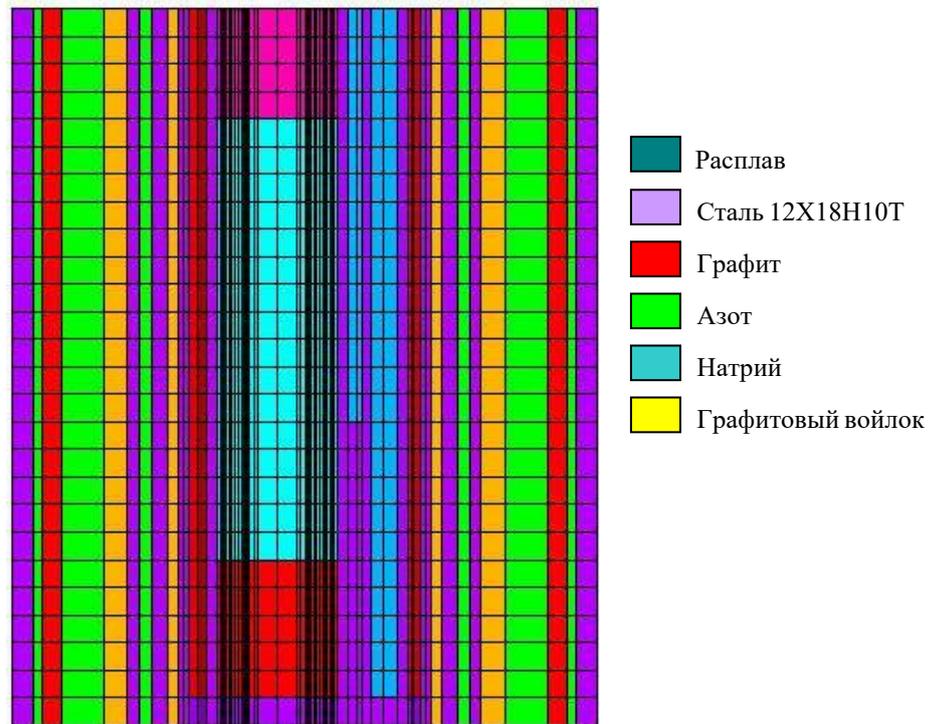
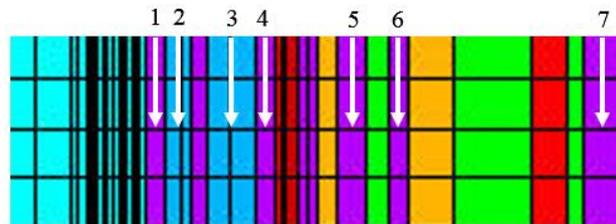
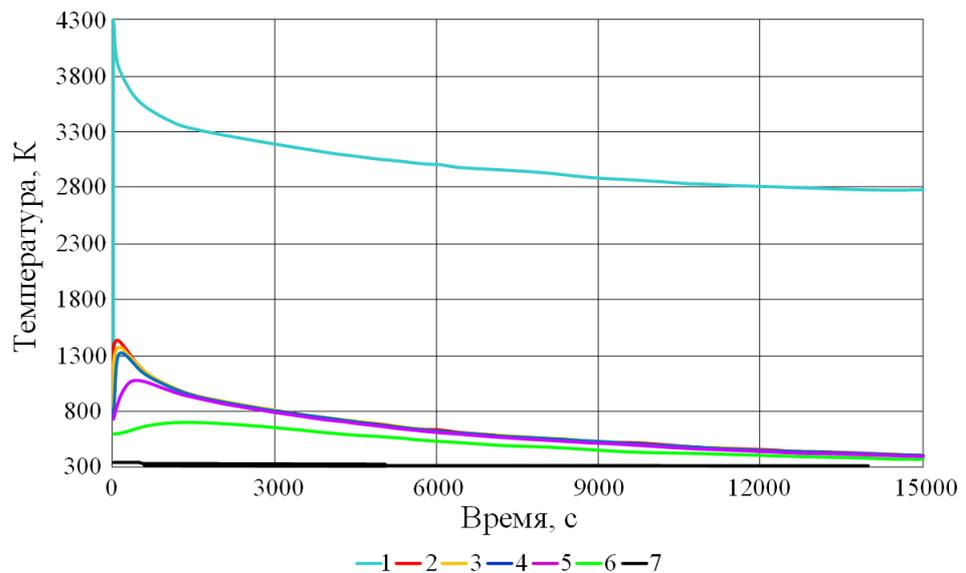


Рисунок 3.12 – Расчетная модель АОУ с расплавом топлива в чехле ТВС



1-труба центральная; 2-внутренний слой натрия; 3- наружный слой натрия; 4-стенка камеры плавления; 5-внутренняя обечайка; 6-наружная обечайка; 7-силовой корпус

Рисунок 3.13 – Расположение контрольных точек (сегмент центра расплава по высоте)



1-труба центральная; 2-внутренний слой натрия; 3- наружный слой натрия; 4-стенка камеры плавления; 5-внутренняя обечайка; 6-наружная обечайка; 7-силовой корпус

Рисунок 3.14 – Изменение температуры в контрольных точках на уровне центра бассейна расплава

При принятой диаграмме изменения мощности реактора ИГР, а также принятых начальных условиях и допущениях о пространственной конфигурации ТВС и в предположении об отсутствии принудительного охлаждения корпуса АОУ и чехла ТВС, по результатам приведенных расчетов, важно отметить следующее:

- в гипотетическом случае длительного охлаждения расплава всего топлива, локализованного в полости чехла ТВС, максимальная температура силового корпуса не превышает 340 К;
- разрушение стенки центральной трубы произойдет спустя ~8 секунд после начала реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР;
- внутренняя обечайка чехла ТВС разогревается до $T=1080$ К, при данных значениях температуры стальные (сталь 12Х18Н10Т) элементы сохраняют достаточные прочностные свойства и обеспечивают целостность конструкции.

3.3.2.2 Силовой корпус

В процессе реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР наибольшее значение прироста температуры силового корпуса было отмечено в двух случаях:

- падение расплава топлива в ловушку;
- взаимодействие материала силового корпуса с реакторным излучением.

А также был проведен анализ для случая комбинированного (одновременного) воздействия нескольких факторов.

Основной задачей теплового расчета являлась оценка теплового состояния силового корпуса АОУ. Анализировались расчетные значения температуры силового корпуса в нижней части АОУ, в которой установлена ловушка расплава с топливом. Расчет теплового состояния ловушки расплава и силового

корпуса выполнен с использованием двухмерной расчетной модели (рисунок 3.15) в программном комплексе ANSYS.

При проведении расчета были приняты следующие начальные условия и допущения:

- в полости ловушки расплава сформирован и локализован бассейн расплава топлива с начальной температурой 3400 К;

- начальная температура элементов конструкции АОУ на уровне ловушки 300 К;

- не происходит изменения пространственной конфигурации расплавленного топлива и конструктивных элементов АОУ;

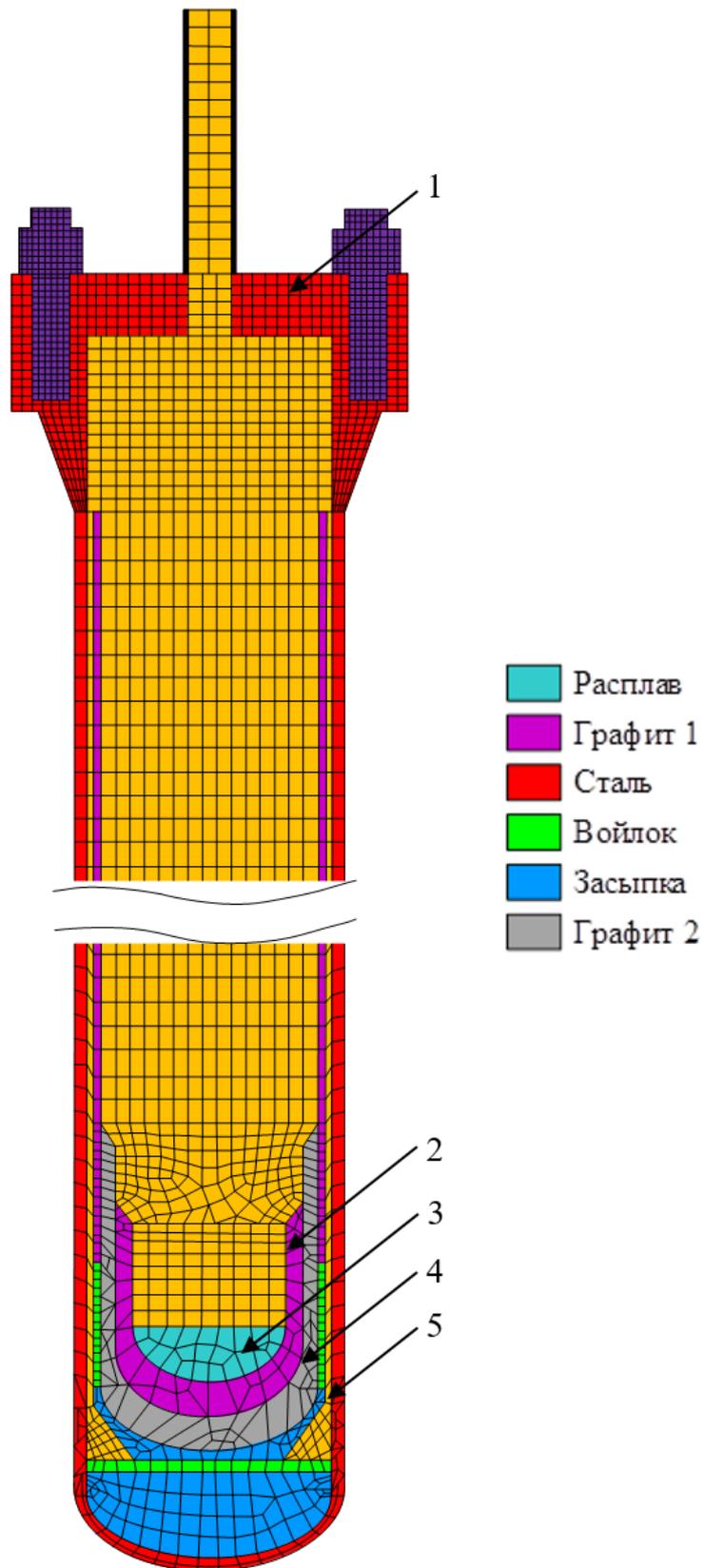
- на поверхности бассейна расплава и на наружной поверхности силового корпуса задан конвективный теплообмен с окружающей средой, коэффициент теплоотдачи – 5 Вт/м²К;

- распределение энерговыделения в силовом корпусе по высоте соответствует распределению потока тепловых нейтронов в пустом ЦЭК реактора ИГР (рисунок 3.19).

Для проведения расчета радиационного разогрева силового корпуса АОУ была использована модель аналогичная приведенной на рисунке 3.15, но без расплава в ловушке; подача азота на охлаждение полости силового корпуса отсутствовала [96, 97].

Удельное энерговыделение в стали 12Х18Н10Т, вызванное взаимодействием с реакторным излучением, определенное экспериментальным путем, составляет 0,0295 (Дж/г)/МДж_{ИГР}. Полное энерговыделение реактора во время пуска определялось по соотношению (3.1).

$$K = \frac{N_{\text{топлива}} [\text{кДж/г UO}_2]}{N_{\text{ИГР}} [\text{кДж}]} = 0,6 \cdot 10^{-6} \quad (3.1)$$



1-крышка; 2-первый слой графита; 3-расплав;
4-второй слой графита; 5-силовой корпус

Рисунок 3.15 – Расчетная схема для определения теплового состояния элементов конструкции АОУ в случае падения расплава в ловушку

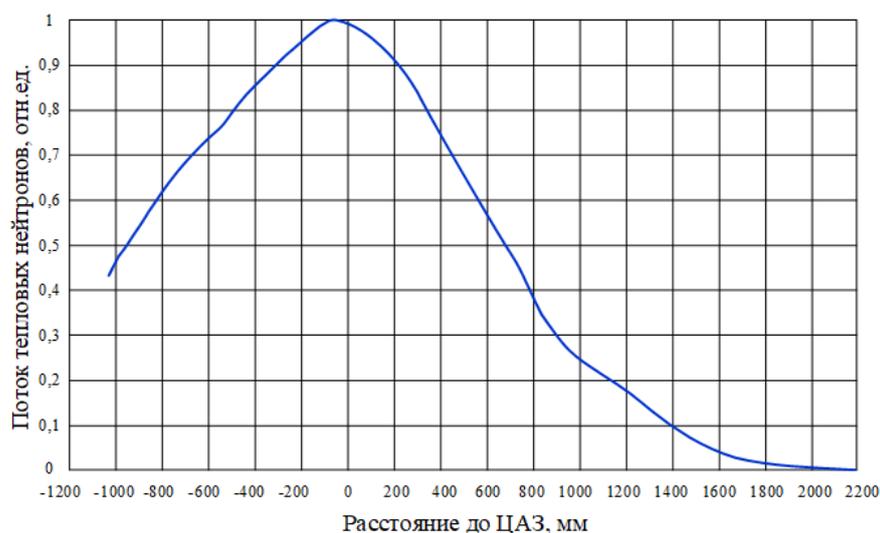


Рисунок 3.16 – Распределение потока тепловых нейтронов по высоте пустого ЦЭК реактора ИГР

Результаты расчета теплового состояния АОУ при падении расплава в ловушку приведены на рисунке 3.17.

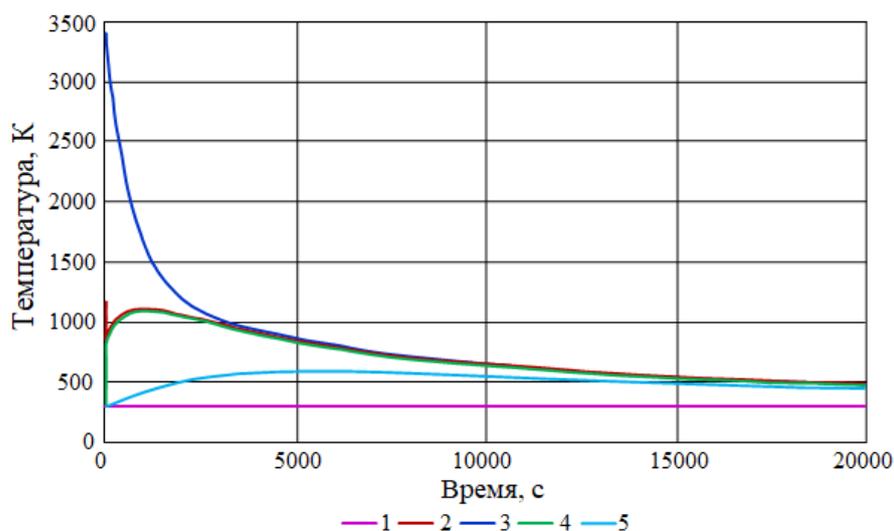


Рисунок 3.17 – Результаты расчета теплового состояния ловушки и силового корпуса при падении расплава в ловушку

Результаты исследований радиационного разогрева силового корпуса показывают, что максимальная температура силового корпуса при радиационном разогреве составляет 375 К (рисунок 3.18). Уровень, на котором будет зафиксировано максимальное значение температуры силового корпуса, соответствует центру активной зоны (ЦАЗ) реактора ИГР. Таким образом, максимальная температура силового корпуса не превышает допустимого проектного значения.

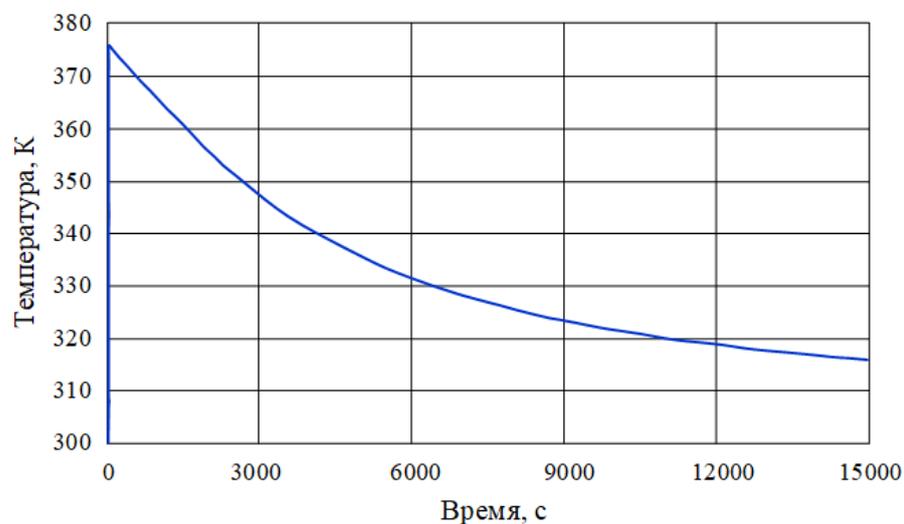


Рисунок 3.18 – Результаты расчета радиационного разогрева силового корпуса

Выше было рассмотрено воздействие различных факторов на работоспособность силового корпуса, причем рассматривалось отдельно воздействие каждого фактора. Следует отметить, что в первом и втором случае наиболее теплонпряженные точки находятся на разных уровнях относительно ЦАЗ. В случае взаимодействия материала силового корпуса с реакторным излучением максимальная температура силового корпуса будет зафиксирована на уровне ЦАЗ реактора ИГР, а в случае разогрева силового корпуса от падения расплава топлива в ловушку, максимальная температура будет зафиксирована на уровне расплава (рисунок 3.19).

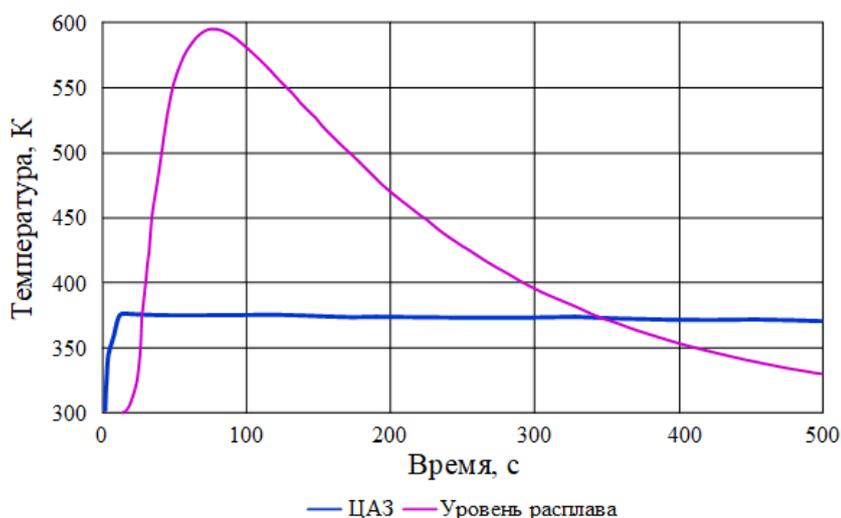


Рисунок 3.19 – Температура силового корпуса при комбинированном воздействии реакторного излучения и разогрева от падения расплава топлива в ловушку

По результатам проведенных исследований необходимо отметить следующее:

- при предположении о падении в ловушку расплава с температурой 3400 К не произойдет локального перегрева корпуса, так как ловушка будет отделена от днища и обечайки силового корпуса теплоизоляцией. При этом наибольшему разогреву подвергнется стенка силового корпуса на уровне расплава топлива, температура которой составит 595 К;

- радиационный разогрев силового корпуса на уровне ЦАЗ, обусловленный взаимодействием материала корпуса с реакторным излучением, составит не более 75 К (при начальной температуре корпуса 300 К), что не превышает эксплуатационный предел по разогреву силового корпуса;

- температура силового корпуса в случае комбинированного одновременного воздействия на него нескольких факторов не превысит допустимые значения. Максимально возможное значение температуры силового корпуса будет зафиксировано на уровне расплава и составит 595 К [98].

3.4 Выводы по главе

Таким образом, на основе полученных результатов, приведенных в третьей главе, можно сделать следующие выводы:

1. Разработано ампульное облучательное устройство, которое позволяет получать не только экспериментальные данные для описания процесса последовательного разрушения расплавом топлива стенки чехла ТВС, модельной стенки направляющей трубы и нижней опорной плиты демпфера регулирующего стержня в процессе развития тяжелой аварии с дальнейшим перемещением расплавленных материалов АЗ в нижнюю полость корпуса реактора, но и гарантирует удержание, находящегося внутри расплава элементов АЗ ядерной установки на быстрых нейтронах, при реализации выбранной диаграммы изменения мощности и энерговыделения.

2. Определена диаграмма изменения удельной мощности и энерговыделения в твэлах, обеспечивающая разрушение стенки центральной трубы спустя ~8 секунд после начала роста мощности реактора ИГР.

3. Показано, что АОУ удовлетворяет всем требованиям обеспечения безопасности проведения эксперимента при реализации выбранной диаграммы изменения мощности и энерговыделения в топливе АОУ. В гипотетическом случае длительного охлаждения всего расплавленного топлива в полости чехла ТВС максимальная температура силового корпуса не превысит 340 К, а внутренняя обечайка чехла ТВС разогреется до $T=1080$ К, при достижении которой сталь марки 12Х18Н10Т сохраняет достаточные прочностные свойства для обеспечения целостности конструкции и локализацию расплава.

4 МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА ИГР, НЕОБХОДИМОГО ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ ПУСКА В РЕЖИМЕ «ИМПУЛЬС» И РЕЗУЛЬТАТЫ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

В настоящей главе приводятся результаты работ по разработке методики для проведения реакторных пусков в режиме «Импульс», обеспечивающая не только регулируемое плавление ядерных и конструкционных материалов, но и контролируемое изменение требуемых временных, мощностных и энергетических параметров реактора ИГР с минимально достаточным набором компенсирующих стержней. Для решения поставленных задач нами были определены ключевые параметры, влияющие на изменение реактивности в реакторе ИГР, а также дана их количественная оценка. Проведена верификация предложенной методики на модели кинетики реактора ИГР и подтверждена её работоспособность при проведении реальных пусков реактора ИГР. Представлены результаты реакторного эксперимента в ЦЭК реактора ИГР с разработанным АОУ.

Результаты исследования, приведенные в данной главе, опубликованы в работах [99 – 102].

