



Мосунова Настасья Александровна

**Развитие научно-методических основ и разработка
интегрального программного комплекса для моделирования
реакторных установок на быстрых нейтронах с
жидкометаллическими теплоносителями**

Специальность 05.14.03 — Ядерные энергетические установки, включая
проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

Научный консультант — доктор физико-математических наук Стрижов Валерий Фёдорович.

Официальные оппоненты: Рачков Валерий Иванович,
член-корреспондент РАН, доктор технических наук, профессор,
Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», научный руководитель НИОКР ПН «Прорыв»;

Мелихов Олег Игорьевич,
доктор физико-математических наук, старший научный сотрудник,
АО «ЭНИЦ», заместитель директора по научной работе – начальник Управления НИР и НИОКР в области теплофизики;

Мигров Юрий Андреевич,
доктор технических наук, старший научный сотрудник,
ФГУП «НИТИ им.А.П.Александрова», начальник отдела теплофизических исследований.

Ведущая организация: Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
г. Димитровград.

Защита состоится «31» октября 2018 г. в 14 часов на заседании диссертационного совета Д 002.070.01 при Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук по адресу: 115191, г. Москва, ул. Б. Тульская, д. 52.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук <http://www.ibrae.ac.ru/contents/329/>

Автореферат разослан « _____ » _____ 2018 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета
к.т.н.



В.Е. Калантаров

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования. В соответствии с Энергетической стратегией России на период до 2030 г. в нашей стране должны быть созданы инновационные экспериментальные и коммерческие атомные электростанции (АЭС) с реакторными установками (РУ) на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями, примерами которых служат РУ БРЕСТ-ОД-300 (свинцовый теплоноситель) и БН-1200 (натриевый теплоноситель), что обеспечит возможность реализации устойчивого развития атомной энергетики с замыканием ядерного топливного цикла.

Необходимость создания таких новых объектов ядерной техники, разработки их оборудования, компонентов и систем, обеспечения надёжности, безопасности, экологической приемлемости, выявления конкурентоспособности ядерных технологий ставит перед атомной отраслью задачи, охватывающие все аспекты развития объектов ядерной техники: от вопросов проектирования и конструирования реакторных установок до проблем обращения с радиоактивными отходами на завершающих стадиях ядерного топливного цикла.

Обязательным атрибутом любой деятельности в области использования атомной энергии является обеспечение безопасности. Требования к обеспечению безопасности определяются федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, международно признанными руководствами по безопасности, которые хотя и носят рекомендательный характер, но с учётом глобального мирового присутствия Госкорпорации «Росатом», фактически становятся обязательными для российских проектов АЭС, а также требованиями конкретных стран-заказчиков. В соответствии с ними безопасность проекта АЭС должна быть обоснована путём проведения детерминистических и вероятностных анализов безопасности и сопровождаться оценками погрешностей и неопределённостей получаемых результатов. Анализ безопасности реакторных установок проводится путём выполнения численных исследований характерных режимов их работы с использованием программных комплексов (программных средств, программ для электронно-вычислительных машин (ЭВМ), расчётных кодов) различного уровня сложности и детализации. При этом моделирование нейтронно-физических, гидродинамических, физико-химических, механических и других процессов с учётом обратных связей, которые в ряде случаев могут играть главенствующую роль и существенным образом отразиться на характеристиках моделируемого объекта, требует создания и использования интегральных программных комплексов, являющихся квинтэссенцией всех разработок и позволяющих выполнять взаимосогласованное моделирование различных физических процессов. Важным требованием к возможности практического использования программных комплексов для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии является прохождение их экспертизы в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государ-

ственного регулирования безопасности. Значимость экспертизы закреплена в статье 26 федерального закона «Об использовании атомной энергии».

Следует отметить, что со времён СССР и до настоящего времени наша страна удерживает первенство по разработке проектных решений и эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Единственные действующие на начало 2018 г. в мире энергетические реакторы с натриевым теплоносителем – это БН-600 и БН-800. За время их эксплуатации накоплены массивы экспериментальных данных, которые не имеют мировых аналогов, предоставляющих уникальную базу для отработки теоретических подходов и верификации интегральных программных комплексов.

Научно-техническая проблема, на решение которой направлена диссертационная работа, заключается в разработке соответствующего современным требованиям интегрального программного комплекса, предназначенного для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым), использующих смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, позволяющего исследовать тепловые, гидравлические и нейтронно-физические процессы в связанной постановке с целью создания новых объектов ядерной техники, обоснования их безопасной эксплуатации, повышения их технико-экономических показателей.

Актуальность развития научно-методических основ и разработки интегрального программного комплекса обусловлена следующими факторами:

– ускоренной реализацией в России программы по разработке проектов и сооружению АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями (проектное направление «Прорыв»), что требует углублённого анализа и систематизации накопленных в предшествующие годы научных знаний, а также опыта эксплуатации промышленных реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем, определённой корректировки и расширения подходов к разработке и обоснованию программных комплексов, в том числе, в соответствии с современными международными требованиями, совершенствования методики построения интегральных расчётных кодов с учётом прогресса в области вычислительных методов и систем, повышения точности расчётных обоснований;

– степенью разработанности в России и мире научно-методических основ и программных средств по теме диссертационного исследования, а именно:

- 1) отсутствием в России интегрального программного комплекса, описывающего все процессы, важные с точки зрения обоснования безопасности инновационных проектов РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, в частности, процессы, протекающие при межконтурной течи парогенератора РУ с

тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем, и процессы, протекающие в твэлах со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП)¹ топливом, позволяющего на единой методической основе проводить принципиально важные расчёты режимов работы реакторных установок на быстрых нейтронах с разными теплоносителями и типами топлива, в том числе, с целью получения сравнительной характеристики различных вариантов загрузки активной зоны;

