

АННОТАЦИЯ

диссертации на соискание степени доктора философии (PhD)
по специальности 6D072300 – «Техническая физика»

Цхе Валентина Константиновича

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

Исследования, изложенные в диссертации Цхе В.К., посвящены разработке метода получения кориума в условиях моделирования аварийной ситуации ядерного реактора на быстрых нейтронах и исследованиям свойств и характеристик полученного затвердевшего расплава конструкционных и топливных материалов активной зоны ядерного реактора. Результаты, полученные в процессе решения задач диссертации, позволят повысить качество реализации реакторных экспериментов по получению кориума и в существенной мере дополнят немногочисленные экспериментальные данные, необходимые для разработки технологий извлечения затвердевшего расплава из поврежденных реакторов.

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. 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 $\sim 1,5$ мас.% по U) в теле и на границах зерен металлической матрицы не оказывает значительного влияния на микротвердость ($148 \div 152$ 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» (№AP05133086).

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:

- 2 статьи в научных изданиях РК, рекомендованных Комитетом по обеспечению качества в сфере науки и высшего образования МНВО РК;

- 3 в журнале, входящем в число международных информационных ресурсов и индексируемом в базах данных Web of Science Core Collection (Clarivate Analytics) и Scopus;

- 6 статей и тезисов докладов в сборниках материалов международных конференций;

- 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.