4.1 Конструктивные особенности реактора ИГР и режимы его работы

Исследовательский импульсный графитовый реактор ИГР (реактор ИГР) за счет большого интегрального потока нейтронов, достигаемого в центральном экспериментальном канале, позволяет реализовывать исследования широкой вариативности, в частности, направленные на получение эмпирической информации о быстропротекающих процессах, происходящих в ядерных реакторах, а также о поведении топливных и конструкционных материалов АЗ ЯЭУ в переходных и аварийных режимах работы [103 – 108]. В связи с этим для качественной и безопасной реализации пусков реактора ИГР на заданном уровне мощности необходимо иметь верифицированные расчетные компьютерные коды и методики. Многолетний успешный опыт решения широкого спектра научно-технических и экспериментальных задач на исследовательском реакторе ИГР и накопленный массив экспериментальных данных позволили разработать уникальный метод расчета запаса реактивности, необходимого для реализации пусков реактора ИГР в импульсном режиме [109 – 111].

Управление реактором осуществляется с помощью шестнадцати рабочих органов СУЗ – графитовых стержней, перемещающихся в вертикальной плоскости.

Конструктивно графитовый стержень представляет собой четыре последовательно соединенных на шарнирах штанги с нанизанными кольцами поглотителя. Материал, из которого изготовлены кольца, представляет собой дисперсию гадолиния в графите с содержанием гадолиния $\sim 0,04$ г/см³ смеси. Высота поглощающей части стержня составляет 1700 мм.

По функциональному назначению рабочие органы разделены на пять групп: автоматического регулирования – 1 шт., ручного регулирования – 4 шт., пусковые устройства – 3 шт. (пусковые стержни - ПС), компенсирующие органы – 8 шт. (компенсирующие стержни - КС) и орган приведения реактора в глубокое подкритическое состояние – подвижная часть кладки (ПЧК).

Эффективность рабочих органов СУЗ представлена в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Эффективность рабочих органов СУЗ

Рабочий орган СУЗ	АР	УС-1...3	РР	КС-1...8	ПС-1...3	ПЧК
Эффективность, $\beta_{эфф}$	1,7	каждый 1,5	2,0	каждый 2,5	каждый 2,0	10,0

Кроме ручного и автоматического управления цепной реакцией деления в активной зоне реактора СУЗ предназначена для выполнения следующих функций:

- поддержания реактора в подкритическом состоянии;
- вывода реактора на любой уровень мощности, вплоть до максимального;
- поддержания мощности реактора на заданном уровне;
- непрерывного контроля уровня мощности реактора;
- аварийного гашения цепной реакции.

Реактор ИГР работает в двух основных режимах: нерегулируемый режим самогасящейся нейтронной вспышки («Вспышка») и регулируемый режим («Импульс»).

Для реализации режима нейтронной вспышки реактору извлечением пусковых стержней сообщается положительная реактивность, величина которой определяет амплитуду, форму и полуширину нейтронной вспышки. За счет присущего реактору ИГР отрицательного температурного эффекта реактивности происходит гашение нейтронной вспышки, так как с изменением нейтронного газа изменяется и средняя энергия нейтронов, и плотности ядер среды (рисунок 4.1а). Максимальная мощность реактора, которая может быть достигнута в этом режиме, составляет 10 ГВт.

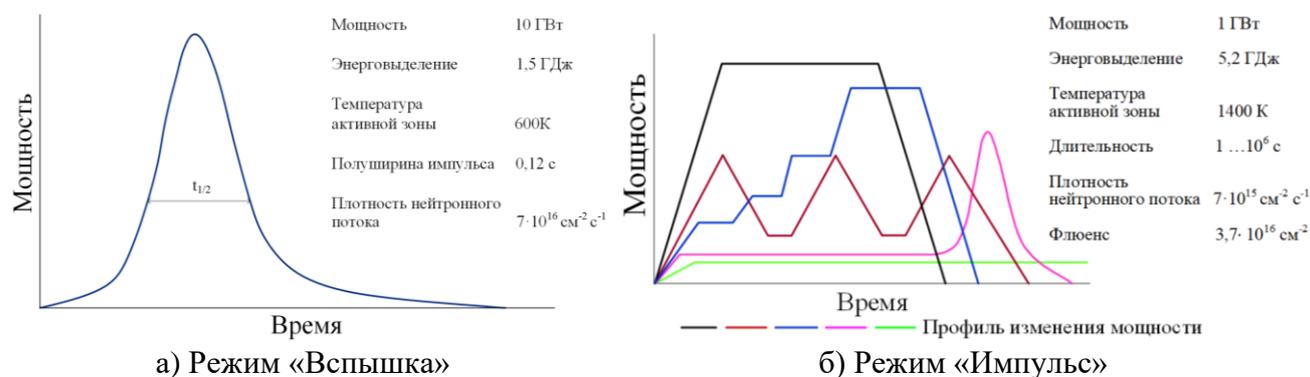


Рисунок 4.1 – Диаграммы изменения мощности реактора ИГР

Режим «Импульс» (регулируемый режим) осуществляется путем сообщения реактору положительной реактивности стержнями ПС. При достижении заданного значения мощности реактора срабатывает схема включения в работу автоматического регулятора мощности (АРМ), и далее пуск продолжается в режиме автоматического регулирования. АРМ реализует заданную диаграмму мощности, управляя восемью компенсирующими стержнями. Амплитуда (уровень мощности), форма и длительность регулируемого режима определяются задачами эксперимента, исходя из условия не превышения эксплуатационного предела по температуре АЗ, и могут быть самыми различными (рисунок 4.1б). Максимальное энерговыделение в АЗ реактора в регулируемом режиме составляет ~ 5,2 ГДж.

Каждому из этих режимов предшествует работа реактора на физическом уровне мощности ~ 25 Вт (режим «Критика»), при осуществлении которого выполняется проверка критического состояния реактора. При этом энерговыделение в активной зоне несколько мало, что не приводит к разогреву активной зоны, и влияние обратной связи по температуре на состояние реактора отсутствует. Плотность потока тепловых нейтронов в ЦЭЖ в данном режиме составляет ~ 10^8 н/см²с.

Одной из задач, решаемых в процессе эксплуатации реактора ИГР, как и любого другого исследовательского реактора, является обеспечение безопасности при проведении внутриреакторных экспериментов [112 – 115].

Традиционная схема проведения пусков реактора ИГР в регулируемом режиме предполагает, что заданный закон изменения мощности реализуется за счет воздействия на реактивность одновременно восьми компенсирующих стержней (КС) СУЗ. При такой схеме управления реактором стержни КС, кроме процесса регулирования, участвуют и в гашении мощности реактора - компенсации запаса положительной реактивности, которая высвобождается в процессе разогрева активной зоны и управляются автоматически с помощью автоматического регулятора мощности, который входит в состав системы управления и защиты (СУЗ) реактора ИГР [116 – 118]. Управление восемью КС осуществляется по восьми идентичным и независимым между собой каналам, поэтому для уменьшения числа задействованных в конкретном пуске КС достаточно не включать электропитание приводов незадействованных стержней. С методической точки зрения для решения данной задачи необходимо определить ключевые параметры, влияющие на изменение реактивности в реакторе, дать их количественную оценку.

Анализ экспериментальных данных, полученных при проведении серий реальных пусков реактора ИГР, показывает, что наибольшей опасностью при проведении пуска реактора является аварийная ситуация, связанная с «самоходом» компенсирующих стержней, другими словами – несанкционированным извлечением из АЗ рабочих органов системы управления и защиты реактора (СУЗ). К рабочим органам СУЗ, как уже отмечалось выше, реактора ИГР относятся группы пусковых (ПС) и компенсирующих стержней (КС).

Одним из возможных путей смягчения последствий развития этой аварийной ситуации является минимизация величины положительной реактивности, которая может быть введена в АЗ при самопроизвольном извлечении компенсирующих стержней (так как именно они участвуют в автоматическом регулировании мощности реактора), что может быть обеспечено за счет уменьшения их количества, задействованных при реализации определенной диаграммы изменения мощности в каждом конкретном эксперименте.

4.2 Определение зависимостей, влияющих на изменение реактивности в реакторе ИГР

На основе анализа результатов серий пусков, отличающихся видом реализованных диаграмм, величиной мощности и энерговыделением в активной зоне реактора ИГР, нами было установлено следующее:

- уровень мощности реактора также напрямую зависит от скорости движения КС, а соответственно, и скорости компенсации отрицательной реактивности;
- энерговыделение в активной зоне реактора находится в прямой зависимости от перемещения (рабочего хода) КС.

Необходимо отметить, что анализу подлежали результаты пусков, имеющие идентичные начальные условия:

- начальный скачок реактивности – $1,8 \beta_{эфф}$;
- начальное положение компенсирующих стержней – 1200 мм;
- количество компенсирующих стержней – 8 штук;
- загрузка центрального экспериментального канала – неподвижная ампула НА-228.

На рисунке 4.2 приведена типовая диаграмма изменения мощности и энерговыделения в реальном пуске реактора ИГР.

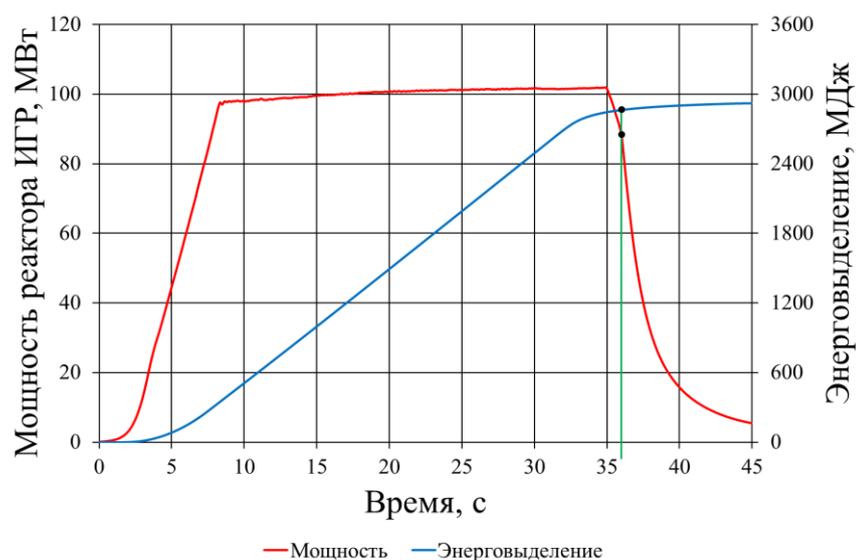


Рисунок 4.2 – Типовая диаграмма изменения мощности и энерговыделения в активной зоне реактора ИГР

Реализованная по традиционной схеме с восемью задействованными КС диаграмма изменения мощности реактора ИГР (типовая) приведена на рисунке 4.3.

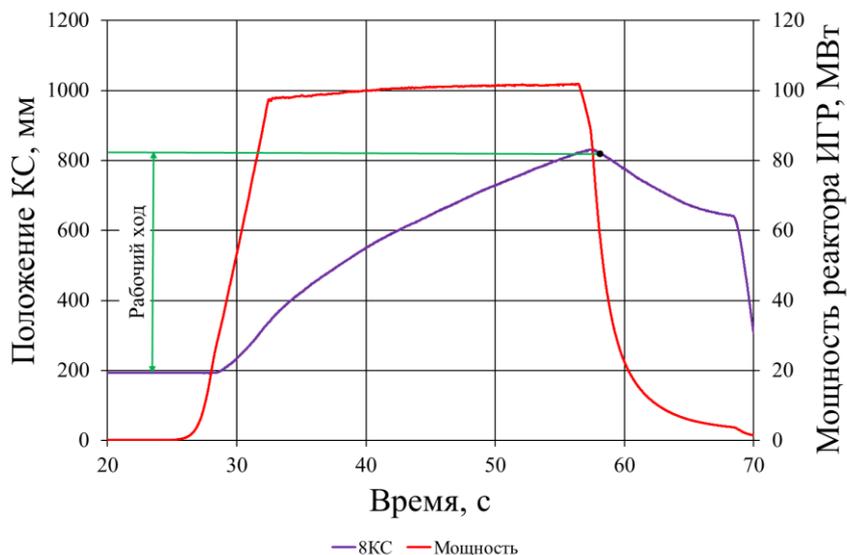


Рисунок 4.3 – Типовая диаграмма изменения мощности реактора ИГР восемью компенсирующими стержнями

Для количественной оценки определенных зависимостей «Мощность реактора - Скорость движения КС» и «Энерговыведение - Перемещение стержней КС» были обработаны экспериментальные данные пусков реактора с максимальной мощностью реактора от 0,6 МВт до 1 ГВт и энерговыведением в активной зоне от 0,1 до 5 ГДж соответственно. Работы выполнялись в следующем порядке.

1. По диаграммам изменения мощности и перемещения КС (8 шт.) в пусках реактора рассчитано энерговыведение ($J_{\text{ИГР}}$) в активной зоне методом численного интегрирования функции одной переменной (4.1):

$$\int_t^{dt} f(x)dx \approx \sum_{i=0}^{n-1} \frac{f(x_i) + f(x_{i+1})}{2} (x_{i+1} - x_i). \quad (4.1)$$

Этот известный метод (метод трапеций) заключается в замене на каждом выбранном элементарном участке подынтегральной функции (в нашем случае – профиль изменения мощности реактора ИГР) на многочлен первой степени, другими словами – линейную функцию, и дальнейшей аппроксимацией площади, полученными прямоугольными трапециями, под графиком функции (в нашем случае – площадь под профилем изменения мощности реактора ИГР). На рисунке 4.2 зеленой вертикальной линией показана граница интегрирования. Конечными границами расчетов являлись моменты начала движения стержней КС вниз (начало гашения мощности реактора по окончании пуска). Мощность

реактора и энерговыделение в активной зоне также определялись как величины, пропорциональные токам и интегралам тока ионизационных камер соответственно.

2. Определено перемещение «Рабочий ход» восьми КС. «Рабочим ходом» КС считается интервал перемещения от точки начала движения КС вверх до точки начала движения КС вниз (рисунок 4.3).

3. Учитывая тот факт, что все пуски реализовывались по традиционной схеме пуска реактора с максимально возможным количеством стержней КС – 8 штук (рисунок 4.3), было рассчитано суммарное перемещение восьми КС пропорциональное количеству скомпенсированной «затраченной» отрицательной реактивности в пусках (4.2):

$$\beta_{эфф} = (h_{n+1} - h_n) \times n_{кс} \times \beta_{уд}, \quad (4.2)$$

где h_n – положение стержня,

$n_{кс}$ – количество стержней,

$\beta_{уд}$ – удельная реактивность, приходящаяся на 1 мм компенсирующего стержня, равная $0,00178 \beta_{эфф}/\text{мм}$.

4. На основании эмпирических и регламентных характеристик была рассчитана максимальная скорость движения восьми КС по формуле (4.3):

$$g_{КС} = \frac{(h_{n+1} - h_n)}{(t_{n+1} - t_n)}, \quad (4.3)$$

где h_n – положение стержня КС,

t_n – время.

5. Далее, исходя из того, что каждый из восьми КС имеет следующие характеристики:

– физический вес (эффективность) – $2,5 \beta_{эфф}$,

– максимальная скорость движения – 230 мм/с ,

– отрицательный температурный коэффициент реактивности для реактора ИГР ($\alpha_{ИГР}$) – $-0,03 \beta_{эфф} / \text{К}$,

– максимальный «рабочий ход» - 1400 мм ,

были определены искомые зависимости «Мощность реактора - Скорость движения КС (8 шт.)» (рисунок 4.4) и «Энерговыделение - Перемещение КС (8 шт.)» (рисунок 4.5).

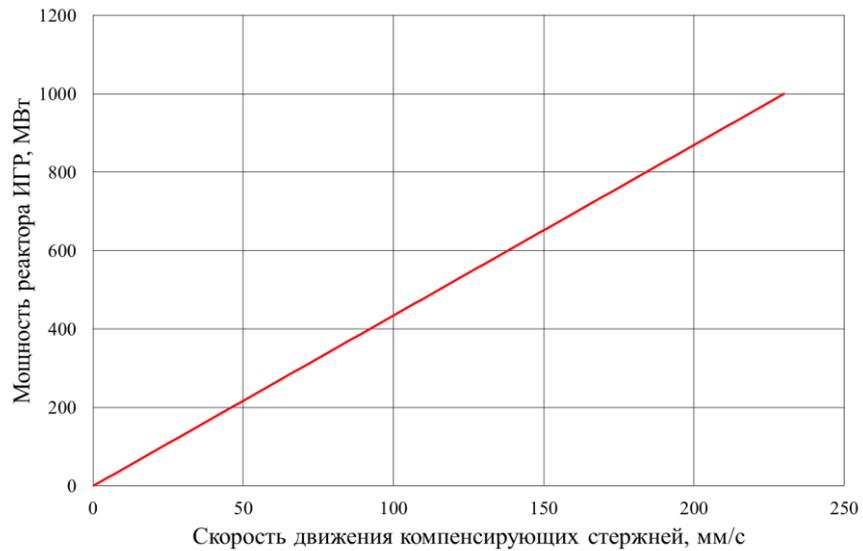


Рисунок 4.4 – Зависимость мощности реактора ИГР от скорости движения восьми компенсирующих стержней

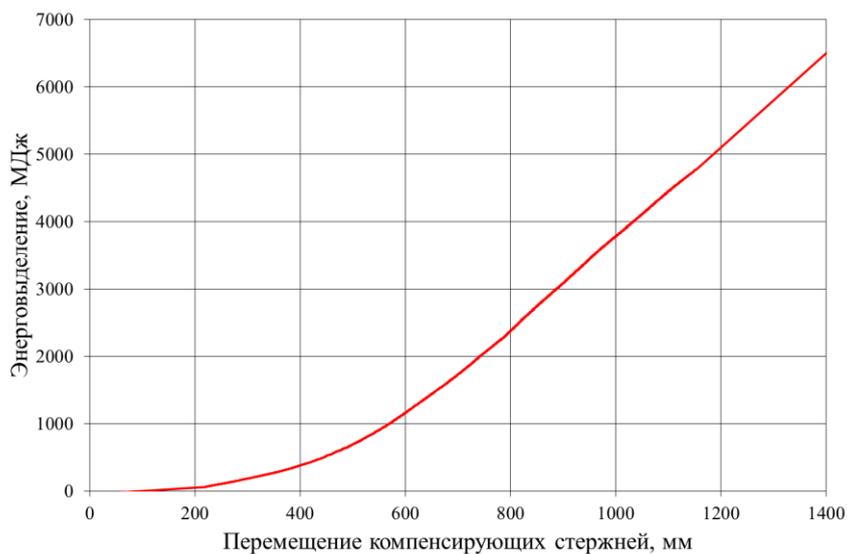


Рисунок 4.5 – Зависимость энерговыделения от перемещения восьми компенсирующих стержней

После чего были выполнены расчеты максимальных значений мощности реактора и энерговыделения в активной зоне, которые можно реализовать различным набором КС, а также определены и отражены графически зависимости «Мощность - Количество КС» (рисунок 3.4а) и «Энерговыделение - Количество КС» (рисунок 3.4б). Представление рассчитанной и сведенной информации в диаграммах, отраженных на рисунке 3.4, призвано повысить оперативность определения количества КС по заданным значениям энерговыделения и мощность реактора ИГР.

В результате исследований были получены зависимости, характеризующие связь между перемещением восьми КС и энерговыделением, а также связь между скоростью движения восьми КС и мощностью реактора.

Для определения количества стержней, требуемого для реализации заданной диаграммы, достаточно следовать несложному порядку расчетов:

- по диаграмме (рисунок 4.6) определить количество стержней, обеспечивающих реализацию заданного значения уровня мощности;
- по диаграмме (рисунок 4.7) определить количество стержней, соответствующее заданному значению энерговыделения;
- из двух полученных значений выбрать большее.

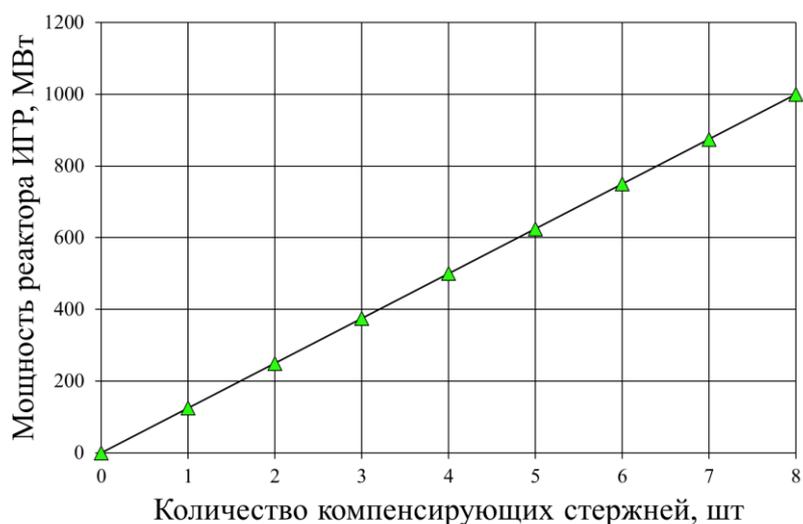


Рисунок 4.6 – Зависимость максимальной реализуемой мощности от количества компенсирующих стержней

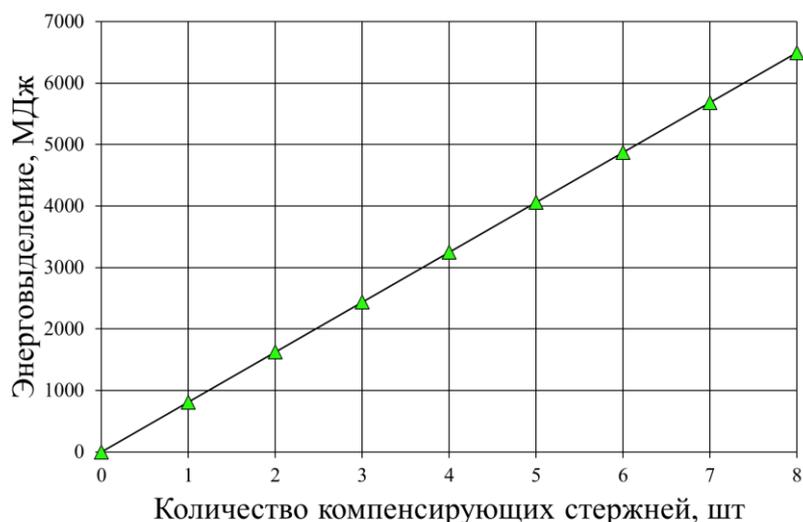
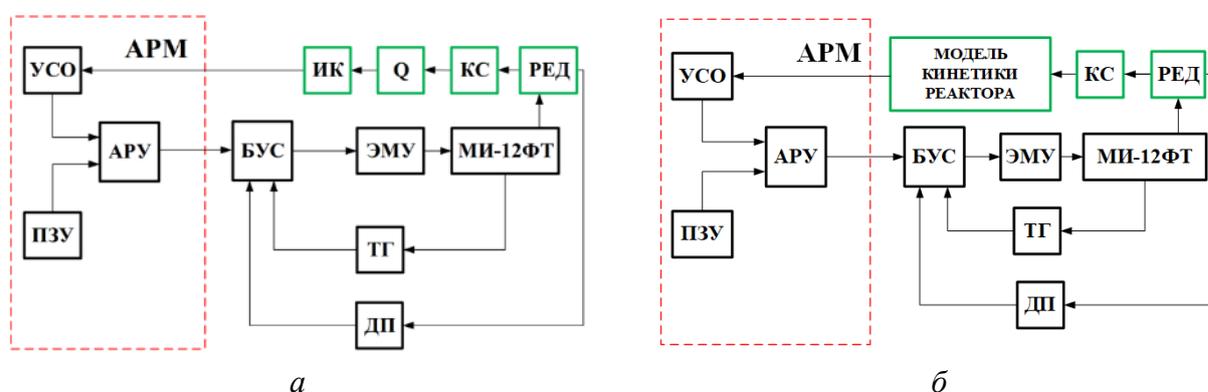


Рисунок 4.7 – Зависимость максимального реализуемого энерговыделения от количества компенсирующих стержней

4.3 Верификация и подтверждение работоспособности методики расчета запаса реактивности реактора ИГР

Для верификации предложенной методики расчета запаса реактивности была реализована серия пусков на имитационном контуре автоматического регулирования мощности системы управления и защиты реактора ИГР.