- 2) отсутствием в России верифицированного и прошедшего экспертизу в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государственного регулирования безопасности интегрального программного комплекса для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем и для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с твэлами со СНУП топливом;
- 3) ориентацией зарубежных расчётных кодов на конструктивные особенности иностранных проектов реакторных установок и отсутствием возможности доработки соответствующих программных средств под нужды российских проектов;

– уже реализованными ограничениями на использование ряда зарубежных программных комплексов для обоснования безопасности российских проектов и возникновением в этой связи рисков несвоевременного выполнения программы по разработке российских проектов АЭС с РУ на быстрых нейтронах;

– переходом к фазе практической реализации ключевых принципов стратегии цифровых продуктов Госкорпорации «Росатом» и следующей из этого необходимости обеспечения коммерциализируемости разрабатываемого программного обеспечения путём использования передовых физических моделей и численных методов, современных средств подготовки исходных данных (препроцессор) и отображения результатов расчётов (постпроцессор), обеспечения универсальности для реакторных установок различных типов, в том числе зарубежных, и повышения достоверности получаемых результатов благодаря верификации на данных с действующих в России и не имеющих аналогов в мире реакторных установок на быстрых нейтронах.

Степень разработанности темы исследования. Практика использования интегральных программных комплексов для анализа и обоснования безопасности РУ в мире насчитывает более 50 лет. Первые работы были связаны с созданием и использованием подобных программных комплексов для РУ с

¹ СНУП топливо рассматривается в качестве одного из вариантов для проекта РУ БН-1200 (наряду с МОКС топливом) и основного варианта для РУ БРЕСТ-ОД-300.

водяным теплоносителем. Существенный рост количества публикаций, посвящённых интегральным расчётным кодам для анализа и обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, произошёл в последние годы и связан с разработкой проектов быстрых реакторов с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями в различных странах: БН-1200, БРЕСТ-ОД-300 (Россия), ASTRID (Франция), CFR600, CLEAR (Китай), ALFRED (Румыния), MYRRHA (Бельгия) и других.

При разработке проектов РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 конструкторские организации РУ (АО «НИКИЭТ» и АО «ОКБМ Африкантов» соответственно) используют расчётные коды собственной разработки DINAR (АО «НИКИЭТ») и BURAN (АО «ОКБМ Африкантов»), каждый из которых ориентирован на конкретный тип теплоносителя: DINAR – на свинец, BURAN – на натрий (описываются только однофазные процессы в натриевом теплоносителе). В коде DINAR используется пространственный диффузионный нейтронно-физический модуль, в коде BURAN – модуль точечной кинетики. У научного руководителя проектов реакторных установок на быстрых нейтронах – АО «ГНЦ РФ–ФЭИ» – также имеются коды собственной разработки для обоснования безопасности проектов РУ с натриевым теплоносителем. Это код COREMELT, содержащий модуль многокомпонентной многофазной теплогидравлики в R-Z геометрии в приближении пористого тела и пространственный нейтронно-физический модуль (диффузионное или кинетическое приближения), и код GRIF, содержащий трехмерную теплогидравлическую модель также на основе модели «пористого тела» и точечную модель нейтронной кинетики. Во всех указанных выше кодах модуль оценки работоспособности твэла отсутствует. Единственным аттестованным в Ростехнадзоре программным средством является код BURAN. Область верификации остальных кодов ограничена. Все вышеуказанные российские коды разработаны несколько десятилетий назад на современном для того времени уровне знаний и технических возможностей, поэтому они нуждаются в программной модернизации, углублении и развитии научно-методических подходов, использованных при их создании, расширении области верификации.

Наиболее известными зарубежными интегральными расчётными кодами, разработанными для анализа и обоснования безопасности РУ с натриевым теплоносителем, являются коды SAS4A/SASSYS-1 (США), SIMMER-III(IV) (Япония, Франция, Германия, Бельгия, Швейцария, Италия). Коды SAS4A/SASSYS-1 описывают стационарные режимы, переходные процессы, проектные аварии и сценарии тяжёлых аварий вплоть до разрушения тепловыделяющих сборок. Рассматриваются все контуры АЭС и все основные системы (активная зона, теплообменники, насосы, клапаны, турбины, конденсаторы, трубопроводы). Теплогидравлические процессы описываются в одномерном (канальном) приближении. Моделирование твэла включает расчёт механического поведения твэла, распухания топлива и выхода радиоактивных благородных газов из топлива, химического взаимодействия топлива –

оболочка. Описываются оксидное и металлическое топливо. Код валидирован с использованием, в том числе, базы данных по эксплуатационным режимам реактора EBR-II до выгорания 19 % т.а. Что касается интегрального расчётного кода SIMMER-III(IV), то основной областью его применения является моделирование процессов разрушения активной зоны в РУ с натриевым теплоносителем, хотя в последние годы область применения была расширена на иные типы реакторных установок: жидкосоловые, охлаждаемые водой при сверхкритическом давлении и другие. Интегральный расчётный код содержит многокомпонентную многофазную модель теплогидравлики (двумерную – SIMMER-III и трёхмерную – SIMMER-IV), твэльный модуль и пространственный нейтронно-физический модуль (как двумерный, так и трёхмерный). Одним из основных достоинств интегрального расчётного кода SIMMER-III(IV) является его верификация на широкой базе экспериментальных данных применительно к процессам разрушения активной зоны для реакторов с натриевым теплоносителем, соответственно модели данных процессов детально проработаны.

Следует отметить, что во всех зарубежных расчётных кодах (в том числе, SAS4A/SASSYS-1, SIMMER-III(IV)) отсутствуют модели поведения СНУП топлива, что связано с ориентацией стран на использование в быстрых реакторах смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (МОКС) или металлического топлива.