Имитационный контур автоматического регулирования мощности предназначен для настройки автоматического регулятора мощности и проверки качества реализации заданной диаграммы мощности реактора. Структурные схемы контура автоматического регулирования мощности реактора и имитационного контура автоматического регулирования мощности с задействованием модели кинетики приведены на рисунке 4.8. Модель кинетики реактора ИГР – это математическая компьютерная модель, учитывающая уникальные, присущие для реактора ИГР характеристики и зависимости.



УСО – устройство согласования; ПЗУ – программное задающее устройство;
АРУ – аналоговое регулирующее устройство; БУС – блок управления стержнем;
ИК – ионизационная камера; Q – мощность реактора; МК – модель кинетики;
ЭД – электродвигатель; ЭМУ – электромашинный усилитель; ТГ – тахогенератор;
КС – компенсирующий стержень; РЕД – редуктор; ДП – датчик положения

Рисунок 4.8 – Контур автоматического регулирования мощности реактора (а) и имитационный контур автоматического регулирования мощности (б)

Успешно реализованные диаграммы изменения мощности на имитационном контуре автоматического регулирования подтвердили корректность и эффективность разработанной методики расчета необходимого запаса реактивности для пуска реактора ИГР в регулируемом режиме. Мощность и энерговыделение реализованных пусков с различным набором КС (2КС, 4КС, 6КС, 8КС), представленных на рисунке 4.9, составили 100 МВт и 1 ГДж соответственно.

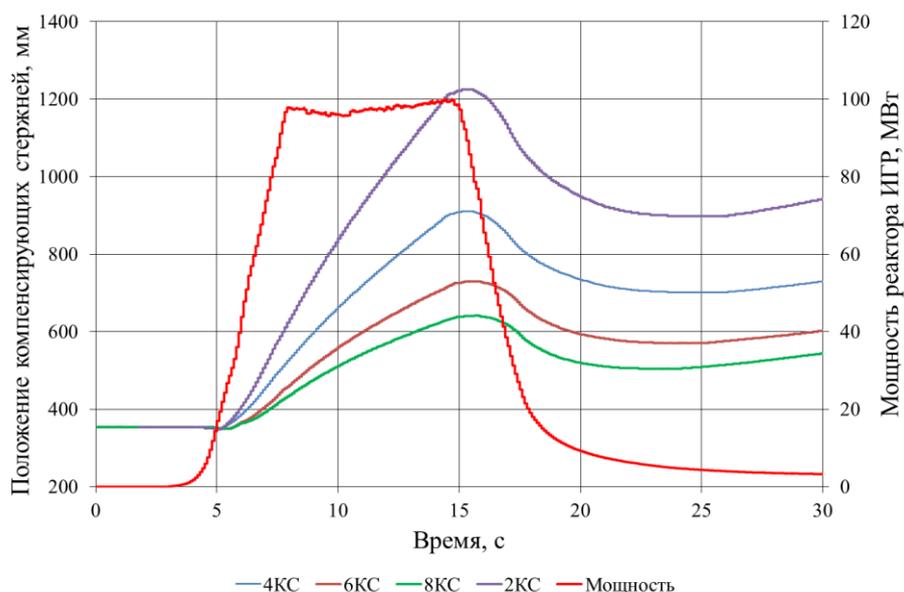


Рисунок 4.9 – Реализованная диаграмма изменения мощности на имитационном контуре автоматического регулирования мощности с различным количеством компенсирующих стержней

В подтверждение работоспособности предложенного метода были проведены реальные пуски реактора ИГР с различными наборами КС. Основные параметры диаграммы изменения мощности, требуемые к реализации, были следующими (пунктирная линия на рисунке 4.10 и рисунке 4.11):

- максимальная мощность реактора – 650 кВт;
- энерговыделение в активной зоне реактора – 15 МДж.

Основываясь на заданных параметрах по диаграмме, представленной на рисунке 4.10, было определено количество стержней КС, необходимых для реализации заданной мощности реактора (650 кВт). Затем по диаграмме, представленной на рисунке 4.11, определено количество стержней КС, необходимых для реализации требуемого энерговыделения (15 МДж). И в первом, и во втором случае получилось, что достаточно одного стержня КС, но для проверки корректности работы модели кинетики реактора ИГР, а также подтверждения вышеизложенных расчетов было решено реализовать требуемую диаграмму изменения мощности двумя различными наборами группы КС. Результаты реализации пусков с одним и двумя задействованными КС представлены на рисунках 4.10 и рисунке 4.11 соответственно.

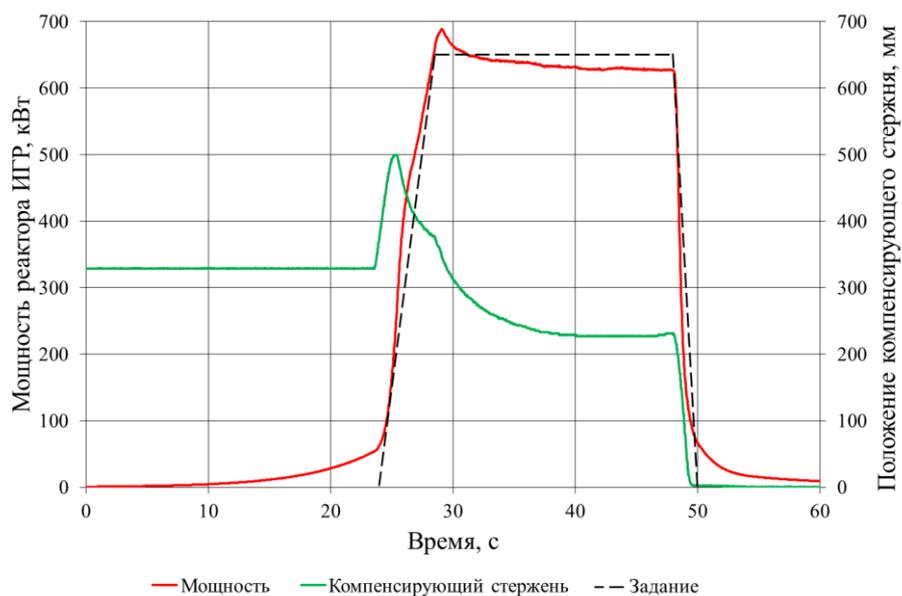


Рисунок 4.10 – Заданная и реализованная диаграмма изменения мощности ИГР с одним задействованным компенсирующим стержнем

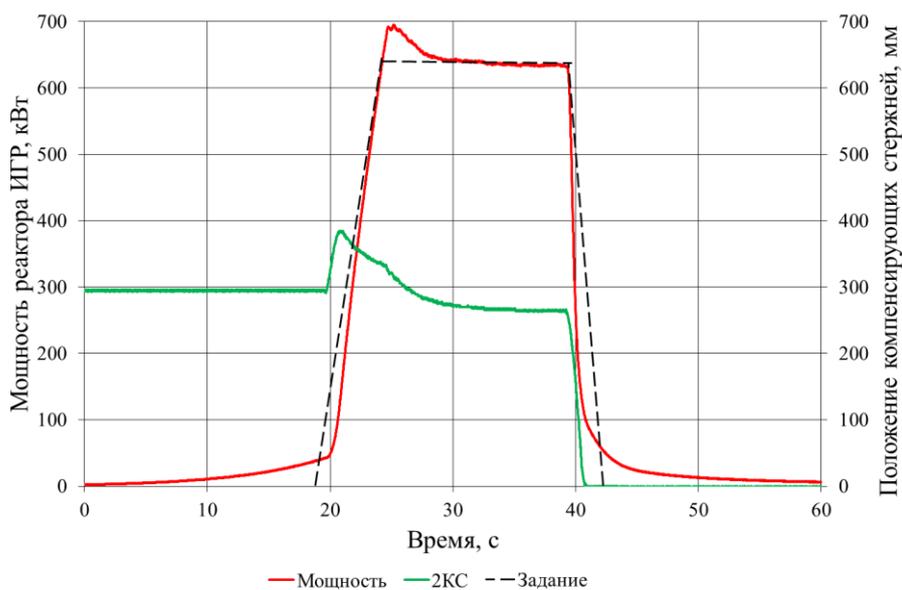


Рисунок 4.11 – Заданная и реализованная диаграмма изменения мощности ИГР с двумя задействованными компенсирующими стержнями

Результаты отработки и апробации предложенной методики на контуре АРМ, представленные на рисунке 4.9, показывают хорошую корреляцию по определённым выше критериям подбора необходимого количества стержней группы КС в сравнении с реальными пусками реактора ИГР, представленными на рисунке 4.10 и рисунке 4.11.

На рисунке 4.10 и рисунке 4.11 отчетливо видно, как изменяется «рабочий ход» КС и темп выхода на уровень мощности с последующим его поддержанием на заданном уровне в соответствии с выбранным набором КС.

Так, для случая реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР с одним задействованным КС «рабочий ход» и скорость ввода положительной реактивности (движение КС вверх) составила 273 мм (~ 0,28 $\beta_{эфф}$) и 112 мм/с (~ 0,17 $\beta_{эфф}/с$) соответственно (рисунок 3.7а), в то время как для случая с двумя КС – 120 мм (~ 0,19 $\beta_{эфф}$) и 93 мм/с (~ 0,15 $\beta_{эфф}/с$) (рисунок 3.7б).

Реализованные таким способом пуски реактора ИГР подтвердили теоретические обоснования, представленные выше, а также позволили верифицировать модель кинетики реактора ИГР [119, 120].

Стоит отметить важнейший факт, что изменение набора КС ни качественно, ни количественно не повлияло на реализацию реального импульса мощности реактора ИГР (красная линия на рисунках 4.10 и рисунке 4.11). Применение данной методики позволит повысить безопасности проведения реакторных пусков в регулируемом режиме «Импульс» и обеспечить их временную, мощностную и энергетическую стабильность.

4.4 Основные результаты референтного реакторного эксперимента

В результате проведения референтного реакторного эксперимента, была реализована заданная диаграмма пуска реактора ИГР в режиме «Импульс» с рассчитанными мощностными и энергетическими параметрами (рисунок 3.5). Реализованная в ходе проведения исследовательского пуска диаграмма изменения мощности, которая была зарегистрирована ионизационной камерой (ИК15), приведена на рисунке 4.12.

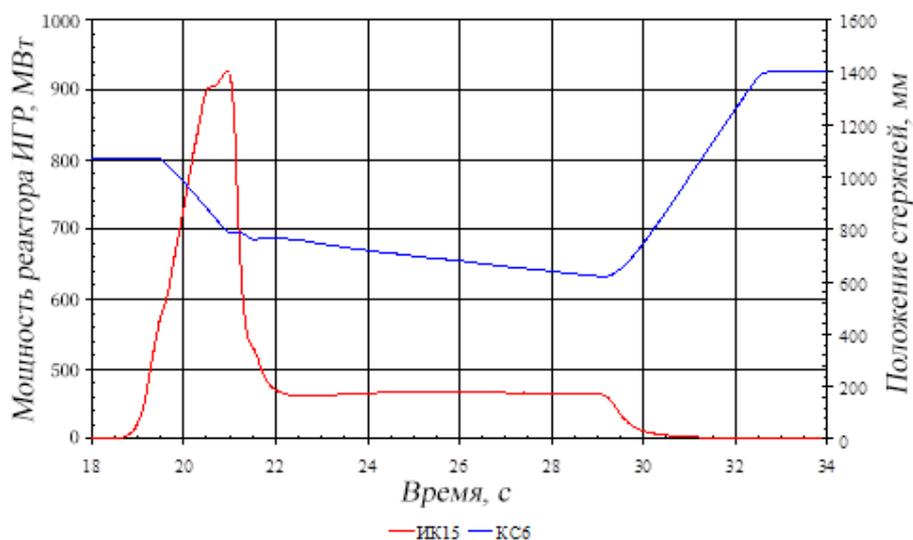


Рисунок 4.12 - Диаграмма изменения тока ионизационной камеры (ИК15) и положения стержней группы КС в исследовательском пуске

По результатам регистрации приборов системы технологического контроля реактора ИГР были определены основные технические параметры реактора ИГР в реализованном пуске (режим «Импульс»). Основные технические параметры и экспериментальные данные после проведения пуска реактора ИГР представлены в таблице 4.2.

Таблица 4.2 - Технические и экспериментальные данные реактора ИГР после реализации исследовательского пуска

Наименование	Значение параметра
1. Режим работы	«Импульс»
2. Начальный скачок реактивности, $\beta_{эф}$	1,86
3. Максимальная мощность, МВт	937
4. Максимальный разогрев АЗ, °С (начальная / конечная)	459 (19/478)
5. Интегральное энерговыделение в АЗ, МДж	2310
6. Физический вес АОУ (значение отрицательной реактивности, внесенной АОУ в АЗ), $\beta_{эф}$	-5,6 $\beta_{эф}$

Перед проведением исследовательского пуска в ЦЭК реактора ИГР АОУ было подготовлено в требуемом объеме. Обеспечена начальная температура теплоносителя (натрий), оболочек твэлов и топливных элементов, которая составила 400 ± 50 °С, а также требуемое начальное давление ($P_{абс}=1$ кгс/см²) в полостях ТВС и силового корпуса АОУ. Основные параметры, реализованные в ходе предпусковых работ и исследовательского пуска, представлены в таблице 4.3.

Таблица 4.3 – Параметры АОУ в процессе подготовки и проведении пуска

Наименование параметра	Количественное или качественное значение параметра
1 Топливо	
1.1 Удельное энерговыделение в топливе (активная часть), кДж/г UO ₂	3,2
1.2 Максимальное изменение температуры топлива (активная часть), °С	3250±200
1.3 Начальная температура оболочек твэлов и топлива, °С	400±50
2 Полость ТВС	
2.1 Среда	Аргон
2.2 Начальное давление (абсолютное), кгс/см ²	1
3 Полости натрия	
3.1 Объем натрия (при начальной температуре 400 °С), л	0,329
3.2 Среда над натрием	Аргон
3.3 Начальное давление (абсолютное), кгс/см ²	1
3.4 Начальная температура натрия в ячейках и стенок полостей, °С	380±50
4 Тракт охлаждения чехла ТВС	
4.1 Рабочее давление тракта охлаждения (избыточное), кгс/см ²	20±0,5
4.2 Температура азота на входе в тракт охлаждения, °С	20±10
5 Силовой корпус	
5.1 Среда в полости силового корпуса	Азот
5.2 Начальное давление (абсолютное) в полости силового корпуса, кгс/см ²	1
5.3 Начальная/максимальная температура силового корпуса (ЦАЗ), °С	57/170±10
5.4 Максимальная температура крышки АОУ, °С	30

В процессе проведения эксперимента регистрировались показания термоэлектрических преобразователей (ТЭП), установленные в конструкционные и топливные элементы АОУ. Показания ТЭП, установленных в полости ТВС (топливо), и изменение мощности реактора ИГР, зарегистрированной посредством ионизационной камеры (ИК15), представлены на рисунке 4.13.

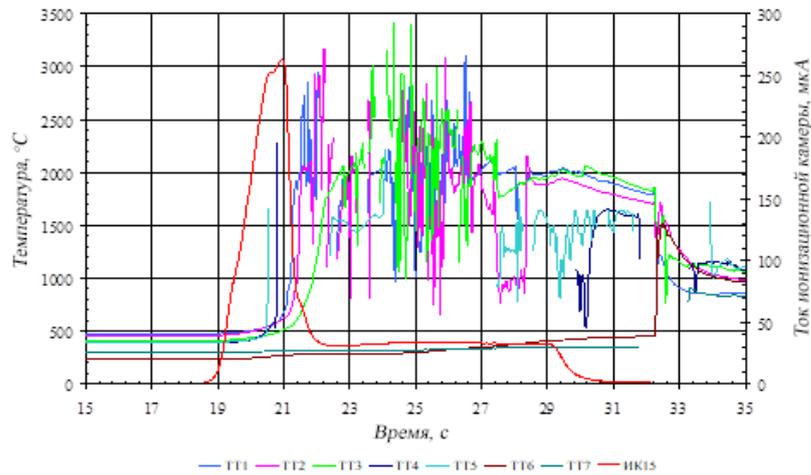


Рисунок 4.13 - Показания ТЭП, установленных в полости ТВС, и ИК в процессе изменения мощности реактора

Показания топливных ТЭП ТТ1-ТТ7, изображенные на рисунке 4.13, имеют хаотичный, скачкообразный характер с ~21 секунды от момента начала регистрации, что может свидетельствовать о достижении таблетками из диоксида урана (UO_2) температуры плавления ($t_{пл.}=3170\text{ K}$) с последующим образованием бассейна расплава конструкционных и топливных материалов.

На рисунке 4.14 представлены результаты регистрации показаний ТЭП, установленных в наружной и внутренней ячейках теплоносителя (натрий).

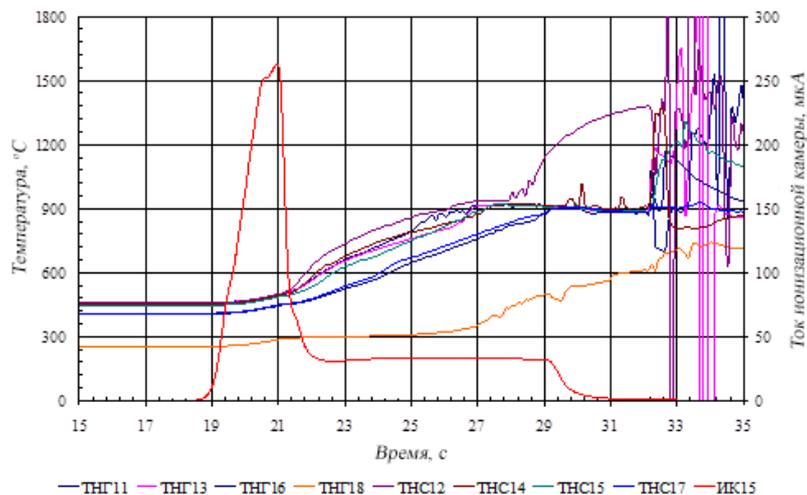


Рисунок – 4.14 Показания ТЭП, установленных в ячейках с теплоносителем, в процессе изменения мощности реактора

Примерно с 21,5 секунды от момента начала регистрации наблюдается рост температуры по показаниям ТЭП, которые установлены во внутреннем и наружном слое натрия, после чего, с ~31,5 секунды происходит резкое изменение температуры с продолжительностью ~ 4 секунды. Бурное изменение показаний ТЭП (ТНГ11-ТНГ17), предположительно, сигнализирует о проплавлении стенок из нержавеющей стали (марка 12Х18Н10Т), образующих полости внутреннего и наружного слоев теплоносителя, и контакт расплавленного бассейна топлива и стали с натрием.

В ходе проведения исследовательского пуска регистрировалось изменение давления в полости ТВС (ДД1) и в полости защитной трубы (ДД2) блока плавления АОУ. Показания датчиков давления ДД1 и ДД2 представлены на рисунке 4.15.

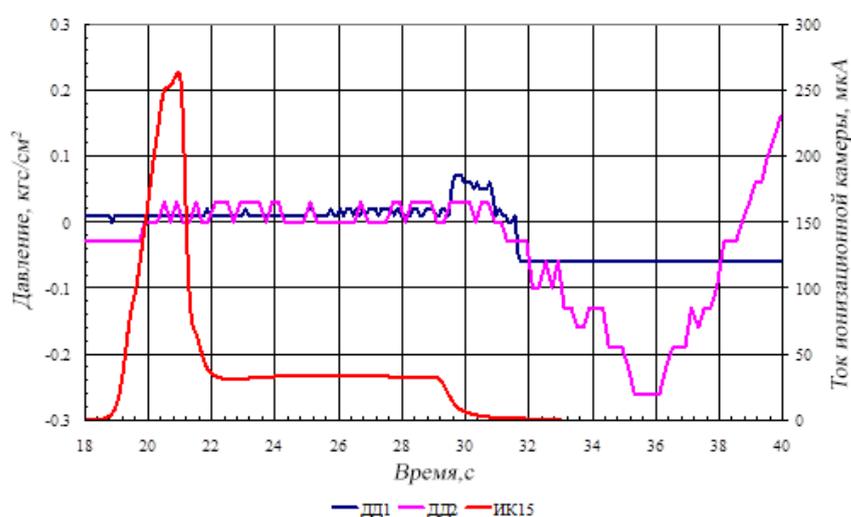


Рисунок 4.15 - Показания датчиков давления, в процессе изменения мощности реактора

Падение давления, начавшееся на 31,5 секунде от момента начала регистрации, также подтверждает факт проплавления стенок, образующих ячейки теплоносителя, с образованием единого объема в полости испытательной секции.

Анализ представленных результатов проведения пуска реактора ИГР в режиме «Импульс» с АОУ, установленным в ЦЭЖ, показал, что основные задачи проведенного эксперимента по исследованию процессов, сопровождающих тяжелые реакторные аварии с плавлением топливных и конструкционных элементов, выполнены в полном объеме, а полученный модельный кориум локализовался в границах защитных барьеров АОУ.

4.5 Выводы по главе

Таким образом, на основании полученных результатов работ, приведенных в четвертой главе, можно сделать следующие выводы:

1. Проведен анализ имеющейся базы экспериментальных данных, полученных при реализации более 200 пусков реактора ИГР с различными значениями мощности и энерговыделения в активной зоне.

2. Получены зависимости, характерные для реактора ИГР и определяющие связи между:

- скоростью движения компенсирующих стержней и уровнем мощности реактора;

- перемещением компенсирующих стержней и интегральным энерговыделением в активной зоне реактора;

- параметрами требуемой диаграммы изменения мощности реактора и энерговыделения в активной зоне и количеством компенсирующих стержней, минимально достаточным для их реализации.

3. Проведена верификация и подтверждена работоспособность методики расчета запаса реактивности на практике. Успешно реализованы диаграммы изменения мощности на имитационном контуре автоматического регулирования, а также пуски реактора ИГР в регулируемом режиме «Импульс» с минимально необходимым количеством компенсирующих стержней.

4. Данная методика гарантирует качественную реализацию требуемых мощностных, временных и энергетических параметров при эксплуатации реактора ИГР.

5. Проанализированы результаты референтного реакторного эксперимента по испытанию ТВС в АОУ, размещенном в ЦЭК реактора ИГР, в условиях моделирования тяжелой реакторной аварии.

6. Представленный метод обеспечивает регулируемое управление процессом получения модельного кориума при реализации требуемых диаграмм изменения мощности реактора ИГР.

5 СТРУКТУРА, ФАЗОВЫЙ СОСТАВ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МОДЕЛЬНОГО КОРИУМА, ПОЛУЧЕННОГО МЕТОДОМ РЕАЛИЗАЦИИ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

Настоящая глава содержит результаты исследований структуры, фазового состава и механических свойств образцов модельного кориума после проведения внутривыпускного эксперимента. Также обсуждается влияние содержания урановых включений (порядка 1,5 мас. %) на изменение механических свойств исследуемых образцов. Большинство результатов исследований, приведенных в главе, получено при выполнении финансируемого Государственным учреждением «Комитет науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан» проекта в рамках Договора №305 от 30.03.2018 года по теме «Свойства и характеристики расплава материалов активной зоны ядерного реактора, полученного на исследовательском реакторе ИГР».

Результаты исследования, приведенные в данной главе, опубликованы в работах [121 – 125].

5.1 Разрушающие исследования модельного кориума

После проведения эксперимента по получению расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора в условиях, моделирующих тяжелую аварию ядерного реактора, в котором максимальное изменение температуры топливных элементов составило ~ 3300 °С, было выполнено извлечение испытательной секции и камеры плавления из АОУ. После извлечения камеры плавления был проведен продольный рез ее нижней части, соответствующий исходному месту расположения в ней ТВС, целью которого было получение визуальной информации и экспериментальных данных о характере взаимодействия расплавленного топлива с конструктивными элементами АОУ с последующим определением его локализации, фазового состава и физико-механических свойств.

Для исключения возможности потенциального смещения или деформации внутренних элементов конструкции и, как следствие, искажения истинной картины состояния испытательной секции – её внутренняя полость была заполнена эпоксидной смолой. Продольный и поперечныерезы испытательной секции представлены на рисунке 5.1. Предложенная техника фиксации внутренних элементов конструкции при данном подходе позволяет получить максимально достоверную визуальную информацию о внутреннем состоянии и пространственном расположении элементов конструкции после проведения эксперимента.



Рисунок 5.1 – Продольный и поперечные срезы испытательной секции

Детальный визуальный осмотр продольного реза чехла ТВС показал, что стенки камеры плавления как наружная, так и внутренняя были подвержены температурному воздействию со стороны ТВЭЛов в процессе испытаний в ЦЭК реактора ИГР, вследствие чего произошло их значительное повреждение (проплавление) и разрушение (рисунок 5.2).

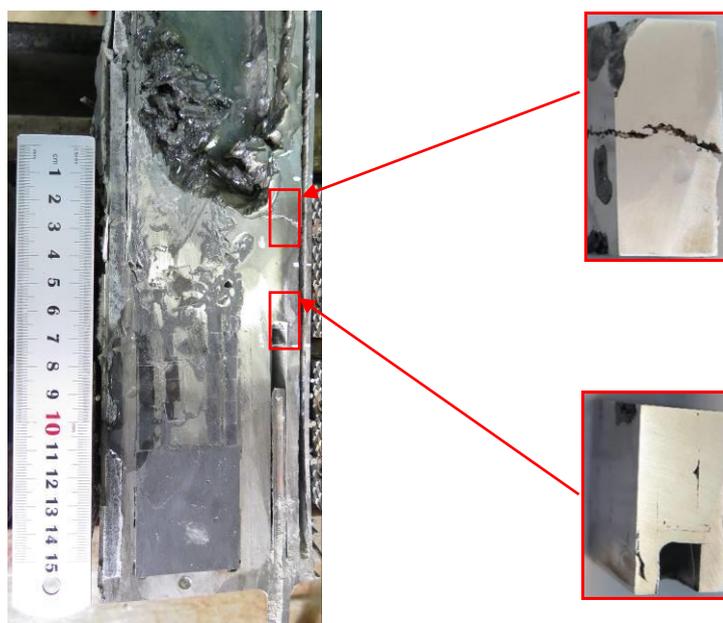


Рисунок 5.2 – Внутренняя полость камеры плавления ТВС

Отбор исследуемых образцов для изучения характера взаимодействия и дальнейших материаловедческих исследований затвердевшего расплава топлива и конструктивных элементов АОУ основывался на предположении о том, что верхняя часть камеры плавления была больше подвержена тепловому воздействию со стороны расплава, так как находилась на уровне центра активной зоны реактора ИГР. При выборе мест для вырезки образцов нами учитывался и высотный температурный градиент процесса остывания и кристаллизации полученного расплава. Важно отметить, что в составе образца №1 имеется нерасплавленный элемент конструкции АОУ (рисунок 5.3а), но имевший непосредственный контакт с расплавом в процессе эксперимента. Касательно образца №2, то здесь отчетлива видна трещина, расположенная практически в середине шлифа, предположительно вызванная неравномерностью процесса остывания и кристаллизации. Внешний вид подготовленных шлифов расплава приведены на рисунках 5.3а и 5.3б.

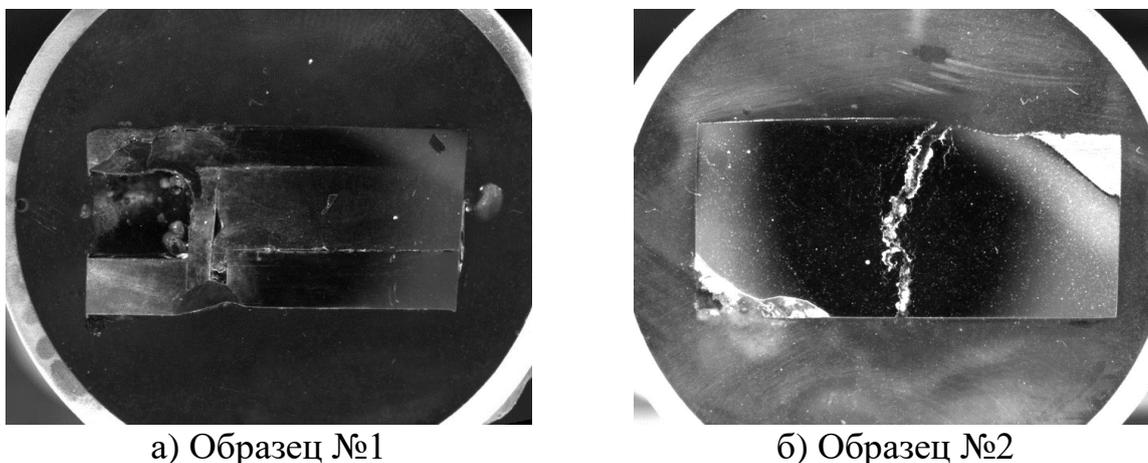


Рисунок 5.3 – Внешний вид подготовленных шлифов модельного кориума

5.2 Макро-, микроструктура и фазовый состав модельного кориума

Материалом полученных образцов, как и предполагалось в соответствии с внешним видом образцов, изображенным на рисунках 5.3а и 5.3б, является монолитный затвердевший расплав с преимущественно металлической составляющей.

По предварительным оценкам результатов микроструктурных исследований поверхности образцов установлено наличие в металлической матрице незначительного количества светло-серых участков с керамической составляющей. Характерная микроструктура поверхностного слоя образца №1 и образца №2 представлена на рисунках 5.4 и 5.5 соответственно. Кроме того, было выявлено, что в микроструктуре нерасплавленной части конструктивного элемента АОУ (образец №1) не наблюдаются посторонних включений, которые были бы характерны топливным частицам U в виде керамической или металлической составляющей.

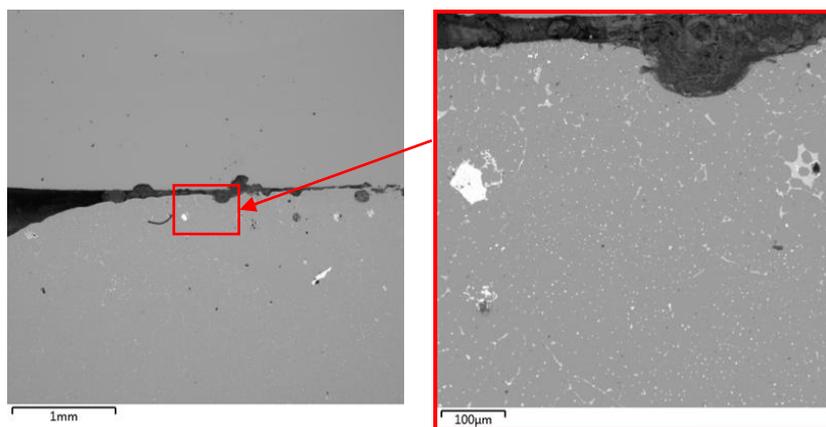


Рисунок 5.4 – Микроструктура поверхностного слоя образца №1

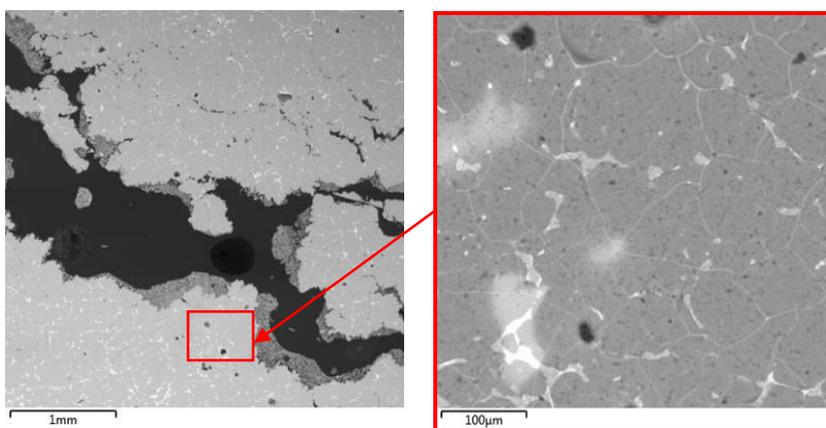


Рисунок 5.5 – Микроструктура поверхностного слоя образца №2

Из анализа состояния микроструктуры представленных образцов следует, что материал в основном однородный по всей области, с характерной микроструктурой, состоящей из темной, серой, светло-серой и светлой структурных составляющих.

Для определения элементного состава образцов был проведен анализ методом энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии (ЭДС). Результаты проведенного анализа отражены графически на рисунках 5.6 и 5.7 соответственно, а также представлены в массовых процентах в таблице 5.1.

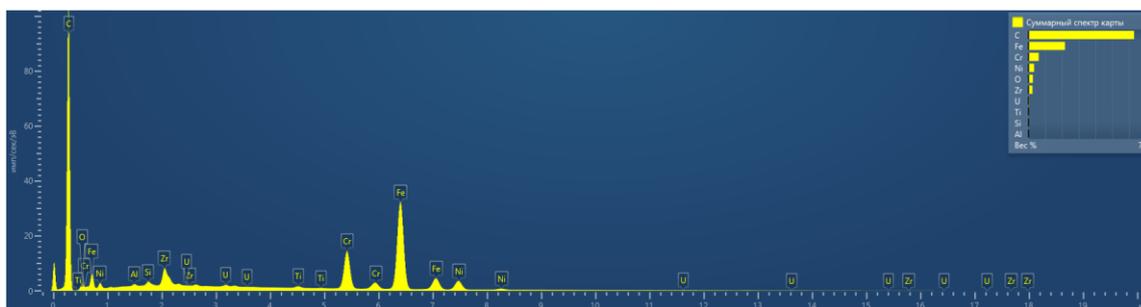


Рисунок 5.6 – Спектральный анализ поверхностного слоя образца №1

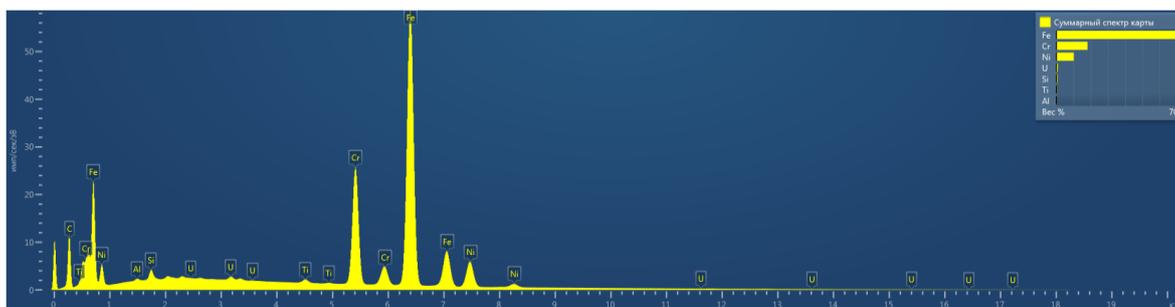


Рисунок 5.7 – Спектральный анализ поверхностного слоя образца № 2

Таблица 5.1 – Элементный состав поверхности исследуемых образцов в мас.%

№ Образца	Элемент								
	O	Al	Si	Ti	Cr	Fe	Ni	Zr	U
Образец №1	-	0,21	0,74	0,41	18,15	69,40	10,15	-	0,95
Образец №2	3,21	0,48	0,66	0,54	16,4	59,5	9,35	8,55	1,38

По результатам качественного элементного анализа были обнаружены основные элементы, содержащиеся в материале Fe, Cr, Zr и U, а также созданы карты их распределения по поверхности образцов модельного кориума. Данные о распределении основных элементов отображены на рисунках 5.8 и 5.9 соответственно.

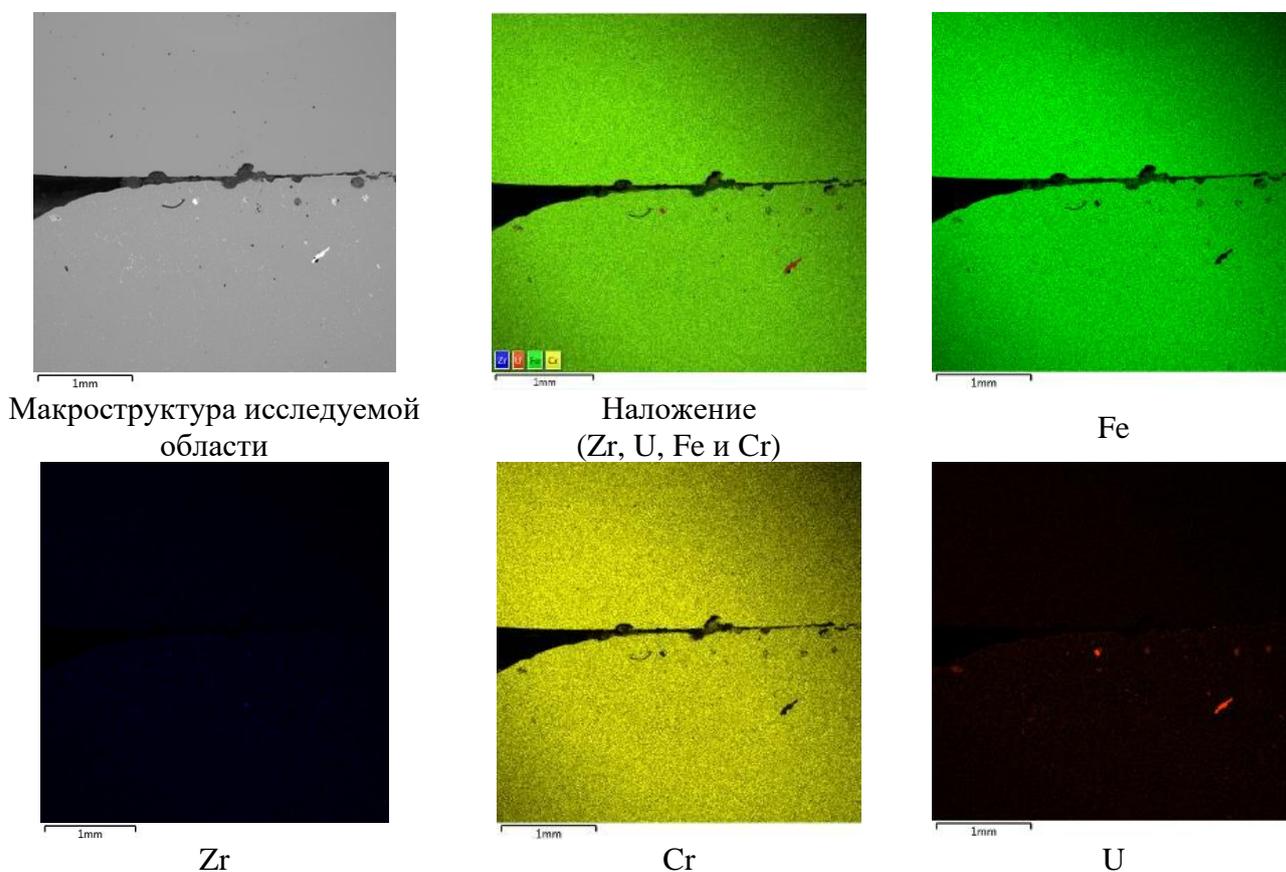


Рисунок 5.8 – Микроструктура поверхностного слоя и результаты ЭДС-анализа образца №1

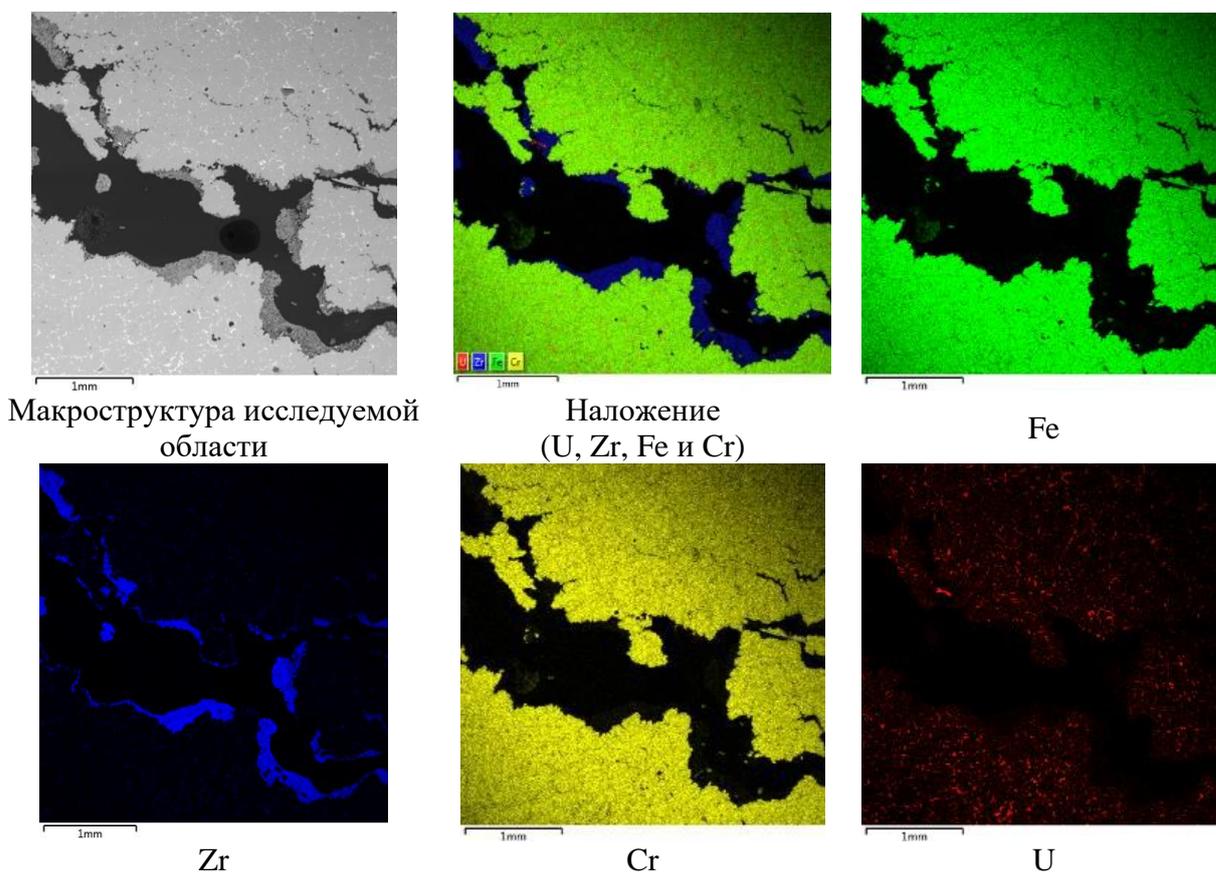


Рисунок 5.9 – Микроструктура поверхностного слоя и результаты ЭДС-анализа образца №2

Для более детальной идентификации элементного состава основного материала темного цвета, а также светло-серых и светлых включений был проведен локальный элементный анализ и элементное картирование методом ЭДС выбранной области исследуемых образцов. Результаты локального элементного анализа образцов представлены в таблице 5.2 и на рисунке 5.10.