Расчётные коды, о которых было сказано выше, специально разрабатывались применительно к РУ с жидкометаллическим теплоносителем. В то же время достаточно распространённой практикой является адаптация интегральных кодов, разработанных и широко используемых для водяных теплоносителей, к моделированию реакторных установок на быстрых нейтронах, прежде всего, с натриевым теплоносителем. Например, на базе хорошо известного интегрального кода ASTEC (Франция) создана версия ASTEC-Na для натриевого теплоносителя. В перспективе планируется расширение области применимости кода на РУ с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ) (свинец, свинец-висмут) и выпуск версии ASTEC-LM (Liquid Metal). Интегральный код MELCOR 2.1 (США) дополнен моделями для описания процессов, протекающих в жидкометаллических теплоносителях. При этом в настоящее время верификация данных кодов на необходимых и достаточных объёмах экспериментальных данных отсутствует. Кроме того, указанные коды не содержат модуля пространственной кинетики, играющего важную роль в корректном описании ряда процессов, протекающих в РУ на быстрых нейтронах.

В России по аналогичному пути пошли при создании кода СОКПАТ-БН, который развивался на основе аттестованного кода СОКПАТ, разработанного для РУ технологии ВВЭР.

Кроме адаптации известных кодов для водяного теплоносителя к жидкометаллическим теплоносителям, в различных странах разрабатываются новые интегральные коды: FRENETIC, NTC, ASTERIA-FBR, SHARP, кото-

рые, как правило, состоят из трёх основных расчётных модулей – теплогидравлического, нейтронно-физического и твэльного. При этом в кодах FRENETIC и NTC моделирование поведения твэла ограничивается решением задачи теплопроводности, что не позволяет проводить анализ безопасности по отношению к целостности оболочек твэлов и выходу продуктов деления и частиц топлива в теплоноситель первого контура.

Вышесказанное подтверждает тезисы о том, что:

- существующие отечественные интегральные коды для РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем были разработаны несколько десятилетий назад и нуждаются в модернизации в соответствии с современным уровнем теоретических знаний, вычислительных методов, тенденций в области программной реализации и подходов к интеграции программных модулей;

- в настоящее время отсутствует прошедший экспертизу в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государственного регулирования безопасности интегральный расчётный код для обоснования безопасности реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем и с натриевым теплоносителем и СНУП топливом.

Что касается непосредственно функциональных возможностей:

- применительно к отечественным проектам РУ зарубежные расчётные коды можно использовать только для анализа теплогидравлических и нейтронно-физических процессов, поскольку в них отсутствуют модели поведения СНУП топлива. Кроме того, зарубежные коды недоступны российским специалистам для модернизации, доработки и адаптации под особенности отечественных проектов;

- зарубежные расчётные коды верифицированы на базе экспериментальных данных, полученных, в основном, на зарубежных экспериментальных установках. Корректность их применения для отечественных проектов РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем требует выполнения полномасштабной верификации на экспериментальных данных, полученных на российских экспериментальных и промышленных реакторных установках;

- отечественные интегральные коды для РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем не содержат моделей, позволяющих описывать поведение твэла, при том что значения температур оболочки твэла и топлива являются ключевыми параметрами для обоснования безопасности проектов РУ;

- отсутствует отечественный расчётный код, который на единой методической основе позволил бы описать процессы, протекающие как в реакторных установках с натриевым, так и тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем;

- большинство отечественных интегральных кодов содержит нейтронно-физические модели, не позволяющие описать распределение поля

нейтронов по поперечному сечению тепловыделяющей сборки и моделировать ряд других специфических особенностей, таких как наличие полостей, возникающих при работе системы пассивной обратной связи РУ со свинцовым теплоносителем.

В связи с вышесказанным, в России в 2010 г. стартовал проект «Коды нового поколения»², нацеленный на создание отечественной системы кодов для обоснования проектных решений и безопасности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Под «кодами нового поколения» понимается отчуждаемое коммерциализируемое программное обеспечение, обладающее следующими характеристиками:

- основано на современном уровне теоретических знаний и экспериментальных данных по физическим процессам и явлениям;
- использует эффективные численные алгоритмы;
- написано в соответствии с современными требованиями стандартов языков программирования и адаптировано к современной вычислительной технике;
- имеет дружественный интерфейс пользователя;
- снабжено полным пакетом документации (руководство пользователя, руководство программиста, руководство по моделям);
- использует автоматизированную связь с конструкторскими данными (только для многомерных расчётных кодов).

Рассматриваемый в диссертационной работе интегральный программный комплекс был разработан в рамках данного проекта и обладает всеми характеристиками, присущими кодам нового поколения.

Целями работы являются:

1. Развитие научно-методических основ, разработка и верификация интегрального программного комплекса для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями с твэлами с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем.

2. Анализ отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 с использованием разработанного интегрального программного комплекса.

Основные задачи работы:

1. На основе обобщения опыта эксплуатации реакторных установок на

² Проект «Коды нового поколения» реализуется в рамках проектного направления «Прорыв» за счёт средств Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года».

быстрых нейтронах и результатов теоретических и экспериментальных исследований составить перечень теплогидравлических и нейтронно-физических процессов и явлений, которые должны моделироваться для корректного описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации действующих и проектируемых реакторных установок с натриевым теплоносителем и проектируемых реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (свинец или свинец-висмут).

2. На базе современных научных представлений обобщить, систематизировать, проанализировать и выбрать наиболее адекватные, а в необходимых случаях – модифицировать или доработать модели отдельных групп физических процессов (теплогидравлических, нейтронно-физических и протекающих в твэле) для описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) с твэлами с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем.

3. Разработать программные модули: (1) функциональные (теплогидравлический, нейтронно-физический, твэльный) – реализующие моделирование определённых групп физических процессов; (2) сервисные (интегрирующая оболочка, база данных по свойствам материалов и теплоносителей) – для создания на их основе интегрального программного комплекса, предназначенного для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями с твэлами с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем.