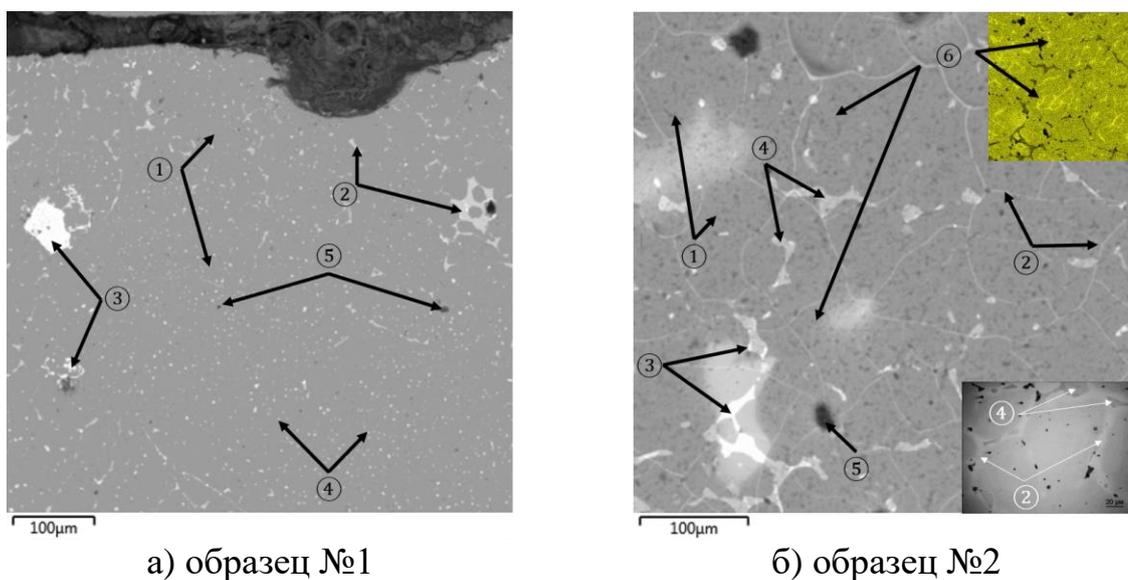


Рисунок 5.10 – Локальный элементный анализ образцов

Таблица 5.2 – Элементное содержание включений в образцах, мас. %.

№ Образца	Область анализа	O	Al	Si	Ti	Cr	Fe	Ni	Zr	U
Образец №1	①	-	0,30	0,70	0,60	17,84	67,51	10,66	0,80	1,59
	②	-	-	-	-	8,06	39,71	14,56	-	37,67
	③	19,10	-	-	-	-	2,00	-	-	78,90
	④	-	-	-	-	-	76,95	-	-	23,05
	⑤	-	-	-	6,23	-	-	-	93,77	-
Образец №2	①	2,18	0,50	0,57	0,92	15,88	56,95	10,66	6,59	5,74
	②	-	-	2,21	-	9,90	41,15	15,61	-	31,13
	③	22,10	-	-	-	-	3,12	-	-	74,78
	④	-	-	-	-	-	72,43	-	-	27,57
	⑤	-	-	-	4,77	-	-	-	95,23	-
	⑥	-	-	-	3,52	93,21	3,27	-	-	-

По результатам локального элементного анализа установлено, что микроструктура поверхности исследуемых образцов по характеру образования выделений имеют схожую структуру с крупными и мелкими выделениями с повышенным содержанием U (обл. 3, обл. 4, рисунок 5.10) и (обл. 5, рисунок 5.10) в матричной металлической составляющей. На поверхности образца №1 выделения U и Zr распределены преимущественно теле зерен матричной металлической составляющей. Вместе с тем на границах зерен также отмечается присутствие строчных выделений с преобладанием U.

В отличие от образца №1, в образце №2 отчетливо видна ярко выраженная зеренная структура [126] в которой основная матрица состоит из элементов нержавеющей стали – Fe, Ni и Cr (обл. 1, рисунок 5.10). По стехиометрическому составу исследуемый расплав близок к исходной стали марки 12X18H10T, однако и в теле, и на границах зерен наблюдается участки, обеднённые Cr. Как видно из рисунка 5.10б, карбид хрома CrC (обл. 6, рисунок 5.12) сегрегирован в теле зерен в виде хаотично-расположенных строчных выделений. При этом также фиксируется распределение выделений с преобладанием U и по границам зерен, которые обволакивают каждое зерно, образуя неразрывную сетчатую структуру. Оттенки данных выделений отличаются в зависимости от количества U и содержания составных элементов расплава. В соответствии с результатами локального элементного анализа области белого оттенка по стехиометрическому соотношению соответствуют фазе UO_2 (обл. 3, рисунок 5.10), тогда как областям со светло-серым оттенком характерно наличие повышенного содержания Fe и Ni. Согласно литературным источникам [127], образование подобных выделений на основе Fe_2U (обл. 4, рисунок 5.10) и $(FeNi)U$ (обл. 2, рисунок 5.10), при взаимодействии UO_2 и элементов нержавеющей стали вполне ожидаемо, что указывает на хорошую корреляцию с данным утверждением.

Карты распределения элементов Fe, Cr, Zr и U по поверхности двух образцов показаны на рисунках 5.11 и 5.12 соответственно.

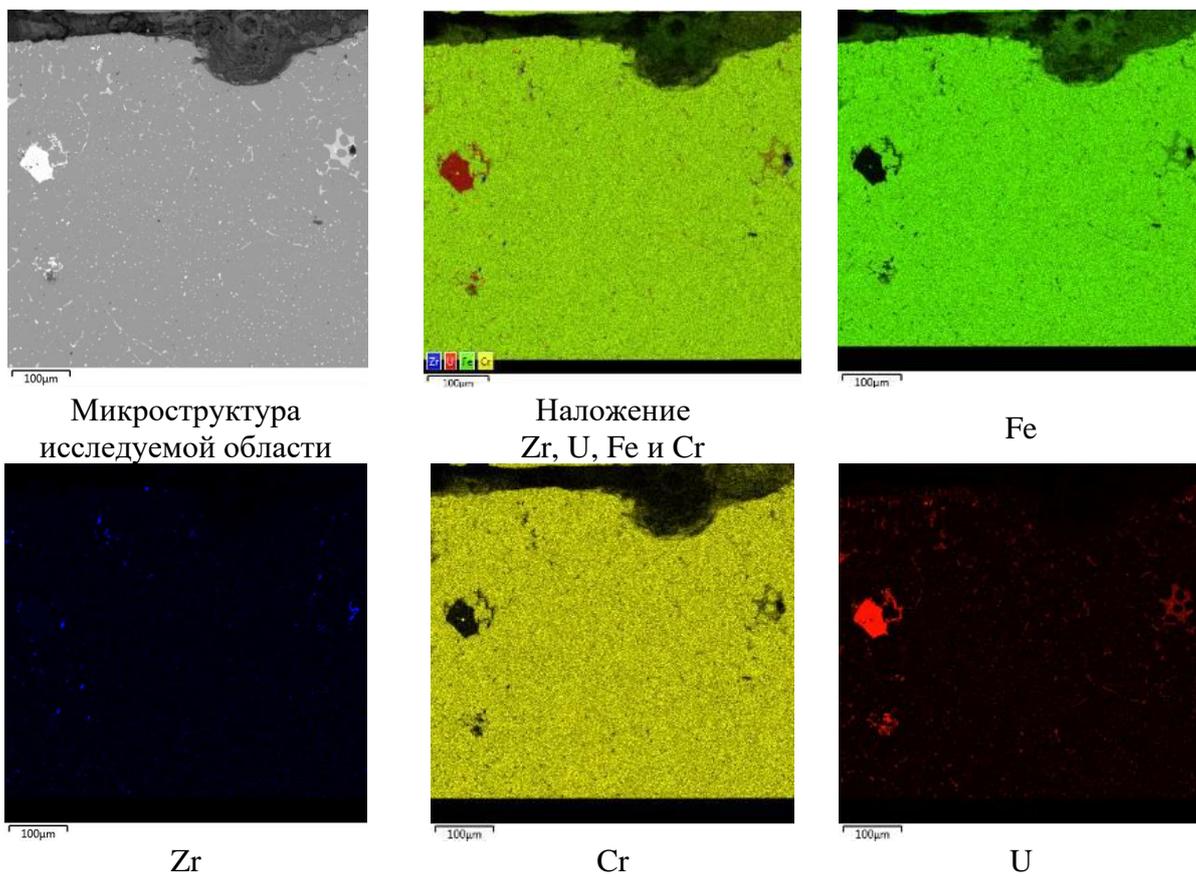


Рисунок 5.11 – Результаты ЭДС-анализа образца №1

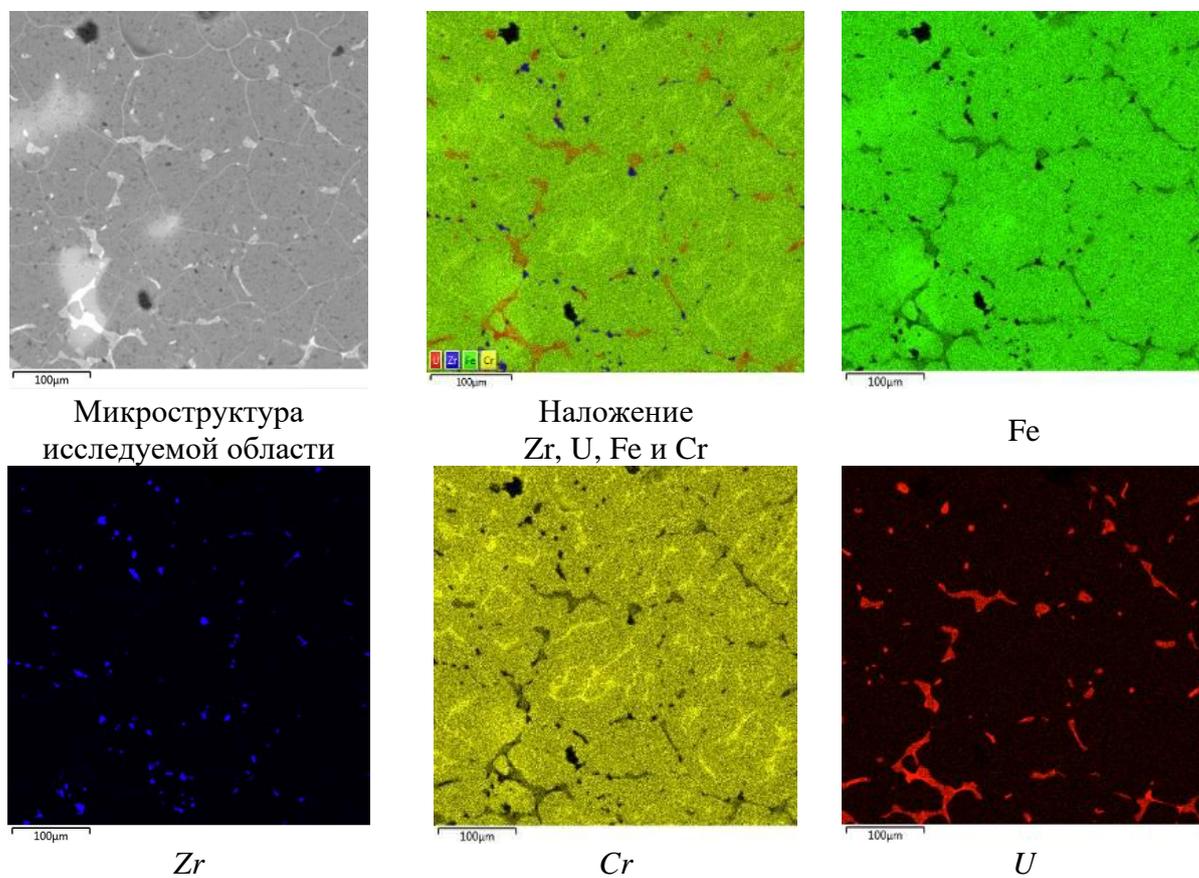


Рисунок 5.12 – Результаты ЭДС-анализа образца №2

Консолидируя полученные результаты микроструктурных исследований поверхности образцов расплава конструкционных и топливных материалов необходимо отметить, что обнаруженные металлические включения состоят из элементов нержавеющей стали (Fe, Ni, Cr), из которых были изготовлены стенки камеры плавления, а также керамические включения характерные топливным частицам UO_2 различной конфигурации, также на отдельных участках присутствуют топливные частицы UO_2 размерами более 100 мкм. Стоит заметить, что на поверхности образца №2 отчетливо виден конгломерат частиц Zr преимущественно сконцентрированный на внутренней стороне трещины (рисунок 5.9) и более компактный порядок микрочастиц U. Методом локального элементного анализа включений определено, что включения преимущественно состоят из UO_2 и ZrC, при этом также наблюдается содержание дисперсных частиц U и Zr как в теле, так и на границах зерен.

Говоря о микроструктуре поверхности нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты), то, как уже было отмечено выше, она имеет типичную для нержавеющей стали структуру без явных признаков диффузии элементов расплава.

5.3 Микротвердость поверхности образцов модельного кориума

Также в рамках проводимых исследований были реализованы работы по определению поверхностного распределения микротвердости в исследуемых образцах модельного кориума. Измерения микротвердости осуществлялось на шлифах, приготовленных ранее для изучения микроструктуры. Определение значений микротвердости осуществлялось по методике, описанной в п.п. 2.3.4.

На рисунках 5.13 и 5.14 приведены схемы измерения микротвердости образца №1 и образца №2 соответственно, при реализации первого эксперимента со следующими параметрами – нагрузкой на индентор 500 г и шагом 1 мм.

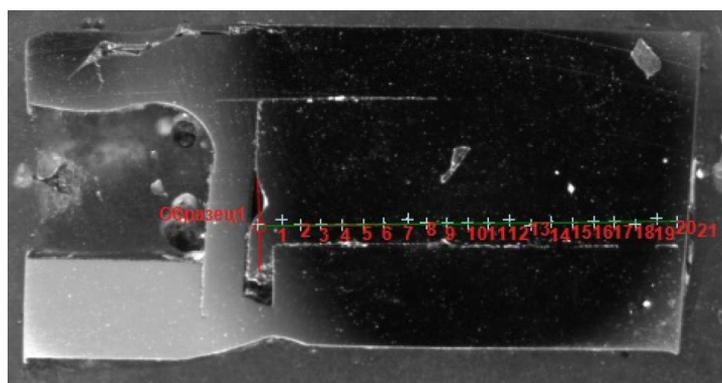


Рисунок 5.13 – Схема определения микротвердости образца №1 в первом эксперименте

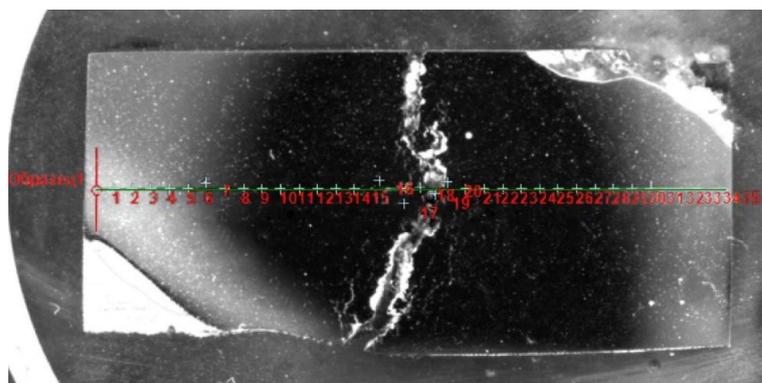


Рисунок 5.14 – Схема определения микротвердости образца №2 в первом эксперименте

В таблице 5.3 и рисунке 5.15 и рисунке 5.16 представлены результаты реализации первого эксперимента по измерению микротвердости образцов расплава конструкционных и топливных материалов.

Таблица 5.3 – Результаты измерения микротвердости образцов расплава в первом эксперименте

Количество измерений	Образец №1		Образец №2	
	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), НВ	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), НВ
1	2	3	4	5
1	1	142	1	129
2	2	143	2	139
3	3	140	3	147
4	4	146	4	160
5	5	144	5	143
6	6	140	6	148
7	7	143	7	139
8	8	143	8	149
9	9	142	9	144
10	10	145	10	106
11	11	140	11	126
12	12	146	12	84,7
13	13	144	13	162
14	14	139	14	143
15	15	145	15	89,8
16	16	138	16	90,4
17	17	138	17	80,3
18	18	133	18	125
19	19	147	19	162

Продолжение таблицы 5.3

1	2	3	4	5
20	20	143	20	173
21	21	150	21	163
22	-	-	22	158
23	-	-	23	146
24	-	-	24	156
25	-	-	25	150
26	-	-	26	144
27	-	-	27	142
28	-	-	28	148
29	-	-	29	148
30	-	-	30	142
31	-	-	31	150
32	-	-	32	181
33	-	-	33	180
34	-	-	34	160
35	-	-	35	180

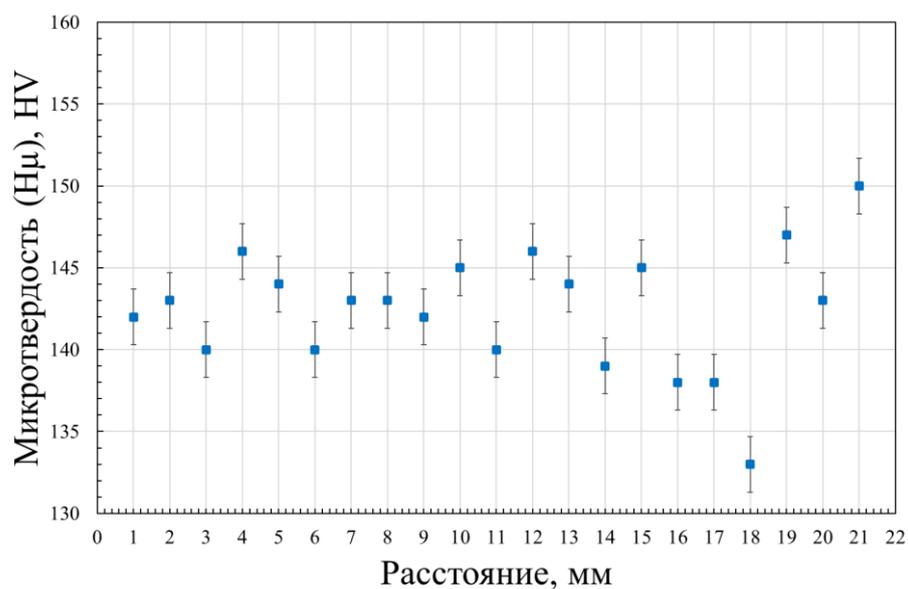


Рисунок 5.15 – Схема распределения микротвердости по поверхности образца №1 (расплав) в первом эксперименте

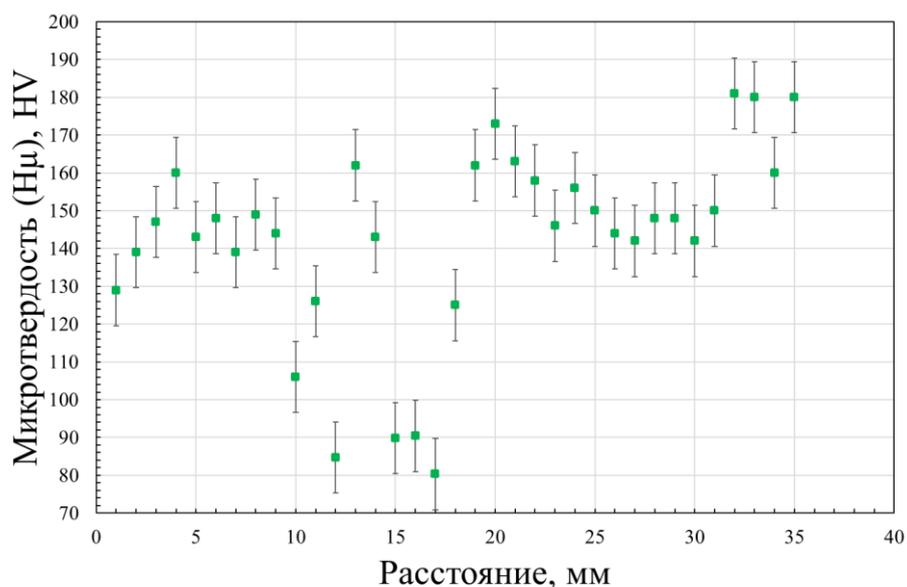


Рисунок 5.16 – Схема распределения микротвердости по поверхности образца №2 в первом эксперименте

Распределение значений микротвердостина поверхности образца №1, изображенное на рисунке 5.15, находится в пределах 135-145 HV_{0,2} без явных отклонений значений от установленного предела. Что касается распределения значений микротвердости по поверхности образца №2 (рисунок 5.16), то здесь отмечается в большей степени схожий характер распределения значений, однако диапазон значений составляет 140-160 HV. Вместе с этим в образце №2 на участке расстояния 10 – 17 мм наблюдаются резкие отклонения в значениях микротвердости. Ослабление микротвердости на данном участке с большой вероятностью связано с преобладанием металлического циркония, обнаруженного на внутренних границах трещины (рисунок 5.9), для которого справочные значения микротвердости лежат в пределах 90 – 110 HV_{0,2} [128]. Сосредоточение циркония в обозначенных областях можно объяснить более высокой температурой его кристаллизации ($T_{кр.Zr} = 1855\text{ °C}$) относительно матричной стали ($T_{кр.12X18H10T} = 1420\text{ °C}$). В процессе охлаждения в расплаве образовалась трещина, где и сконцентрировался, на тот момент уже кристаллизованный цирконий.

На рисунках 5.17 и 5.18 приведены схемы измерения микротвердости образца №1 и образца №2 соответственно, при реализации второго эксперимента со следующими параметрами – нагрузкой на индентор 200 г и шагом 0,5 мм.