4. На базе указанных разработок создать интегральный программный комплекс, отвечающий современным тенденциям в области построения программного обеспечения, путём интеграции программных модулей и обеспечения согласованного расчёта разнородных физических процессов.

5. Провести анализ и оценку полноты имеющихся экспериментальных данных в области теплогидравлики, нейтронной физики и процессов, протекающих в твэлах с диоксидным, смешанным оксидным уран-плутониевым и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и газовым подслоем. Разработать матрицы верификации отдельных программных модулей и интегрального программного комплекса в целом.

6. На основе современных подходов к анализу неопределённостей и чувствительности адаптировать и развить существующие наработки в области оценки погрешностей результатов расчётов программным комплексом в виде законченной методики. На разработанной методической основе выполнить верификационные расчёты интегральным программным комплексом по перечню задач из матрицы верификации, провести анализ и обобщение полученных результатов верификационных расчётов, оценить погрешность расчёта отдельных параметров, важных для оценки

безопасности РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем.

7. Выполнить расчёты отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 с использованием разработанного интегрального программного комплекса, провести анализ полученных результатов.

Научная новизна:

1. На современной научной основе обобщены, проанализированы и систематизированы замыкающие соотношения, необходимые для выполнения расчётов в канальном приближении теплогидравлических процессов, протекающих в контурах РУ на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая возможность моделирования процессов в водяном контуре и воздушных теплообменниках. На основе этого: 1) верифицирована (доказана путём сравнения с результатами экспериментальных исследований) возможность использования существующих замыкающих соотношений для задач диссертационного исследования; 2) в случае обоснованной необходимости – выполнена модификация существующих и/или разработка новых замыкающих соотношений.

2. Развита и адаптирована применительно к реакторным установкам на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем и смешанному нитридному уран-плутониевому топливу механистические физико-математические модели, разработанные ранее для описания процессов, протекающих в оксидном топливе водо-водяных реакторных установок.

3. Разработан интегральный программный комплекс ЕВКЛИД/V1³, включающий модели основных процессов и явлений для описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем, включающий, в частности:

– модели теплогидравлических процессов в канальном приближении в натриевом (однофазные и двухфазные), свинцовом (пары свинца не моделируются), свинцово-висмутовом (пары свинца и висмута не моделируются) и водяном (однофазные и двухфазные процессы) теплоносителях, содержащих неконденсируемые газы в газовой и жидкой фазах;

– модели теплогидравлических процессов в свинцовом или свинцово-висмутовом теплоносителе при поступлении водяного пара в жидкую фазу тяжёлого жидкометаллического теплоносителя;

– модели для описания поведения твэла с оксидным или нитридным

³ Буквенно-цифровое обозначение «V1» в наименовании расчётного кода означает его первую версию, буква «V» является сокращением от английского слова «version» (версия).

топливом и газовым подслоем;

– модели для описания нейтронно-физических процессов в диффузионном и кинетическом приближениях;

– модели расчёта выгорания топлива и остаточного энерговыделения;

– пре- и постпроцессор для подготовки исходных данных для выполнения расчётов и отображения их результатов.

4. Проанализированы и выбраны наиболее надёжные теплофизические свойства жидкого свинцового теплоносителя, которые реализованы в разработанной базе данных по свойствам материалов и теплоносителей.

5. Развита методическая основа интеграции (взаимодействия) отдельных программных модулей в составе интегральных программных комплексов, которые реализованы в виде интегрирующей оболочки.

6. Предложена методика оценки погрешностей результатов расчётов, получаемых с помощью программных комплексов, соответствующая современному подходу к анализу неопределённостей⁴ и чувствительности и включающая оценку неопределённостей, обусловленных точностью используемых моделей физических процессов, входных данных, и вычислительных неопределённостей.

7. Разработаны матрицы верификации интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 для действующих и проектируемых реакторных установок с натриевым теплоносителем и проектируемых реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (свинец или свинец-висмут) для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации.

8. Выполнены верификационные расчёты аналитических задач и экспериментов из матриц верификации с использованием интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1. На современном методическом уровне определены значения погрешностей расчёта параметров, являющихся определяющими для оценки безопасности РУ.

9. Интегральным программным комплексом ЕВКЛИД/V1 выполнено моделирование отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БН-1200 (стационарный режим работы на номинальном уровне мощности, начальная стадия аварии с потерей электроснабжения и отказом средств воздействия на реактивность) и БРЕСТ-ОД-300 (стационарный режим работы на номинальном уровне мощности, ввод полного запаса положительной реактивности, гильотинный разрыв трубки парогенератора).

Теоретическая и практическая значимость работы. Результаты, полученные в ходе диссертационного исследования, позволили:

1. развить научно-методические основы разработки и верификации интегральных программных комплексов, предназначенных для анализа и обос-

⁴ Неопределённость – мера рассеяния экспериментальных или расчётных значений.

нования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем: подходы к построению теоретических моделей, формулировки базовых систем уравнений, обобщённые замыкающие зависимости, систематизированные экспериментальные данные, ранжированные перечни процессов и явлений, современные методики оценки погрешностей результатов расчёта и взаимодействия между отдельными программными модулями. Развитые научно-методические основы реализованы на практике в интегральном программном комплексе;

2. обеспечить конструкторские организации, организацию – научного руководителя проектов РУ на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями, а также вовлечённых в соответствующие проекты исследователей современным верифицированным интегральным программным комплексом ЕВКЛИД/V1, обеспечивающим расчётное обоснование безопасности действующих и проектируемых реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями;

3. обеспечить независимость расчётного обоснования перспективных проектов отечественных реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем от зарубежных программных средств в области применимости интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1;

4. выполнить расчётное обоснование безопасности отдельных режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200;

5. включить разработанный интегральный программный комплекс ЕВКЛИД/V1 в полномасштабную расчётную математическую модель опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) с РУ БРЕСТ-ОД-300⁵ и выполнить на ней расчётную проверку принятых проектных решений.

Методология и методы исследования. Методология диссертационного исследования основывалась, главным образом, на математическом моделировании как методе исследования закономерностей процессов, протекающих в реакторных установках, а также системном подходе, требующем рассмотрения объекта исследования в логике его жизненного цикла. В частности, применялись следующие методы:

– анализ российских и международных требований к обоснованию безопасности реакторных установок;

– представление рассматриваемого объекта в терминах концептуальной физической модели, содержащей описание основных элементов и принципов их взаимодействия;

– теоретический анализ, обзор и обобщение современного состояния моделей теплогидравлических, нейтронно-физических и термомеханических процессов;

⁵ Разрабатывается в Частном учреждении «ИТЦП «ПРОРЫВ».

- идентификация и ранжирование массива моделируемых явлений и процессов;
- обзор современного состояния разработки интегральных программных комплексов для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем;
- анализ и выбор алгоритмов и методов решения систем уравнений;
- расчётное обоснование параметров моделей;
- программная реализация моделей с использованием объектно-ориентированного подхода при проектировании и реализации компьютерного кода;
- повышение вычислительной эффективности алгоритмов за счёт использования алгоритмов параллельных вычислений, оценка эффективности алгоритмов параллельных вычислений;
- тестирование программного комплекса с использованием аналитических тестов;
- расчётное обоснование корректности программной реализации отдельных моделей и механизмов интеграции программных модулей в единый интегральный программный комплекс;
- обобщение и анализ экспериментальных данных, проведение верификационных расчётов, сравнение результатов расчётно-теоретического обоснования с экспериментальными данными;
- проведение многовариантных расчётов и статистический анализ результатов расчётов, оценка погрешностей расчётов отдельных параметров.

Положения, выносимые на защиту:

1. Интегральный программный комплекс ЕВКЛИД/V1, предназначенный для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем с твэлами с оксидным или нитридным топливом с газовым подслоем.
2. Система замыкающих соотношений для выполнения расчётов теплогидравлических процессов, протекающих в контурах РУ на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации.
3. Матрицы и результаты верификации отдельных программных модулей и интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 в целом для действующих и проектируемых реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем (натрий, свинец, свинец-висмут).
4. Методика оценки погрешностей результатов расчётов, получаемых по программным комплексам.
5. Методика интеграции программных модулей, отвечающих за моделирование отдельных физических процессов в составе интегрального программного комплекса.

6. Результаты расчётов отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 с использованием интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1.

7. База данных по свойствам материалов и теплоносителей, используемых при расчётах по интегральному программному комплексу ЕВКЛИД/V1, включая оцененные данные по теплофизическим свойствам жидкого свинцового теплоносителя.

Степень достоверности результатов диссертационной работы подтверждается:

1. Применением научно обоснованных расчётных методик и физических моделей.

2. Результатами верификации интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 на данных экспериментов, выполненных как в России, так и за рубежом, включая отдельные режимы действующих блоков БН-600 и БН-800 с натриевым теплоносителем.

3. Результатами экспертизы верификационного отчёта интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 и его твэльного модуля БЕРКУТ (рекомендован к аттестации на заседании Секции №4 Экспертного совета по аттестации программных средств при Ростехнадзоре 29 мая 2018 г.), выполненной ФБУ «НТЦ ЯРБ», и аттестационным паспортом теплогидравлического модуля HYDRA-IBRAE/LM/V1.1 (аттестационный паспорт программного средства №426 от 27 февраля 2018 г.).

4. Публикацией результатов в рецензируемых журналах и их представлением на ведущих российских и международных конференциях и семинарах, а также заседаниях Технического комитета проектного направления «Прорыв».

5. Публикацией полученных результатов в отчётах о научно-исследовательских и опытно-конструкторских работах, выпущенных в рамках проектного направления «Прорыв» и прошедших экспертизу ведущими специалистами отечественных предприятий атомной отрасли в области разработки и верификации расчётных кодов.

Апробация результатов. Результаты и материалы диссертационного исследования докладывались на:

– международных конференциях: третьей международной научно-практической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (2014 г., г. Москва, РФ), THINS 2014 International Workshop (2014 г., г. Модена, Италия), International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13) (2013 г., г. Париж, Франция), International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17) (2017 г., г. Екатеринбург, РФ), 13-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (2017 г., г. Севастополь, РФ);

– российских конференциях: Шестой Российской национальной конференции по теплообмену (2014 г., г. Москва), научно-технических конференциях Теплофизика–2013, Теплофизика–2014, Теплофизика–2015 (2013–2015 гг., г. Обнинск);

– семинарах: XXXIII Сибирском теплофизическом семинаре, посвящённом 60-летию Института теплофизики им.С.С.Кутателадзе СО РАН (2017 г., г. Новосибирск), межотраслевом научно-техническом семинаре «Моделирование динамики ЯЭУ (разработка программных средств, верификация, оценка точности расчёта)» (2018 г., г. Сосновый Бор), специализированных семинарах по проекту «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв»;

– заседаниях экспертной группы по мультифизическим экспериментальным данным, бенчмаркам и валидации (EGMPEBV) ОЭСР и координационных встречах по исследовательскому проекту МАГАТЭ «Выход активности из реактора, охлаждаемого натриевым теплоносителем, в случае тяжёлой аварии» (идентификационный номер проекта I32009-CR-1);

– секциях №1, №2 и №4 Совета по аттестации программных средств при Ростехнадзоре;

– I Школе-семинаре по обучению кодам нового поколения проектного направления «Прорыв» (2017 г., АНО ДПО «Техническая академия Росатома»).