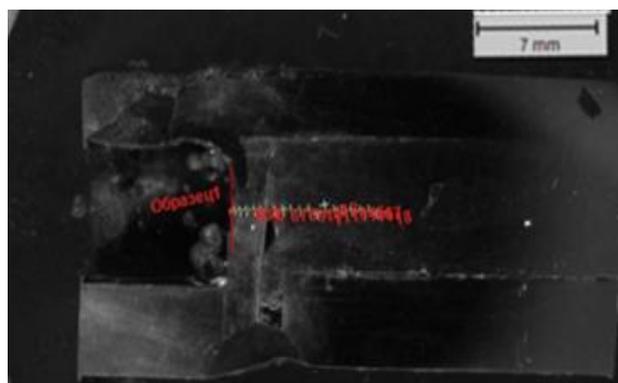


Рисунок 5.17 – Схема определения микротвердости образца №1 во втором эксперименте

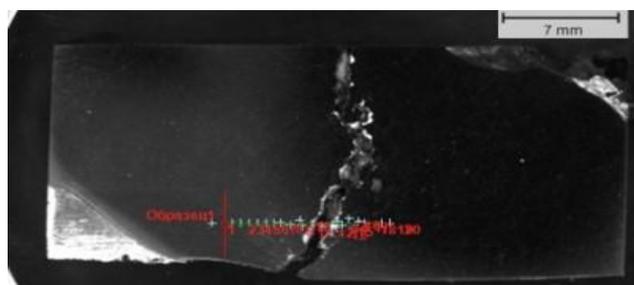


Рисунок 5.18 – Схема определения микротвердости образца №2 во втором эксперименте

Проведение второго эксперимента по исследованию микротвердости образцов расплава обусловлен необходимостью количественного набора измеряемых величин, способствующего уменьшению статистической ошибки и повышению достоверности получаемых результатов. В таблице 5.4 и на рисунке 5.19 и рисунке 5.20 представлены результаты реализации второго эксперимента по определению микротвердости образцов модельного кориума.

Таблица 5.4 – Результаты измерения микротвердости образцов модельного кориума во втором эксперименте

Количество измерений	Образец №1		Образец №2	
	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), HV	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), HV
1	2	3	4	5
1	2,5	163	0,5	156
2	3	154	1	147
3	3,5	157	1,5	151
4	4	149	2	141
5	4,5	149	2,5	148
6	5	139	3	144

Продолжение таблицы 5.4

1	2	3	4	5
7	5,5	144	3,5	141
8	6	154	4	145
9	6,5	148	4,5	148
10	7	152	5	155
11	7,5	157	5,5	146
12	8	152	6	156
13	8,5	156	6,5	145
14	-	-	7	157
15	-	-	7,5	147
16	-	-	8	149
17	-	-	8,5	144
18	-	-	9	156
19	-	-	9,5	155
20	-	-	10	152

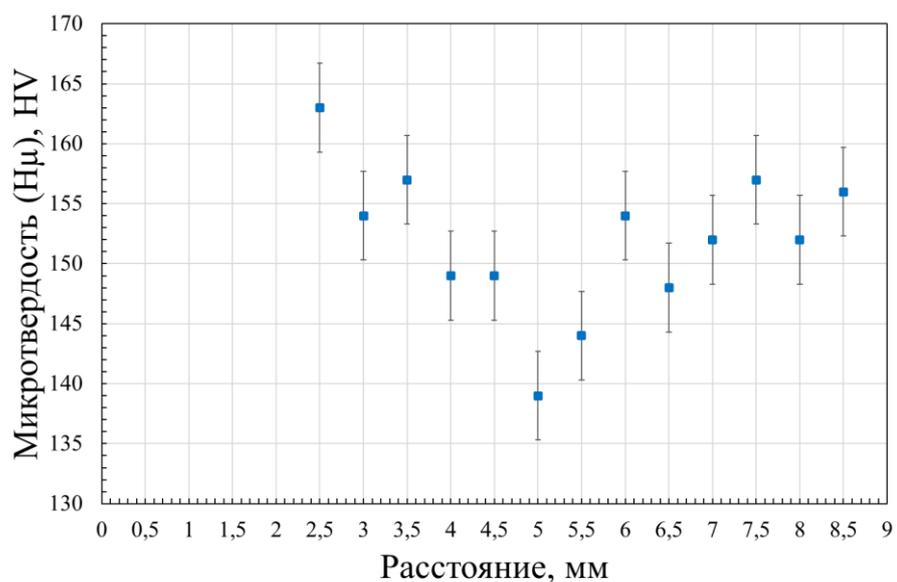


Рисунок 5.19 – Схема распределения микротвердости по поверхности образца №1 (расплав) во втором эксперименте

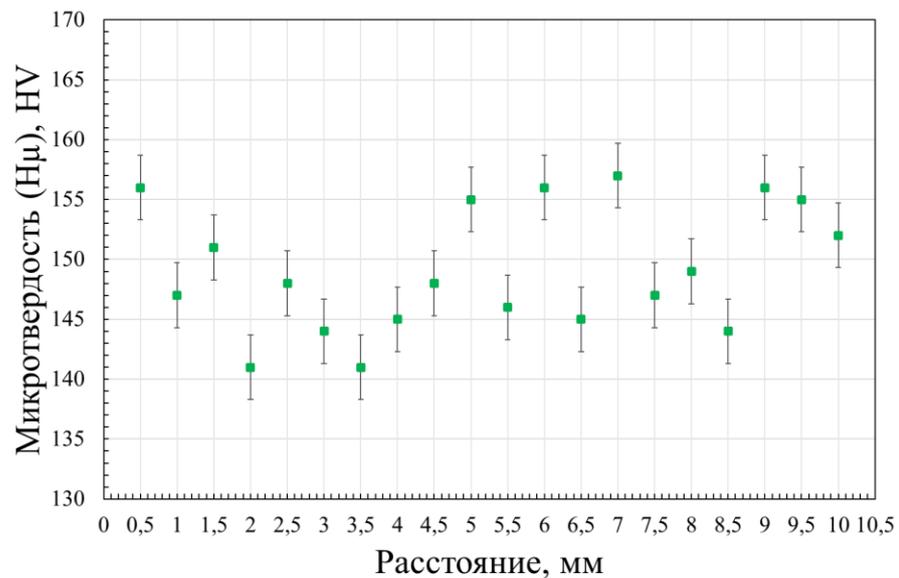


Рисунок 5.20 – Схема распределения микротвердости по поверхности образца №2 во втором эксперименте

На рисунках 5.19 и 5.20 распределение значений микротвердости образца №1 и образца №2 преимущественно сконцентрировано в пределах 140-160 НV0,2, а единичные отклонения не носят системный характер и не проявляют признаков закономерности.

Также в процессе исследований было проведено два эксперимента по определению микротвердости нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты) с целью оценки термического влияния на него высокотемпературного расплава топлива и стали в процессе охлаждения АОУ. На рисунках 5.15, приведенного ранее, и 5.21 изображены схемы измерения микротвердости участка, соответствующего расположению нерасплавленного элемента конструкции АОУ, в первом и втором эксперименте со следующими параметрами – нагрузкой на индентор 500 г, 200 г и шагом в 0,19 мм, 0,3 мм соответственно.

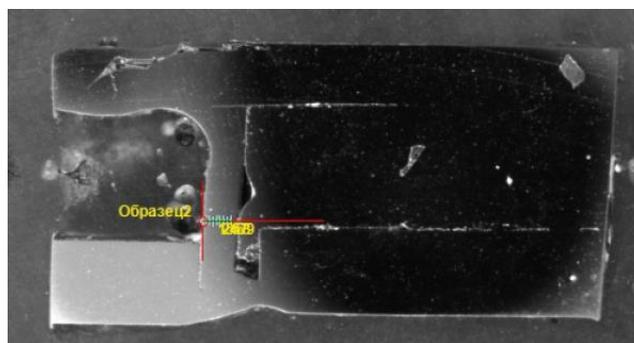


Рисунок 5.21 – Схема определения микротвердости участка нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты) образца №1 в первом эксперименте

В таблице 5.5, на рисунке 5.22 и рисунке 5.23 представлены результаты реализации двух экспериментов по определению микротвердости участка нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты) образца №1.

Таблица 5.5 – Результаты измерения микротвердости участка нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты) образца №1

Количество измерений	Эксперимент №1		Эксперимент №2	
	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), HV	Расстояние (S), мм	Микротвердость (H_{μ}), HV
1	0,19	151	0,3	173
2	0,38	137	0,6	176
3	0,57	161	0,9	171
4	0,76	159	1,2	168
5	0,95	157	1,5	174
6	1,14	151	-	-
7	1,33	143	-	-
8	1,52	159	-	-
9	1,71	130	-	-

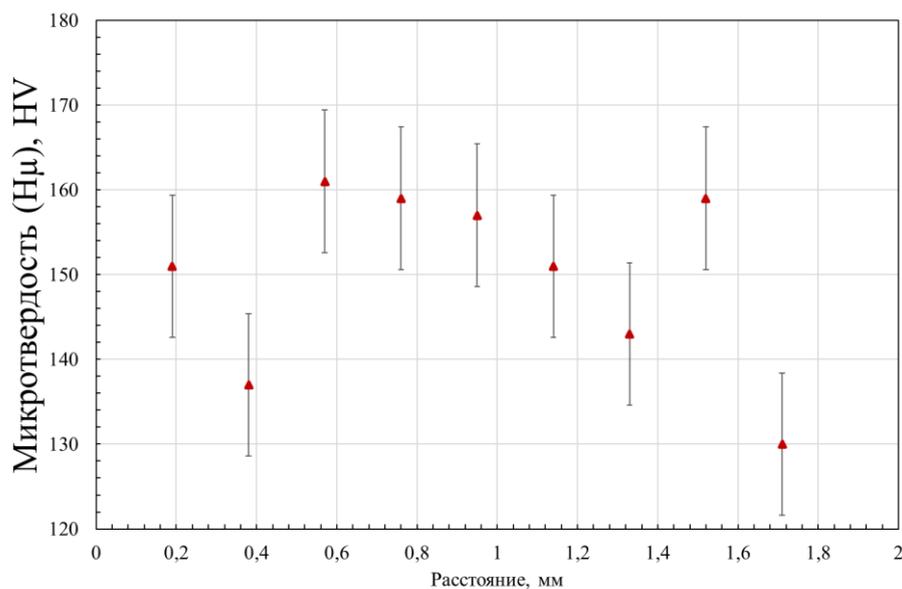


Рисунок 5.22 – Схема распределения микротвердости по поверхности участка нерасплавленного элемента образца №1 в первом эксперименте

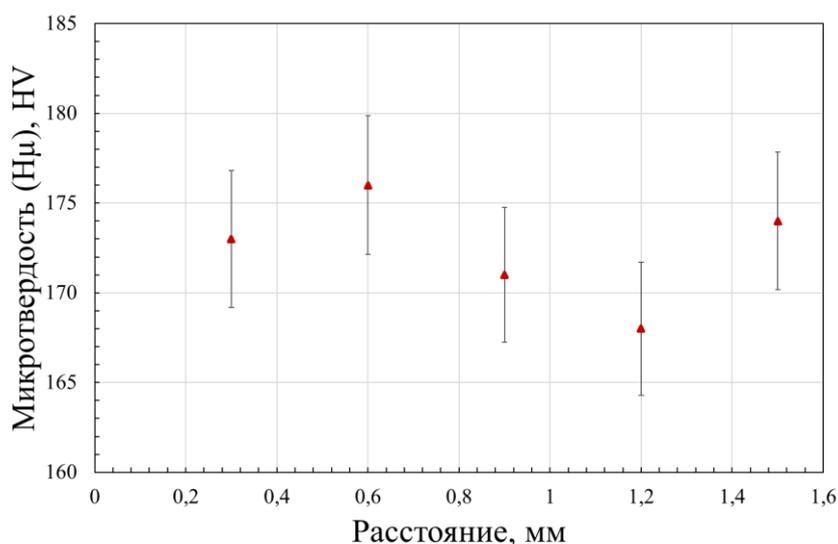


Рисунок 5.23 – Схема распределения микротвердости по поверхности участка нерасплавленного элемента образца №1 во втором эксперименте

Из диаграммы распределения значений микротвердости по поверхности нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорной плиты), представленной на рисунке 5.22 видно, что полученные значения лежат в диапазоне 165 – 175 HV с плавным их уменьшением к месту контакта с расплавом топлива и стали. Говоря о полученном распределении значений микротвердости, показанных на рисунке 5.23 стоит отметить аналогичную тенденцию падения значений по мере их приближения к месту контактного взаимодействия.

Сводные данные расчетов величины статистических ошибок и отклонений по результатам проведения двух экспериментов по определению микротвердости двух образцов приведены в таблице 5.6.

Таблица 5.6 – Результаты расчетов величины статистических ошибок и отклонений в двух экспериментах по измерению микротвердости образцов

Номер эксперимента	Среднее значение микротвердости, HV	Доверительный интервал, HV	Относительная погрешность, %
Образец №1 (Расплав) (№1 Эксперимент)	142,4	1,7	1,2
Образец №1 (Расплав) (№2 Эксперимент)	151,8	3,7	2,5
Образец №2 (№1 Эксперимент)	142,5	9,4	6,6
Образец №2 (№2 Эксперимент)	148,8	2,7	1,9
Образец №2 Нерасплавленный элемент (№1 Эксперимент)	149,8	8,4	5,6
Образец №2 Нерасплавленный элемент (№2 Эксперимент)	172,4	3,8	2,2

По результатам проведённых механических испытаний образцов затвердевшего расплава конструкционных топливных элементов активной зоны ядерного реактора среднее значение микротвердости образца №1 составило $148,8 \pm 2,7$ HV_{0,2}, образца №2 – $151,8 \pm 4,6$ HV_{0,2}, в то же время значение микротвердости нерасплавленного элемента конструкции АОУ (опорная плита) образца №1 составило $172,4 \pm 3,8$ HV_{0,2}.

5.4 Влияние содержания соединений урана на механические свойства кориума и обсуждение результатов

На основании анализа данных, полученных в результате исследований образцов модельного расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного энергетического реактора, следует, что исследуемые образцы относятся к классу керамико-металлических материалов (далее - керметы). Как известно [129], некоторые керметы обладают комплексом свойств и объединяют важные конструкционные и эксплуатационные свойства металлов и неметаллов, присущих исходным компонентам и отличаются большой прочностью, высокими износо- и теплостойкостью. Керметы применяются во многих отраслях промышленности, в том числе и атомная энергетика, где керметы на основе нержавеющей стали и обедненного урана используются в производстве уровней защиты транспортно-упаковочных контейнеров, что обуславливает применение материалов, способных выдерживать высокие механические напряжения в процессе эксплуатации.

В нашем случае исследование поверхности образцов методом энергодисперсионной спектроскопии подтвердили дисперсное расположение микрочастиц керамического и металлического урана в теле и на границах зерен затвердевшего расплава. Данные частицы имеют микротвердость порядка 800-1000 HV [130] и при дисперсном распределении, преимущественно в теле зерен матричной стали, способны повысить некоторые механические характеристики материала. В предположении о том, что исследуемый материал гипотетически может являться разновидностью дисперсноупрочненных керметов, были проведены эксперименты по исследованию важнейшей с позиций практического использования прочностной характеристики, а именно – микротвердость образцов модельного кориума.

По полученным данным механических испытаний установлено, что среднее значение микротвердости для расплава нержавеющей стали и топливных элементов составило порядка 151 HV, что ниже справочного значения микротвердости стали 12X18H10T, которое равно $H_{\mu}=179$ HV [131]. Однако, на практике характеристики (микротвердость, предел прочности и прочие) исходного состояния облученных в реакторных условиях материалов неизвестны, как и неизвестны зависимости изменения этих величин. Поэтому, согласно [132], предложено для стали 12X18H10T использовать значение микротвердости $H_{\mu}=158$ HV, что соответствует состоянию максимального возврата структуры и свойств в результате высокотемпературного отжига ($T_{\text{отж}}$: $800 \div 1050^{\circ}\text{C}$).

Сравнительный анализ полученных данных микротвердости образцов показал, что значения микротвердости модельного кориума практически совпадают со значениями микротвердости, которые соответствуют состоянию максимального возврата структуры и свойств для стали 12Х18Н10Т ($H_{\mu}=158$ HV) в результате высокотемпературного отжига ($T_{отж}$: 800÷1050°C).

Это дает основание на предположение о том, что разупрочнение полученного затвердевшего расплава в большей степени произошло за счет изменения свойств матричной стали, а содержание дисперсных керамических включений урана в количестве ~1,5 масс.% не обеспечивает повышения его механических характеристик, в частности – микротвердости, по механизму дисперсного упрочнения. Также необходимо отметить наличие крупных топливных частиц (≥ 100 мкм), размеры которых способствуют лишь потере когерентности с металлической матрицей, в результате чего их вклад в упрочнение полученного расплава существенно уменьшается.

Говоря о нерасплавленном элементе конструкции АОУ образца №2 стоит отметить, что в процессе проведения эксперимента он был подвергнут продолжительному взаимодействию с расплавом топлива и стали, температура которого в момент контакта составляла ~1400°C, после чего в течение ~14 часов он был охлажден до комнатной температуры посредством конвективного теплообмена без сторонних воздействий. Однако по результатам микроструктурных исследований не обнаружено посторонних включений, которые были бы характерны топливным частицам U. По результатам механических испытаний среднее значение микротвердости составило $172,4 \pm 3,8$ HV, которое хорошо коррелируется со справочным значением микротвердости нержавеющей стали 12Х18Н10Т (179 HV). Основываясь на полученных данных, можно утверждать, что снижение микротвердости нерасплавленного элемента конструкции произошло главным образом, за счет отжигового разупрочнения, сопровождающегося процессами рекристаллизации. На это также указывает и характер распределения на рисунке 5.22 и рисунке 5.23, показывающий снижение значений микротвердости по мере приближения индентора к месту контактного взаимодействия нерасплавленного элемента конструкции АОУ с расплавом топлива и стали.

Таким образом на основании вышеизложенного можно сказать, что снижение микротвердости исследуемых образцов расплава конструкционных и топливных материалов главным образом связано с процессом отжигового разупрочнения, а дисперсные включения керамического и металлического урана в теле и на границах зерен металлической матрицы общей массовой долей ~1,5 масс.% не приводит к образованию инфракермета по механизму дисперсного упрочнения с повышенными значениями микротвердости.

Вместе с тем, в рамках работы по исследованию затвердевшего расплава топливных и конструкционных материалов активной зоны ЛВР нами, был реализован внереакторный эксперимент на стенде индукционного нагрева ВЧГ-135 [133, 134] и получен слиток прототипа кориума из шихты,

загруженной в тигель, содержащей 132,90 г Zr в виде металлической стружки, 299,73 г UO₂ с обогащением 0,27% по ²³⁵U и 132,89 г ZrO₂ в виде порошка.

После реализации вне реакторного эксперимента были исследованы структурно-фазовые состояния и механические свойства прототипных образцов кориума. Основные результаты обозначенных исследований представлены в [123 – 125]. Микроструктурные исследования поверхности образцов прототипа кориума показали, что материал образцов в основном однородный с принципиально одинаковой закономерностью формирования дендритно-зеренной структуры, имеются лишь некоторые отличия в морфологии дендритов, в большей степени связанные с влиянием U на их строение. По результатам ЭДС-анализа в данном случае в уран-циркониевой матрице образцов прототипа кориума в качестве включений были обнаружены различные оксидные фазы, в том числе и фазы UO₂.

Анализ полученных данных показал тенденцию увеличения прочностных свойств образцов прототипа кориума, относительно калибровочных топливных таблеток, предположительно, связанную с образованием окислов (содержание кислорода в образцах составило от 10 ÷ 15 мас. %; фазы (U, Zr)O₂ и ZrO₂). Такие образования служат концентраторами напряжений и существенно снижают трещиностойкость и пластичность материала, что неизбежно приводит к увеличению предела прочности, о чем свидетельствует и характер хрупкого разрушения, присущий высокооднородным структурам.

Обсуждая эмпирические данные двух весьма представительных экспериментов, стоит отметить следующие основные моменты:

- получены образцы модельного и прототипного кориума, пригодные к материаловедческим исследованиям, методом реализации реакторного и вне реакторного экспериментов соответственно;

- исследована структура и фазовый состав полученных образцов кориума;

- определены механические свойства, в частности микротвердость (для модельного кориума) и предел прочности (для прототипного кориума).

Полученные результаты материаловедческих исследований образцов модельного и прототипного кориума не подлежат прямой корреляции либо аналогии, но дают качественную оценку реакторного метода получения кориума. Как можно заметить, образцы модельного кориума не уступают образцам прототипного кориума в части исследований структуры, фазового состава и механических свойств. В результате реализации реакторного метода удалось получить модельный кориум и подтвердить его соответствие общепринятым представлениям о кориуме качественными и количественными характеристиками, указанными выше.

Уникальные данные о возможности получения кориума, представляющего собой затвердевший расплав топлива и конструкционных материалов модельной сборки, свойства которого зависят от процентного содержания материалов в расплаве, свидетельствуют о перспективах расширения области применения и привлекательности реактора ИГР для специалистов, занятых проблемами изучения тяжелых аварий и безопасности ядерных реакторов.

5.5 Выводы по главе

Таким образом, на основании полученных результатов работ, приведенных в пятой главе, можно сделать следующие выводы:

1. Получена визуальная информация о внутреннем состоянии элементов конструкций испытательной секции АОУ после проведения реакторного эксперимента.

2. По результатам элементного анализа установлено, что основная матрица образцов модельного кориума состоит из элементов нержавеющей стали – Fe, Ni и Cr. При этом на поверхности образцов строчные выделения урана распределены преимущественно в теле зерен матричной стали. Обнаруженные области белого оттенка по стехиометрическому соотношению соответствуют фазе UO_2 , тогда как областям со светло-серым оттенком характерно наличие повышенного содержания Fe и Ni, образующих фазы на основе Fe_2U и $(FeNi)U$.

3. Определено количественное содержание включений урана в исследуемых образцах. Для образцов модельного кориума, отобранных из нижней (донной) и верхней (приповерхностной) части затвердевшего слитка, значения составили 0,95 мас. %, и 1,38 мас. % соответственно.

4. По результатам механических испытаний образцов модельного кориума определено, что значения микротвердости образцов №1 и №2 лежат в диапазоне 140-160 HV_{0,2}, так для образца №1 среднее значение микротвердости составило $148,8 \pm 2,7$ HV_{0,2}, а для образца №2 – $151,8 \pm 4,6$ HV_{0,2}. Что же касается нерасплавленного элемента конструкции, то его среднее значение микротвердости составило $172,4 \pm 3,8$ HV_{0,2}.