Публикации. По теме диссертации её автором опубликовано 33 печатных работы, из них 15 – в ведущих реферируемых отечественных и зарубежном журналах из списка ВАК при Минобрнауки России («Атомная энергия», «Теплоэнергетика», «Вопросы атомной науки и техники», «Теплофизика высоких температур», «Annals of Nuclear Energy»); 18 – в материалах международных и российских конференций, семинаров, получено 3 свидетельства о государственной регистрации программ для ЭВМ (№2014619799, №2015660310, №2014619935), выпущено одно учебное пособие.

Личный вклад автора заключается в:

1. Научно-методическом руководстве, координации аналитических и научных исследований, сопряжённых с созданием интегрального программного комплекса.

2. Формулировке перечня теплогидравлических и нейтронно-физических процессов и явлений, которые должны моделироваться для адекватного описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации проектируемых реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем.

3. Анализе и обосновании системы замыкающих соотношений для свинцового и свинцово-висмутового теплоносителей, доработке отдельных моделей для натриевого теплоносителя для канального теплогидравлического модуля интегрального программного комплекса, разработке модели трения о стенку двухфазного пароводяного теплоносителя.

4. Развитии методики интеграции отдельных модулей в состав интегральных программных комплексов и её программной реализации.

5. Под руководством и при непосредственном участии автора осуществлены:

5.1 программная реализация интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1;

5.2 верификация отдельных программных модулей и интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 в целом;

5.3 анализ и оценка результатов верификационных расчётов, полученных с использованием интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1, определение значений погрешностей расчётов отдельных параметров;

5.4 расчёты отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 и анализ полученных результатов.

6. Анализе и выборе наиболее надёжных данных по теплофизическим свойствам жидкого свинцового теплоносителя.

7. Программной реализации базы данных по свойствам материалов, необходимым для работы интегрального программного комплекса.

8. Разработке методики оценки погрешностей результатов расчётов, получаемых по программным комплексам.

Структура работы. Диссертационная работа состоит из введения, семи разделов, заключения, списка сокращений и условных обозначений, словаря терминов и списка литературы (284 наименования), списка иллюстративного материала. Диссертационная работа изложена на 333 страницах, содержит 69 таблиц и 91 рисунок.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении представлена общая характеристика работы, обоснована актуальность темы исследования, сформулированы цели работы, её основные задачи, научно-техническая проблема, на решение которой направлена диссертационная работа, перечислены положения, выносимые на защиту, описана научная новизна полученных результатов, теоретическая и практическая значимость работы, приведена информация о методологии и методах исследования, об апробации основных результатов работы, а также личном вкладе автора.

В семи разделах диссертационной работы представлено её содержание. Каждый раздел начинается с вводных замечаний, в которых описано, на чём базируются полученные результаты, представлена информация о том, где опубликованы результаты данного раздела и в чём заключается личный вклад автора диссертационной работы. В конце каждого раздела приведены заключительные и обобщающие замечания, которые суммируют описанные в данном разделе результаты.

В первом разделе представлена общая информация об интегральном программном комплексе. Определено его назначение: численное моделирование режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (натрий, свинец или свинец-висмут), исключая внешние воздействия на объекты использования атомной энергии и горение натрия в помещениях энергоблока при течах трубопроводов и оборудования второго контура, процессы разрушения или плавления элементов активной зоны, физико-химические процессы в тяжёлом жидкометаллическом теплоносителе.

Приведены группы режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации, моделирование которых должно быть обеспечено интегральным программным комплексом.

В результате обобщения, систематизации и анализа отобранных и признанных надёжными экспериментальных данных и опыта эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах в России и за рубежом определены перечни процессов и явлений для реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым и тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (свинец или свинец-висмут), которые должны моделироваться для корректного описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок.

К определяющим явлениям при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации РУ с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (процессы в пароводяном контуре рассматриваются в пределах парогенератора) отнесены:

- гидравлическое сопротивление тяжёлого жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых каналах простой формы, пучках (треугольная упаковка), в том числе, при наличии дистанционирующей решётки, при обтекании змеевиковых пучков;
- гидравлическое сопротивление двухфазных пароводяных потоков;
- радиальная и осевая теплопроводность в твэле и конструкциях;
- теплообмен тяжёлого жидкого металла в каналах простой формы, в пучках гладких твэлов при наличии дистанционирующей решетки (треугольная упаковка), при обтекании тяжёлым жидким металлом змеевиков;
- теплообмен к пароводяной смеси в различных зонах прямоточного змеевикового парогенератора;
- лучистый теплообмен со свободной поверхности тяжёлого жидкого металла;
- теплоотдача к воздуху в теплообменнике системы аварийного охлаждения реактора;
- теплообмен в теплоизолирующем зазоре опускного участка парогенератора;
- изменения уровня теплоносителя в газовом объёме, устройстве пас-

сивной обратной связи и других элементах;

- естественная и вынужденная конвекция теплоносителя в больших полостях;

- изменение геометрии тракта течения теплоносителя в результате процессов коррозии и отложения её продуктов, а также формоизменения твэлов;

- изменение давления и состава газа под оболочкой твэла из-за выхода газообразных продуктов деления;

- зависимость свойств материалов твэла от температуры, выгорания и радиационной поврежденности;

- доспекание/распухание топливной композиции, распухание оболочки;

- механическое взаимодействие топлива и оболочки при исчезновении зазора;

- размножение нейтронов;

- трёхмерное распределение энерговыделения, включая остаточное энерговыделение;

- изменение локального спектра нейтронов при образовании полостей и утечки при изменении уровня теплоносителя в устройствах пассивной обратной связи;

- истечение пароводяной смеси в поток тяжёлого жидкого металла;

- движение паровых образований в потоке тяжёлого жидкого металла;

- импульс давления и его распространение по контуру реакторной установки при образовании межконтурной течи парогенератора;

- теплообмен в присутствии пароводяной смеси в теплоносителе первого контура.

Определяющими явлениями для реакторной установки на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (процессы в пароводяном контуре рассматриваются в пределах парогенератора) при нормальной эксплуатации являются:

- гидравлические потери давления на трение/местных сопротивлениях в основных участках контура циркуляции теплоносителя (однофазный режим);

- изменение параметров газовой полости компенсационного объёма;

- теплообмен теплоносителя в основных участках контура циркуляции в однофазном режиме;

- теплообмен излучением;

- аксиальная теплопроводность натриевого теплоносителя;

- сложный теплообмен (конвекция плюс излучение);

- радиальная/осевая теплопроводность в твэле;

- принудительная и естественная циркуляция теплоносителя в контурах реакторной установки;

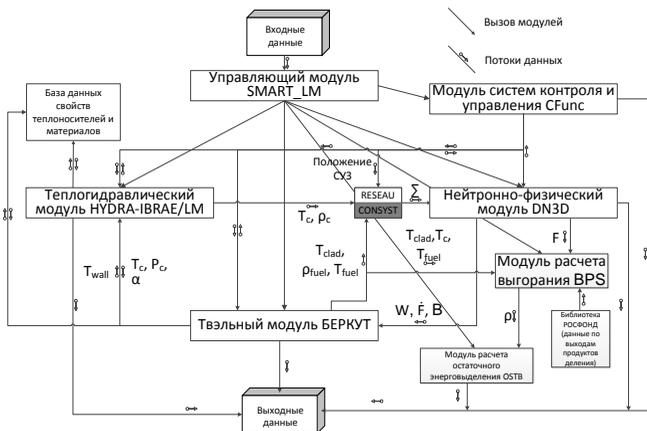
- изменения уровней теплоносителя в баке реактора;

- перенос неконденсируемых газов;
- теплообмен в основном оборудовании реакторной установки (а.з., промежуточный теплообменник, парогенератор);
- теплообмен натрия с воздухом в системах аварийного отвода тепла;
- тепловые потери оборудования первого и второго контуров;
- изменение давления и состава газа под оболочкой твэла из-за выхода газообразных продуктов деления;
- зависимость свойств материалов твэла от температуры, выгорания и радиационной поврежденности;
- доспекание/распухание топливной композиции, распухание оболочки;
- механическое взаимодействие топлива и оболочки при исчезновении зазора;
- размножение нейтронов;
- трёхмерное распределение энерговыделения, включая остаточное энерговыделение.

К определяющим явлениям для корректного расчёта характеристик РУ с натриевым теплоносителем при нарушениях нормальной эксплуатации дополнительно к перечисленным выше отнесены:

- гидравлические потери давления на трение/местных сопротивлениях в основных участках контура циркуляции теплоносителя (двухфазный режим);
- теплообмен теплоносителя в основных участках контура циркуляции в двухфазном режиме;
- кипение натриевого теплоносителя;
- конденсация натриевого теплоносителя;
- гидравлическая неустойчивость в а.з.;
- кризис теплообмена;
- гидравлическая неустойчивость в системе параллельных каналов с водяным теплоносителем;
- гидравлические процессы с размыканием контура циркуляции;
- выделение водорода и тепла при химическом взаимодействии натрия с водой;
- растворение водорода в натрии;
- распространение возмущений давления в теплоносителе;
- изменение локального спектра нейтронов при образовании полостей.

Исходя из перечня процессов и явлений, которые должны моделировать-ся интегральным программным комплексом, сформирован модульный состав интегрального программного комплекса, представленный на рисунке 1 и включающий в себя теплогидравлический модуль (HYDRA-IBRAE/LM/V1.1), нейтронно-физический модуль (DN3D), твэльный модуль (БЕРКУТ), модуль расчёта выгорания топлива (BPS) и остаточного энерговыделения (OSTB).



T_{wall} – температура поверхности оболочки твэла; T_c – температура теплоносителя; T_{clad} – средняя по объёму температура оболочки твэла; T_{fuel} – температура топлива; ρ_{fuel} – плотность топлива; ρ_c – плотность теплоносителя; α – коэффициент теплоотдачи; P_c – давление теплоносителя; \dot{F} –повреждающая доза; W – линейная мощность энерговыделения; B – выгорание; F – плотность потока нейтронов; ρ – ядерные концентрации нуклидов топлива и продуктов деления; Σ – нейтронные сечения

Рисунок 1 – Структура интегрального кода ЕВКЛИД/V1

Во **втором разделе** приведено описание моделей групп физических процессов (теплогидравлических, нейтронно-физических и протекающих в твэле), являющихся важными для корректного описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями с твэлами с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем, разработанные на основе современных научных представлений.

Для описания теплогидравлических процессов выбран каналный подход, который широко используется в мире для расчётов динамических режимов, поскольку позволяет в приемлемое время получать достоверный результат, а также описывать процессы теплообмена в двухфазном теплоносителе. Течение двухфазной среды моделируется на основе двухжидкостной модели теплогидравлики, при этом, по аналогии с расчётным кодом КОРСАР, в дисперсно-кольцевом режиме течения отдельно рассматривается поведение плёнки жидкости и взвешенных в газовом ядре капель жидкости. Однако по сравнению со стандартной формой записи уравнений, используемой для водяных теплоносителей, в правую часть уравнения сохранения энергии для жидкой фазы включен поток тепла за счёт продольной теплопроводности, который используется только для жидкометаллических теплоносителей, по-

скольку их теплопроводность примерно на два порядка выше, чем теплопроводность водяного теплоносителя.