5. Установлено, что снижение микротвердости исследуемых образцов модельного кориума главным образом связано с процессом отжигового разупрочнения, а дисперсные включения керамического и металлического урана в теле и на границах зерен металлической матрицы общей массовой долей ~1,5 масс.% не оказывают значительного влияния на микротвердость модельного кориума.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе был предложен реакторный метод получения модельного кориума ЯЭУ на быстрых нейтронах с применением апробированной методики расчета запаса реактивности реактора ИГР и разработанного АОУ, а также состояние структуры, исследование фазового состава и определение механических свойств полученного модельного кориума.

По результатам проведенных исследований можно сделать следующие основные выводы:

1. Разработано ампульное облучательное устройство, которое позволяет получать не только экспериментальные данные для описания процесса последовательного разрушения расплавом топлива стенки чехла ТВС, модельной стенки направляющей трубы и нижней опорной плиты демпфера регулирующего стержня в процессе развития тяжелой аварии с перемещением расплавленных элементов активной зоны в нижнюю полость корпуса реактора, но и гарантирует удержание, находящегося внутри расплава элементов активной зоны ядерного энергетического реактора на быстрых нейтронах, при реализации заданной диаграммы изменения мощности в ТВС и удельного энерговыделения в топливе $\sim 2,8$ кДж/г UO_2 .

2. Показано, что АОУ удовлетворяет всем требованиям обеспечения безопасности при проведении эксперимента. Придерживаясь консервативного подхода, был рассмотрен гипотетический случай длительного охлаждения всего расплавленного топлива в полости чехла ТВС и в результате теплофизических расчетов установлено, что максимальная температура основного защитного барьера АОУ – силового корпуса не превысит 340 К, а внутренняя обечайка чехла ТВС разогреется до $T=1080$ К. При достижении полученной температуры сталь марки 12X18H10T сохраняет достаточные прочностные свойства для обеспечения целостности конструкции и локализацию расплава.

3. На основании анализа имеющейся базы экспериментальных данных серий пусков в режиме «Импульс» с различными мощностными и энергетическими параметрами получены зависимости, характерные для реактора ИГР и определяющие связи между:

- скоростью движения КС и уровнем мощности реактора;
- перемещением КС и интегральным энерговыделением в активной зоне реактора;
- параметрами требуемой диаграммы изменения мощности реактора и энерговыделения в активной зоне и количеством КС, минимально достаточным для их реализации.

4. Проведена верификация и подтверждена работоспособность методики расчета запаса реактивности на практике. Реализованы диаграммы изменения мощности на имитационном контуре АРМ, а также пуски реактора ИГР в регулируемом режиме «Импульс» с минимально достаточным количеством КС.

5. Получены экспериментальные данные о состоянии инженерных конструкций после проведения реакторных испытаний ТВС, размещенной в

АОУ, моделирующих тяжелую реакторную аварию. Расплав конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах локализовался и затвердел в расчетных границах АОУ, а именно – во внутренней полости чехла ТВС.

6. По результатам элементного анализа установлено, что структура основной матрицы исследуемых образцов состоит из элементов нержавеющей стали – Fe, Ni и Cr. При этом на поверхности образцов строчные выделения урана распределены преимущественно в теле и на границах зерен матричной стали. Также определено и количественное содержание включений урана в исследуемых образцах модельного кориума, значения которых составило 0,95 мас. % для образца №1 и 1,38 мас. % для образца №2.

7. По результатам проведенных механических испытаний образцов модельного кориума определены значения микротвердости, которые составили: для образца №1 - $148,8 \pm 2,7$ HV0,2, для образца №2 - $151,8 \pm 4,6$ HV0,2 и для нерасплавленного элемента конструкции - $172,4 \pm 3,8$ HV0,2.

Таким образом, разработанный метод получения модельного кориума позволяет повысить качество реализации заданных диаграмм изменения мощности реактора ИГР в режиме «Импульс» и обеспечивает контролируемое плавление материалов в границах защитных барьеров АОУ, что в свою очередь указывает на возможность потенциального развития области применения реактора ИГР в задачах изучения тяжелых аварий, а также участие РГП НЯЦ РК в формировании международного банка экспериментальных данных по свойствам и характеристикам кориума, которые могут быть использованы для разработки новых подходов и технологий, связанных с извлечением затвердевшего кориума из поврежденных и аварийных реакторов.

Оценка полноты решения поставленных задач.

Цель и задачи, поставленные в диссертации, достигнуты и решены в полном объеме. Намеченные экспериментальные работы выполнены, анализ полученных эмпирических данных проведен совместно с научными консультантами и коллегами. Полученные в ходе выполнения диссертационного исследования результаты и выводы не противоречат основным положениям ядерной физики и физики конденсированного состояния.

Рекомендации по использованию результатов диссертационной работы

Предложенная методика уже успешно применяется при реализации республиканской научно-технической программы «Развитие атомной энергии в Республике Казахстан», а также при подготовке и проведении реакторных экспериментов на Импульсном реакторе ИГР (Приложение Б). Методика «Расчет минимально необходимого запаса реактивности для пуска реактора» может использоваться в учебном процессе специализированных дисциплин для бакалавриата инженерных и технических специальностей (Приложение В).

Разработанное соискателем ампульное облучательное устройство, интеллектуальная собственность которого защищена патентом Республики Казахстан на изобретение, гарантирует формирование и локализацию

модельного кориума внутри его защитных барьеров. А предложенный концептуальный подход использования такого инструментального тандема, как герметичная ампула и исследовательский реактор ИГР имеет перспективы дальнейшего развития. С его помощью можно реализовывать широкий спектр актуальных на сегодняшний день научных исследований в области ядерной энергетики, таких как синтез техногенных изотопов и утилизация долгоживущих продуктов распада в отработавшем ядерном топливе, путем их «дожигания» воздействием нейтронного излучения в экспериментальных каналах реактора.

Результаты же материаловедческих исследований, представленные в диссертации, рекомендуются к использованию как для разработки специализированного инструментария, так и для выработки новых подходов по обеспечению возможности безопасного извлечения расплава затвердевших материалов активной зоны энергетического реактора.

Оценка научного уровня диссертации

Результаты, изложенные в диссертации, характеризуются высоким научно-техническим уровнем, который обеспечивается применением общепринятых методов экспериментальных исследований, проведенных в специальных лабораториях филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК. Новизна научных результатов определяется применением уникального, не имеющего аналогов экспериментального оборудования, разработкой новых, не применявшихся ранее методик и подходов. Диссертационное исследование затрагивает актуальную проблему поиска путей повышения безопасности и выработке новых подходов при работах, связанных с извлечением расплава активной зоны энергетического реактора. Полученные результаты диссертационной работы были опубликованы в рецензируемом зарубежном журнале, входящим в международные базы данных Web of Science и Scopus, а также в отечественных научных журналах, представлены и апробированы на международных научных конференциях.

Автор выражает благодарность отечественным научным консультантам – PhD, Мухамедову Н.Е. и д.ф.-м.н., профессору Скакову М.К., а также зарубежному научному консультанту д.т.н., профессору Градобоеву А.В. – за мудрое руководство, помощь при формулировке и постановке первоочередных задач для достижения главной цели диссертации, а также за конструктивные замечания, ценные советы и указания при выполнении экспериментальных работ; консультативную поддержку при анализе полученных эмпирических данных; коллективу комплекса исследовательского реактора ИГР, отделу разработки и испытаний реакторных устройств и отделу материаловедческих испытаний Филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК за помощь в проведении расчетно-методических работ, предоставление оригинальной информации по теме исследования и участия в проведении экспериментальных работ; кафедре «Физика» факультета базовой инженерной подготовки НАО «Восточно-Казахстанский технический университет имени Даулета Серикбаева» за поддержку, отзывчивость и дружескую помощь.

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 Владимиров В. А. Социальные аспекты радиоактивного загрязнения окружающей среды после ядерных взрывов и радиационных аварий // Стратегия гражданской защиты: проблемы и исследования. Изд. 2-е. – 2012. – С. 632-659.

4 Cognet G., Alsmeyer H., Trommc W., Magallon D., Wittmaack R., Sehgal B.R., Widmann W., De Cecco L., Ocelli R., Azarian G., Pineau D., Spindler B., Fieg G., Werle H., Journeau C., Cranga M., Laffont G. Corium spreading and coolability: CSC Project // Nuclear Engineering and Design. – 2001. – Vol. 209. – P. 127–138.

5 Alsmeyer H., Albrecht G., Meyer L., Häfner W., Journeau C., Fischer M., Eddi M., Allelein H.J., Sehgal B.R., Koch M.K., Alkan Z., Petrov J.B., Gaune-Escard M., Altstadt E., Bandini G. X-vessel core melt stabilization research (ECOSTAR) // Nuclear Engineering and Design. – 2005. – Vol. 235. – P. 271 – 284.

6 Filippov A.S., Drobyshevsky N.I., Kamenskay D.D., Kisselev A.E., Moiseenko E.V. End-to-end technology of modeling a melt-structure interaction during IVMR in VVER with HEFEST-URAN toolkit // Proceedings of ICONE-22, – Prague, Czech Republic, ICONE22-30546, – 2014. – P. 117 – 125.

7 Bechta S.V., Granovsky V.S., Khabensky V.B., Gusarov V.V., Almiashv V.I., Mezentseva L.P., Krushinov E.V., Kotova S.Yu., Kosarevsky R.A., Barrachin M., Bottomley D., Fichot F., Fischer M. Corium phase equilibria based on MASCA, METCOR and CORPHAD results // Journal of Nuclear Engineering and Design. – 2008. – Vol. 238. – P. 2761-2771.

8 Semenov V.N., Kasyanov S.Yu., Kisselev A.E. Results of Assessment of SCDAP/RELAP Mod3.2 against RASPLAV corium and salt tests // Russian Academy of Sciences Nuclear Safety Institute. – Moscow, – 1999. – Vol. 238.

9 Asmolov V. Latest findings of RASPLAV project // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability. – Germany: Garching, – 1999. – P. 89-110.

10 Asmolov V. RASPLAV Project Major Activities and Results // Proceedings of CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000. – Germany: Munich, – 2000. – P. 1-37.

11 Асмолов В.Г., Загрязкин В.Н., Цуриков Д.Ф., Вишнеvский В.Ю., Дьяков Е.К., Котов А.Ю., Репников В.М. Основные результаты исследования взаимодействия расплава кориума и стали в корпусе реактора типа ВВЭР-1000 при тяжелой аварии в проекте МАСКА // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов. – 2009. – Т. 4. – С. 3 – 25.

12 Девишева М.Н. Зарубежные программы НИР и ОКР по безопасности АЭС с водо-водяными реакторами: обзор. – М.: ЦНИИ Атоминформ, 1989. – 44 с.

13 Nuclear Fuel Behavior Under Reactivity-Initiated Accident (RIA) Conditions: State-of-the-art Report // Nuclear Energy Agency, OECD. – Paris, –2010. – P. 210.

14 Theofanous T.G. In-vessel retention as a severe accident management strategy // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability. – Germany: Garching, – 1999. – P. 53 – 74.

15 Bechta S.V., Khabensky V.B., Vitol S.A., Krushinov E.V., Granovsky V.S., Lopukh D.B., Gusarov V.V., Martinov A.P., Martinov V.V., Fieg G., Tromm W., Bottomley D., Tuomisto H. Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium Part 1: Experimental // Nuclear Engineering and Design. – 2006. Vol. 236. – P. 1810-1829.

16 Бакланов В.В., Жданов В.С., Малышева Е.В. Экспериментальное исследование процессов при удержании расплава кориума в корпусе энергетического реактора (INVECOR) // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов, – 2009. – Вып. № 1. – С. 55 – 65.

17 Copus E.R. and Powers D.A., The SURC Test Series. Second OECD CSNI Specialist meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions. Karlsruhe: Germany, – 1992, – P. 51 – 66.

18 Alsmeyer H. (ed.). Application of sacrificial concrete for retention and conditioning of molten corium in EPR melt retention concept // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability. – Karlsruhe, – 2000. – P. 527 – 536.

19 Bechta S. Progress Report on the ISTC project #3592 "Investigation of corium melt interaction with NPP reactor vessel steel" (METCOR-P) // 17th CEG-SAM meeting, Madrid, – 2010. – P. 1 – 41.

20 Asmolov V., Abalin S., Bechta S., Merzlyakov A., Vishnevsky V., Kotov A., Repnikov V. // Proceedings of the MASCA Seminar. – Aix-en-Provence, France, – 2004. – P. 1 – 37.

21 Ramacciotti M., Journeau C., Sudreau F., Cognet G. Viscosity models for corium melts // Nuclear Engineering and Design. – 2001. – Vol.204. – P. 377 – 389.

22 Спассков В.П., Шумский А.М., Семишкин В.П. Реакторные исследования аварийного поведения активной зоны ВВЭР на петлевой установке ПВП-2 реактора МИР.М1 // Сб. докл. межд. конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Теплофизика-98». – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. – Т. 2. – С. 42 – 51.

23 Алексеев А.В., Овчинников В.А., Киселева И.В. Результаты испытаний ТВЭЛов ВВЭР в условиях аварии с выбросом регулирующего органа // Атомная энергия. – 2006, Т. 101, № 6. – С. 427 – 431.

24 Kawamura H., Tsuchiya K., Shaimerdenov A., Chakrov P. et al. Status of international cooperation in nuclear technology on testing/research reactors between JAEA and INP-NNC // JAEA-REVIEW-2011-042. – 2012. – Vol.43. – P. 3 – 10.

25 Ueta Sh., Aihara J., Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Dyussambayev D., Chakrov P., Irradiation test and post irradiation examination of the high burnup HTGR fuel // Proceeding of 8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor. – USA. – 2016. – P. 246 – 252.

26 Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Dyussambayev D. Askerbekov S., Ueta Sh., Aihara J., Shibata T., Sakaba N. Study on the effect of long-term high temperature irradiation on TRISO fuel // Nuclear Engineering and Technology. – 2022. – Vol.54. – P. 2792 – 2800.

27 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.

28 Haseebur Rehman, Siraj-ul-Islam Ahmad. Neutronics analysis of TRIGA Mark II research reactor // Nuclear Engineering and Technology. – 2018, Vol. 50. – P. 35 – 42.

29 Бурукин В.П., Клинов А.В., Топоров Ю.Г. Реакторные установки для испытаний твэлов и ТВС в аварийных и переходных режимах эксплуатации // Атомная техника за рубежом. – 1988. – № 6. – С. 7 – 15.

30 Konishi K., Kubo S., Koyama K., Kamiyama K., Toyooka J., Sato I., Kotake S., Vurim A.D., Zuyev V.A., Pakhnits A.V., Gaidaichuk V.A., Kolodeshnikov A.A., Vassiliev Y.S. Overview of the EAGLE program aiming at resolution of the recriticality issue for the fast reactors // International Conference Nuclear Power of Republic Kazakhstan. – Kurchatov, – 2007. – P. 35 – 40.

31 Васильев Ю.С., Вурим А.Д., Колодешников А.А., Алейников Ю.В., Бакланов В.В., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Гановичев Д.А., Жданов В.С., Зуев В.А., Игнашев В.И., Козловский Е.В., Микиша А.В., Пахниц А.В., Пешехонов С.Н., Прозорова И.В., Тарасенко Е.В. Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны // Сборник: Экспериментальные исследования в области безопасности атомной энергии. НЯЦ Республики Казахстан. – Курчатова, – 2010.

32 Kamiyama K., Konishi K., Sato I., Toyooka J., Marsuba K., Zuev V.A., Pakhnits A.V., Vityuk V.A., Vurim A.D., Gaidaichuk V.A., Kolodeshnikov A.A., Vassiliev Yu.S. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors // Journal of Nuclear Science and Technology – 2014. – Vol. 51. – P. 1114 – 1124.

33 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. – № 1. – С. 25 – 30.

34 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. – 56 с.

35 Курчатова И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т.17 – С. 463 – 474.

36 Пат. №2524683 Российская Федерация. Устройство для испытания материалов в ядерном реакторе / Еремин С.Г., Плотников А.И., Жемков И.Ю. опубли. 10.08.2014, Бюл. №22 – 7 с.

37 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.

38 Пат. №1591 Республика Казахстан. Ампульное облучательное устройство для испытаний модельных твэлов энергетического реактора / Скаков М.К., Вурим А.Д., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В., Хаметов С.З., Дерявко И.И. опубл. 29.07.2016, Бюл. №9. – 5 с.

39 Пат. №30988 Республика Казахстан. Ампульное облучательное устройство для исследования возможностей выведения расплава активной зоны ядерного реактора вверх по направляющей трубе / Скаков М.К., Вурим А.Д., Мухамедов Н.Е., Батырбеков Э.Г., Пахниц А.В., Витюк В.А., Хаметов С.З., Дерявко И.И. опубл. 15.03.2016, Бюл. №3 – 5 с.

40 Thompson D.H., Fink J.K., et al. Thermal Hydraulic aspects of the large-scale integral MCCI test in the ACE Program. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris- Concrete Interactions. Germany. – 1992.

41 Journeau C., Piluso P., Haquet J.F., Voccaccio E., Saldo V., Bonnet J.M., Malaval S., Carénini L., Brissonneau L. Two-dimensional interaction of oxidic corium with concretes: 146 The VULCANO VB test series // Annals of Nuclear Energy. – 2009. – Vol. 36. – P. 1597 – 1613.

42 Alsmeyer H., et al. BETA Experimental Results on Melt-Concrete Interactions: Silicate Concrete Behavior, OECD CSNI Specialist Meeting on Core Debris // Concrete Interactions. Palo Alto, CA. – 1986.

43 Spindler B., Pingy S., Moreau G.M. TOLBIAC: a code simulating the Thermalhydraulic behavior of a molten core // Proceedings of the Workshop on large molten pool heat transfer, OECD/CSNI/NEA. Grenoble: France, – 1994. P. 469 – 478.

44 Филиппов А.С., Дробышевский Н.И., Киселев А.Е. и др. СОКРАТ/HEFEST: модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжелой аварии // Известия РАН. Энергетика. – 2010. – № 3. С. 4 – 24.

45 MARELLE V. et al., Thermo-mechanical modelling of PWR fuel with ALCYONE // Proceedings of Top Fuel 2011. Chengdu, China. – 2011.

46 Бакланов В.В., Градобоев А.В., Скаков М.К., Кушкин И.М. Исследование структуры зоны взаимодействия прототипа кориума со сталью 15X2НМФА // Ползуновский вестник. – 2017. – №2. – С. 134 – 137.

47 Zhdanov V. Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / Zhdanov V., Baklanov V. et al. // Proceedings of ICAPP'11 congress. – Nice, 2011. – № 11375.

48 Rakhadilov B., Seitkhanova A., Satbayeva Z., Yerbolatova G., Icheva Y., Sagdoldina Z. Investigation of the Structural, Mechanical and Tribological Properties of Plasma Electrolytic Hardened Chromium-Nickel Steel // Lubricants. – 2021. – Vol.9 (11) – 108 p.

49 Maulet M., Sagdoldina Z.B., Rakhadilov B.K., Berdimuratov N.E. Structure and mechanical properties of the Ni-Cr-Al coating obtained by detonation spraying method // Bulletin of Shakarim University. Technical Sciences. – 2022. – Vol.2 (6). – P. 33 – 37.

50 Rakhadilov B.K., Satbayeva Z.A., Wieleba W., Kylyshkanov M.K., Baizhan D.R. Changes in structure and properties of structural chromonickel steels after plasma electrolyte hardening // News Natl. Acad. Sci. Repub. Kazakhstan. – 2021. – Vol. 4 – P. 76 – 82.

51 Skakov M., Mukhamedov N., Deryavko I., Wieleba W., Vurim A. Research of structural-phase state of a natural corium of a fast power reactors // Vacuum. – 2017. – Vol. 141. – P. 216-221.

52 Skakov M.K., Mukhamedov N.Ye., Vurim A.D., Deryavko I.I. Temperature dependence of thermophysical properties of full-scale corium of fast energy reactor // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2017. – Vol. 2017, № 8294653. – 7 p.

53 Skakov M.K., Mukhamedov N.Ye., Deryavko I.I., Kukushkin I.M. Thermal properties and phase composition of full-scale corium of fast energy reactor // Key Engineering Materials. – 2017. – Vol. 736. – P. 58 – 62.

54 Блюм Э.Э. Словарь основных металловедческих терминов. – Екатеринбург: УГЛТУ, 2002. – 20 с.

55 Асмолов В.Г., Абалин С.С., Дегальцев Ю.Г., Шах О.Я., Дьяков Е.К., Стрижов В.Ф. Поведение бассейна расплава в подреакторной ловушке (проект РАСПЛАВ) // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84, № 4. – С. 303 – 318.

56 Бешта С.В. Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР: дис. док. тех. наук: 05.14.03. – Сосновый Бор – 2004. – 462 с.

57 Otler C. High Temperature // High Pressures. – 1984. – Vol. 16. – P. 1 – 6.

58 Fink I.K., Chasanov M.G., Leibowitz L. Thermophysical properties of uranium dioxide // Journal of Nuclear Material. – 1981. – Vol. 102. – P. 17 – 25.

59 Merzliakov A.V. UO₂ - ZrO₂ - Zr(Fe) system-electric conductivity study and thermal conductivity estimation // OECD RASPLAV Project, The RASPLAV-A facility Feasibility study. Summary Report. – 1995.– Vol.3. – Appendix C.

60 Strizhov V., Voltchek V. Property Data Base that used in calculation // OECD RASPLAV Project, The RASPLAV-A facility Feasibility study Summary Report. – 1995. – Vol.2. – Appendix B.

61 Kim C.S., Chasanov M.G., Cezairlian A. Measurements of thermal conductivity of molten UO₂ // Proc. Seventh Symp. on thermophysical Properties', ASME, N.Y.– 1977.– 338 p.

62 Tasman H.A., Pel D. Measurement of the Thermal Conductivity of Liquid UO₂ // High Temperature - High Pressures. – 1983. – Vol. 15. – P. 419 – 431.

63 Anderson A.B., Auvinen A., Bottomley P.D.W., Bryan C.J., Freemantle N.E., Hiernaut J.P., Jokiniemi J.K., Kingsbury A.F., Tuson A.T. Revaporisation tests on samples from Phebus FP: final report // European Commission 4th framework programme, Report ST: RVP (00) – 2000.– 29 p.

64 Ферми Э. Тейлоровская неустойчивость на границе двух несжимаемых жидкостей // Научные труды. – М.: Наука, 1972.– Т. 2. – 498 с.

65 Ключникова Л.Д. Высокотемпературные технологические процессы и установки. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 228 с.

66 Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968.– 485 с.

67 Huhtiniemi I., Magallon D. Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS // Nuclear Engineering and Design. – 2001.– Vol. 204, issue 23.– P. 391 – 400.

68 Asmolov V.G., Abalin S.S., Merzlyakov A.V., Vishnevsky V.Yu., Kotov A.Yu., Repnikov V.M. Measurement of Physical Properties // Russian Research Centre "KURCHATOV INSTITUTE", OECD MASCA Project Report, MP-TR-12, Moscow, – 2003.

69 Hull F.C. Estimating Alloy Densities // Metals Progress. – 1969. – Vol.96. – P. 139 – 140.

70 Макаров А.О., Момотов В.Н., Лакеев П.В., Сивкова В.А. Оценка эффективности лабораторной системы газоочистки для улавливания образующихся частиц при резке модельных образцов отработавшего ядерного топлива и кориума атомной электростанции «Фукусима-Дайити» // Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР». – Димитровград, 2022. – С. 147-149.

71 Цуриков Д.Ф., Загрязкин В.Н., Вишневикий В.Ю., Дьяков Е.К., Котов А.Ю., Репников В.М. Плотность расплавов системы U-Zr-Fe-O // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107, № 4. – С. 201 – 206.

72 Васильев Ю.С., Супрунов В.И., Иркимбеков Р.А., Шаманин И.В., Лызко В.А. Динамика температурных полей и образования карбидов в экспериментах с кориумом // Известия Томского политехнического университета. – 2009. – Т. 314, № 2. – С. 104 – 107.

73 Асмолов В.Г., Загрязкин В.Н., Цуриков Д.Ф. Термодинамика U-Zr-Fe-O-расплавов // Теплофизика высоких температур. – 2007. – Т. 45, № 3. – С. 347 – 354.

74 Woong Kee Kim, Ji Hoon Shim, Kaviany Massoud. Thermophysical properties of liquid UO₂, ZrO₂ and corium by molecular dynamics and predictive models // Journal of Nuclear Materials. – 2017. – Vol. 491. – P. 126 – 137.

75 Aikebaier Yusufu, Masayoshi Uno. Microstructure and mechanical properties of eutectic B₂O₃-UO₂ ceramic composites solidified at different cooling rates // Journal of Nuclear Materials. – 2018. –Vol. 499. – P.175 – 181.

76 Морозов А.В., Ремизов О.В. Тяжелые аварии на АЭС с ВВЭР: сценарии, процессы деградации активной зоны, способы управления: учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012. – 137 с.

77 Комплекс импульсного исследовательского реактора ИГР: технологический регламент: АК.65000.02.674Д / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатова, 2020. – Уч. № К-55891. – 104 с.

78 Чигарев А.В., Кравчук А.С., Смалюк А.Ф. ANSYS для инженеров: справ. пособие – М.: Машиностроение-1, 2004. – 512 с.

79 Батырбеков Э.Г., Скаков М.К. и др. Институту атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан – 60 лет. – Кокшетау: КФ «Кокшетау», 2018. – 300 с.

80 Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности»: утв. приказом Министра здравоохранения Республики Казахстан от 15 декабря 2020 г., № 155.

81 Хунгера Г.Й. Избранные методы исследования в металлведении: пер. с нем. – М.: Металлургия, 1985. – 416 с.

82 Брандон Д., Каплан У. Микроструктура материалов. Методы исследования и контроля. – М.: Техносфера, 2004. – 384 с.

83 Пат. 34494 Республика Казахстан. Устройство для исследования процесса разрушения нижней опорной плиты направляющей трубы стержня регулирования СУЗ в условиях тяжелой аварии ядерного энергетического реактора / Скаков М.К., Вурим А.Д., Батырбеков Э.Г., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В., Цхе В.К.; опубл. 09.10.2020, Бюл. №40.

84 Мухамедов Н.Е., Вурим А.Д., Пахниц А.В., Скаков М.К., Цхе В.К. Ампульное облучательное устройство для исследования процессов с плавлением топлива // Тезисы докладов XIV Международной научно-практической конференции (ч.1) «Будущее атомной энергетики – AtomFuture» – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019. – С. 33-34.

85 Цхе В.К., Мухамедов Н.Е., Скаков М.К., Пахниц А.В., Мурзагалиева А.А.. Тепловое состояние ампульного облучательного устройства при испытании модельной ТВС на исследовательском реакторе ИГР // Вестник КазНУ. – 2019. – Вып.3. – С. 445-451.

86 Свойства и характеристики расплава материалов активной зоны ядерного реактора, полученного на исследовательском реакторе ИГР: программа испытаний: рег.№ 11-220-02/1007вн / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2019. – 35 с.

87 MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico.– 2003.

88 А.с. № 2738. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов / Вурим А.Д., Котов В.М., Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Байгожина А.А.; опубл. 27.12.16.

89 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 НЯЦ РК. – 2017. – Вып. 3(71). – С. 24 – 30.

90 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.

91 Захарова А.А. Техническая термодинамика и теплотехника: учебное пособие. – М.: Академия, 2006. – 272 с.

92 Цветков Ф.Ф. Тепломассообмен. – М.: МЭИ, 2005. – 550 с.

- 93 Ерофеев В.Л., Семенов П.Д., Пряхин А.С. Теплотехника: учебник. – М.: Академкнига, 2006. – 456 с.
- 94 ANSYS FLUENT UDF manual. ANSYS Inc. – Release 14.0. – USA, 2011. – 592 p.
- 95 ANSYS documentation for ANSYS WORKBENCH: ANSYS Inc. – Release 14.5. – USA, 2014.
- 96 Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И., Шмаков Д.В., Щербина А.Н., Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Скивка А.С., Васильев А.П., Павшук В.А. Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР // Атомная энергия. – 2001. – Т. 90, № 1. – С. 17 – 21.
- 97 Godin Yu., Tenishev A., Novikov V. Physical Material Science, Pt. 2, Nuclear Fuel Materials. – М.: МЕРФІ, 2008. – Vol.6. – 604 p.
- 98 М.К. Скаков (и др.) Тепловое состояние ампульного облучательного устройства при проведении эксперимента на исследовательском реакторе ИГР // Вестник государственного университета имени Шакарима города Семей. – 2018. – Вып. 3. – С. 109 – 115.
- 99 Цхе В.К., Вурим Д., Гайдайчук В.А., Котляр А.Н., Козловский Е.В. Расчетно-экспериментальное определение запаса реактивности, необходимого для реализации пуска реактора ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2018. – Вып. 3. – С. 37 – 39.
- 100 Цхе В.К., Козловский Е.В., Мухамедов Н.Е., Скаков М.К. Расчетно-экспериментальное определение запаса реактивности, необходимого для реализации пуска реактора ИГР // Тезисы XXV Международной научно-технической конференции студентов и аспирантов «Радиоэлектроника, электроника и энергетика». – 2019. – 720 с.
- 101 Tskhe V.K., Mukhamedov N.Ye., Gaydaychuk V.A., Kozlovskiy Ye.V., Gradoboev A.V. The method of the reactivity margin calculation required for the IGR reactor start-up in the “Pulse” mode // Annals of Nuclear Energy. – 2022. – Vol.168 – №. 108875. – 6 p.
- 102 Цхе В.К., Мухамедов Н.Е., Гайдайчук В.А., Котляр А.Н., Козловский Е.В. Методика расчета запаса реактивности, необходимого для реализации пуска импульсного графитового реактора в режиме «Импульс» // Тезисы IX международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала». – 2021. – С. 50 – 51.
- 103 Irkimbekov R.A., Vityuk V.A. About the fuel tests features at the IGR research reactor // International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Book of Abstracts. International Atomic Energy Agency. – Vienna (Austria), 2015. – P. 71 – 72.
- 104 Vityuk V.A. et al. Determination of the parameters for fuel assembly tests in a pulsed graphite reactor // At. Energy. – 2016. – Vol.120. – № 5. – P.323 – 327.
- 105 Скаков М.К., Иркимбеков Р.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А., Мурзагалиева А.А. Применение модели пространственной кинетики в экспериментах на ИГР // Вестник КазНУ. – 2018. – Вып.6. – С. 351 – 357.

106 Vityuk V.A., Vurim A.D. Method for determining the energy parameters in pulse reactor experiments // Ann. Nucl. Energy. – 2019. – Vol.127. – P. 196 – 203.

107 Журкин С.А., Гайдайчук В.А., Котляр А.Н., Козловский Е.В., Миллер А.А., Цхе В.К. Результаты испытаний термодинамических сборок на реакторе ИГР // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2019. – Вып. 3. – С.68-70.

108 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.

109 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.

110 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.

111 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.

112 НП-009-04. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2004. – 21 с.

113 НП-033-11. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011. – 54 с.

114 Management and Effective Utilization // Book of Abstracts. International Atomic Energy Agency. Vienna (Austria), 2017. – P.71 – 72.

115 Украинцев В.Ф. Физический пуск реактора: Методическое пособие по курсу «Динамика ядерных реакторов». – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – 23 с.

116 Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. – Москва: ФИЗМАТЛИТ, 2008. – 352 с.

117 Сорокин В.В., Денисов С.М. Ядерные энергетические реакторы: учебно-методический комплекс для студентов. – Минск: БНТУ, 2016. – 261 с.

118 Кисслер Г. Ядерная энергетика / Пер. с. англ.– М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.

119 По результатам пуска 184Ф-2К: протокол от 20.07.2017 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. Гайдайчук В.А. – Курчатова, 2017. – Рег. №Э/459.

120 По результатам пуска 190Ф-2: протокол от 22.10.2021 / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. Котляр А.Н. – Курчатова, 2021. – Рег. №Э36-100-10/Э462.

121 Mukhamedov N.Ye., Kozhakhmetov Ye.A., Tskhe V.K. Microstructure and mechanical properties of the solidified melt obtained by the in-pile test // Annals of nuclear Energy. – 2022. – Vol. 179, № 109404. – 8 p.

122 Mukhamedov N.Ye., Vurim A.D., Pakhnits A.V., Tskhe V.K., Kozhakhmetov Ye.A. The interaction of fuel melt and steel with the control rod baseplate simulator // Сборник научных статей «Достижения науки и технологий - ДНИТ-2021». – 2021. – С.93 – 97.

123 Mukhamedov N.Ye., Tskhe V.K., Sapataev Ye.Ye., Kukushkin I.M. Microstructure and mechanical properties of the LWR solidified melt prototype obtained by the out-of-pile experiment // Annals of nuclear Energy. – Vol. 163, – № 108594. – 2021. – 6 p.

124 Tskhe V.K., Mukhamedov N.Ye., Sapataev Ye.Ye., Kukushkin I.M. The mechanical properties of nuclear reactor core melting materials // Book of Abstracts of International online conference "АММ&R2021". – 2021. – P.70 – 71.

125 Мухамедов Н.Е., Скаков М.К., Кукушкин И.М., Сапатаев Е.Е., Цхе В.К. Микроструктура и механические свойства прототипа затвердевшего расплава ЛВР полученного во вне реакторных условиях // Тезисы IX международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-техн. потенциала». – 2021. – С. 42 – 43.

126 Курдюмов Г.В., Утевский Л.М., Этин Э.И. Превращения в железе и стали // М.: Наука, 1977. – 236 с.

127 Пат. 4383853 США Corrosion-resistant Fe-Cr-uranium²³⁸ pellet and method for making the same / Inventor Zapffe, Carl A., Assignee McCollough; William J.; опубл. 17.05.1983.

128 Цирконий и его сплавы: технологии производства, области применения / Ажажа В.М. [и др.] Харьков: НИЦ ХФТИ, 1998. – 89 с.

129 Пат. №2288964 Российская Федерация. Способ получения композиционных материалов / Готовчиков В.Т., Середенко В.А., Шаталов В.В. и др. опубл. 10.12.2006, Бюл. №34.

130 Cappia F., Pizzocri D., Marchetti M., Schubert A., Van Uffelen P., Luzzi L., Papaioannou D., Macián-Juan R., Rondinella V.V. Microhardness and Young's modulus of high burn-up UO₂ fuel // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – Vol. 473.– P. 447-454.

131 Григорович В.К., Твердость и микротвердость металлов. – М.: Наука, 1976. – 230 с.

132 Максимкин О.П., Цай К.В., Турубарова Л.Г., Сильнягина Н.С., Доронина Т.А. Изменение микроструктуры и свойств облученной нейтронами аустенитной стали 12Х18Н10Т в результате пост-радиационных отжигов // Вестник НЯЦ. – 2008. – Вып.4.– С.99 – 105.

133 Пат. 30667 Республика Казахстан. Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля / Бакланов В.В., Скаков М.К., Жданов В.С., Кукушкин И.М., Курбанбеков Ш.Р.; опубл. 15.12.2015, Бюл. №12.

134 Plevacova K., Journeau C., Piluso P., Zhdanov V., Baklanov V., Poirierc J. Zirconium carbide coating for corium experiments related to water-cooled and sodium-cooled reactors // Journal of Nuclear Materials. – 2011. – Vol. 414, Issue 1. – P. 23 – 31.

ПРИЛОЖЕНИЕ А

Патент на изобретение

«Устройство для исследования процесса разрушения нижней опорной плиты направляющей трубы стержня регулирования СУЗ в условиях тяжелой аварии ядерного энергетического реактора»



ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ

РЕСПУБЛИКА КАЗАХСТАН

REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

ПАТЕНТ
PATENT

№ 34494

ӨНЕРТАБЫСҚА / НА ИЗОБРЕТЕНИЕ / FOR INVENTION



(21) 2019/0236.1

(22) 05.04.2019

(45) 09.10.2020

(54) Ядролық энергетикалық реактордың ауыр апаты жағдайында басқару білік бағыттаушы құбырының төменгі тіреу тақтасының бұзылу процесін зерттеуге арналған құрылғы
Устройство для исследования процесса разрушения нижней опорной плиты направляющей трубы стержня регулирования СУЗ в условиях тяжелой аварии ядерного энергетического реактора
The device for the studying the destruction process of the lower base plate of the CPS control rod guide duct in the conditions of the nuclear reactor severe accident

(73) Қазақстан Республикасы Энергетика министрлігінің «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» шаруашылық жүргізу құқығындағы республикалық мемлекеттік кәсіпорны (KZ)
Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» Министерства энергетики Республики Казахстан (KZ)
Republican State Enterprise on the basis of economic control right «National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan» of Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan (KZ)

(72) Skakov Mazhyn Kanapinovich (KZ)
Vurim Alexandr Davidovich (KZ)
Mukhamedov Nurzhan Yerolovich (KZ)
Batyrbekov Erlan Gadletovich (KZ)
Pakhnits Alexandr Vladimirovich (KZ)
Tskhe Valentin Konstantinovich (KZ)



ЭЦК қол қойылды
Подписано ЭЦП
Signed with EDS

Е. Куантыров
E. Куантыров
Y. Kuantyrov

«Ұлттық зияткерлік меншік институты» РМҚ директоры
Директор РГП «Национальный институт интеллектуальной собственности»
Director of the «National Institute of Intellectual Property» RSE

ПРИЛОЖЕНИЕ Б

АКТ

о внедрении результатов диссертации в процедуру подготовки и проведения пусков на исследовательском реакторе ИГР



«УТВЕРЖДАЮ»

Первый заместитель

директора, PhD

В.В. Бакланов

01 2022г.

АКТ № 36-100-10/188 в. от 27.01.22г.

о внедрении результатов диссертационной работы
на соискание степени доктора философии (PhD)

Цхе Валентина Константиновича

в процедуру подготовки и проведения пусков исследовательского реактора ИГР

Комиссией Филиала «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» в составе:

Председатель:

Котляр А.Н. – начальник КИР ИГР – главный инженер КИР ИГР;

Члены комиссии:

Миллер А.А. – заместитель начальника КИР ИГР по эксплуатации и испытаниям;

Гайдайчук В.А. – главный специалист по реакторам и техническим вопросам;

Мухамедов Н.Е. – начальник лаборатории испытаний реакторного топлива, PhD,

составлен настоящий акт о том, что методика «Расчет необходимого запаса реактивности для пуска реактора ИГР», предложенная в диссертационной работе Цхе Валентина Константиновича на тему «Физико-механические свойства расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора», представленная на соискание степени доктора философии (PhD) по специальности 6D072300 «Техническая физика», внедрена в процедуру подготовки и проведения пусков исследовательского реактора ИГР Филиала «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» Министерства энергетики РК.

Применение нового методического подхода «Расчет необходимого запаса реактивности для пуска реактора ИГР» обеспечивает реализацию требуемых временных, мощностных и энергетических параметров реактора ИГР и параметров внутрореакторных облучательных устройств, загруженных в центральный экспериментальный канал, а также позволяет повысить безопасность при эксплуатации реактора ИГР и усовершенствовать процедуру подготовки и проведения реакторных экспериментов на исследовательском реакторе ИГР.

Методы и алгоритмы, предложенные автором, были апробированы, а их эффективность и работоспособность подтверждена в процессе подготовки и реализации республиканской научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» по темам «Разработка методов расчетного анализа параметров испытываемых экспериментальных устройств» и «Разработка физических основ вывода энергии из ядерного реактора в виде когерентного оптического излучения».

Комиссия считает, что внедрение методики имеет высокую практическую значимость, позволяет повысить безопасность эксплуатации исследовательского реактора ИГР, в том числе при проведении реакторных испытаний, и улучшить представительность полученных результатов реакторных экспериментов.

Председатель комиссии

Члены комиссии

СОГЛАСОВАНО

Ученый секретарь, PhD

А.Н. Котляр

А.А. Миллер

В.А. Гайдайчук

Н.Е. Мухамедов

Ерыгина Л.А.

ПРИЛОЖЕНИЕ В

АКТ

о внедрении результатов диссертации в учебный процесс Факультета базовой инженерной подготовки

БЕКІТЕМІН

«Д.Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан техникалық университеті» КеАҚ ҒИД және цифрландыру жөніндегі проректоры

Денисова
« 28 » 2022 ж.



УТВЕРЖДАЮ

Проректор по НИИ и цифровизации
НАО «Восточно-Казахстанский технический университет» Д. Серікбаева

Денисова
« 28 » 2022 г.



Цхе Валентин инженерлік дайындық факультетінің оқу процесінде философия докторы (PhD) дәрежесін алу үшін диссертациялық жұмыстың нәтижелерін енгізу туралы

АКТ

АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы на соискание степени доктора философии (PhD)
Цхе Валентина Константиновича
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,

Цхе Валентин Константиновичтің 6D072300 «Техникалық физика» мамандығы бойынша философия докторы (PhD) дәрежесін алу үшін ұсынған «Ядролық реактордың белсенді аймағының конструкциялық және отындық материалдары балқымасының физика-механикалық қасиеттері» тақырыбындағы диссертациялық жұмысының нәтижелері «Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан техникалық университеті» КеАҚ Базалық инженерлік дайындық факультетінің оқу үдерісіне енгізілгені жайлы осы акт жасалды.

Автор әзірлеген «Реакторды іске қосу үшін реактивтіліктің минималды қажетті қорын есептеу» әдістемесі жедел режимде ядролық реактордың белсенді аймағында талап етілетін қуат деңгейін және интегралды энергия болуді сапалы іске асыруға қабілетті реактор қуатын реттеу органдарының жеткілікті жинағын есептеу және таңдау мүмкіндігін қамтамасыз етеді. Ұсынылған әдістеме реакторды іске қосудың берілген параметрлерін жоғары техникалық деңгейде іске асыруға мүмкіндік беретін практикалық құрал болып табылады. Автор қарастырған реактивтіліктің қажетті қорын анықтау тәсілдері «Ядролық физиканың эксперименттік физикасы (3 курс), В072300 - Техникалық физика (Қолданбалы ядролық физика)» пәнінің жұмыс жоспарына енгізілді.

Комиссия диссертациялық жұмыстың нәтижелерін оқу үдерісіне енгізудің жоғары теориялық және практикалық маңызы бар және Базалық инженерлік дайындық факультетінің білім беру бағдарламасының бакалавриатында білім алушыларға реакторлық іске қосуларды дайындаудың есептік-эксперименттік әдістері мен кезеңдерін зерделесуге, білімдерін бекітуге және нақты өндірістік міндеттерді шешу үшін іргелі теңдеулерді қолдану дағдыларын игеруге мүмкіндік береді деп есептейді. Қазіргі заманғы есептік-эксперименттік әдістерді зерделеу өндірісте, бейінді ғылыми-зерттеу институттарында немесе басқа да инженерлік қызметте алған білімдерін тиімді қолдануға қабілетті, біліктілігі жоғары инженер-маманды дайындауға мүмкіндік береді.

составлен настоящий акт о том, что результаты диссертационной работы Цхе Валентина Константиновича на тему «Физико-механические свойства расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора», 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. Серикбасва».

Разработанная автором методика «Расчета минимально необходимого запаса реактивности для пуска реактора», обеспечивает возможность в экспресс режиме рассчитать и подобрать достаточный набор органов регулирования мощности реактора способный качественно реализовать требуемый уровень мощности и интегральное энерговыделение в активной зоне ядерного реактора. Предложенная методика является практичным инструментом, позволяющим на высоком техническом уровне реализовывать заданные параметры пуска реактора. Подходы к определению необходимого запаса реактивности, рассмотренные автором, внедрены в рабочий план дисциплины «Экспериментальные методы ядерной физики (3 курс), В072300 - Техническая физика (Прикладная ядерная физика)».

Комиссия считает, что внедрение результатов диссертационной работы имеет высокую теоретическую и практическую значимость и дает возможность обучающимся в бакалавриате образовательной программы Факультета базовой инженерной подготовки изучить расчетно-экспериментальные методы и этапы подготовки реакторных пусков, закрепить знание и получить навыки применения фундаментальных уравнений для решения реальных производственных задач. Изучение современных расчетно-экспериментальных методов позволит подготовить высококвалифицированного специалиста-инженера, способного эффективно применять полученные знания на производстве, профильных научно-исследовательских институтах или другой инженерной деятельности.

Торагасы
Председатель комиссии

Рахметуллина Ж.Т.

Комиссия мүшелері
Члены комиссии

Плотников С.В.

Уазырханова Г.К.

Табиева Е.Е.