Канальный подход базируется на использовании так называемых карт режимов течения и теплообмена и замыкающих соотношений, описывающих межфазные взаимодействия и взаимодействия фаз со стенками канала, которые формулируются, главным образом, на основе анализа и обобщения экспериментальных данных. В нашем случае построение надёжных моделей канального модуля для жидкометаллических теплоносителей потребовало обобщения и детального анализа имеющихся экспериментальных данных и замыкающих зависимостей, реализованных в отечественных и зарубежных расчётных кодах. В результате проведённого анализа было показано, что результаты экспериментов (если учесть поправки на влияние оксидной плёнки для тяжёлых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ), а также исключить эксперименты, в которых отсутствовал контроль за чистотой металла, и устранить неточности при обработке экспериментальных данных, например, неучёт продольной теплопроводности) описываются одними и теми же замыкающими зависимостями в широком диапазоне безразмерных параметров. Расхождения для натриевого и тяжёлых жидкометаллических теплоносителей связаны с отличиями в картах режимов течения, что приводит к тому, что межфазные взаимодействия и взаимодействия фаз со стенками каналов должны быть определены в соответствующих областях, необходимостью описания геометрических особенностей рассматриваемых установок, а также различиями в значениях безразмерных параметров (числа Рейнольдса, Пекле, Граггофа и другие), в которых должны быть определены замыкающие зависимости.

Для определения межфазных взаимодействий и взаимодействий фаз со стенкой канала для натриевого теплоносителя составлена карта режимов течения, включающая семь режимов: однофазные жидкость и пар, пузырьковый, дисперсно-кольцевой, дисперсный и переходные между ними. Система замыкающих соотношений получена путём обобщения экспериментальных данных, большая часть которых получена в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», и опыта разработки зарубежных кодов SAS4A, SABENA, SIMMER-III, THERMIT-6S. Вопрос о величине начального перегрева натрия при кипении, зависящей от множества режимных и конструктивных факторов, которые сами могут изменяться во времени, предложено решать экспертным образом, задавая соответствующее значение в качестве исходных данных. При этом при выполнении прикладных расчётов анализа и обоснования безопасности РУ с ЖМТ рекомендовано провести исследование с целью анализа неопределённостей и чувствительности применительно к данному параметру.

Разработаны модели для описания теплогидравлических процессов, протекающих в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях, позволяющие описывать однофазные режимы и многофазные режимы, связанные с попаданием паровых образований при межконтурных течах парогенератора, неконденсируемых газов при разгерметизации твэлов и ряда других процес-

сов, за исключением вскипания теплоносителя (пары тяжёлого жидкометаллического теплоносителя не учитываются в силу низкого значения давления насыщенных паров для всех рассматриваемых режимов). Карта режимов течения для тяжёлых жидкометаллических теплоносителей включает пузырьковый, снарядный и кольцевой режимы. При описании процессов теплообмена в тяжёлых жидкометаллических теплоносителях исследовано влияние на замыкающие зависимости качества (чистоты) теплоносителя и толщины оксидной плёнки. При разработке моделей сделано предположение, что конструкторами реакторных установок с ТЖМТ будут обеспечены контроль качества теплоносителя и поддержание концентрации кислорода в узком разрешённом диапазоне $(1-4) \cdot 10^{-6}$ % мас. В этих условиях по результатам экспериментов, проведённых в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «НПО ЦКТИ», Нижегородском государственном техническом университете и ИТ СО РАН на тяжёлых жидкометаллических теплоносителях, показано, что в указанном диапазоне содержания кислорода можно использовать соотношения, общие для жидкометаллических теплоносителей, приведённые в диссертационной работе. В случае отклонения от указанного диапазона пользователь должен самостоятельно оценить толщину образовавшейся оксидной плёнки и ввести поправочные множители к замыкающим соотношениям (при использовании программного комплекса ЕВКЛИД/V1 через файл ввода входных данных). При наличии оксидной плёнки число Нуссельта можно определить в соответствии с соотношением:

$$\text{Nu}^* = \text{Nu} \frac{1}{\left(1 + \frac{\delta}{\lambda_{\text{ox}}} \frac{\text{Nu}\lambda_f}{D}\right)}, \quad (1)$$

где δ – толщина оксидной плёнки, м; λ_{ox} – теплопроводность оксидной плёнки, Вт/(м К); λ_f – теплопроводность жидкой фазы, Вт/(м К); Nu – число Нуссельта, определённое в соответствии с соотношениями, приведёнными в диссертационной работе; D – диаметр канала, м.

Аналогичным образом можно оценить поправку на величину контактно-теплого сопротивления, возникающего, например, в случае отложения примесей на поверхности контура.

Процессы в водяных контурах реакторных установок на быстрых нейтронах предложено моделировать на основе карт режимов течения и теплообмена и замыкающих соотношений, используемых в расчётном коде КОРСАР⁶, описывающих все представляющие практический интерес области параметров. Для трения двухфазного потока о стенку автором диссертационной работы разработано новое соотношение, более точно описывающее ли-

⁶ Юдов Ю.В. Двухжидкостная модель нестационарной контурной теплогидравлики и её численная реализация в расчётном коде КОРСАР // Теплоэнергетика. 2002. №11. С.17–21.

тературные данные последних 60 лет. Потери давления на трение для двухфазного потока определяются по формуле:

$$\left(\frac{dP}{dz} \right)_{2ph} = \xi_{2ph} \cdot \frac{1}{D} \cdot \frac{G_{2ph}^2}{2 \cdot \rho_{2ph}}, \quad (2)$$

где нижний индекс «2ph» обозначает параметры, относящиеся к двухфазному потоку теплоносителя; P – давление, Па; z – координата вдоль канала, м; ξ – коэффициент трения; $\frac{1}{\rho_{2ph}} = \frac{x}{\rho_g} + \frac{1-x}{\rho_f}$ – плотность двухфазной смеси; x – массовое расходное паросодержание; D – диаметр трубы, м; G – расход смеси, $\text{кг} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$; ρ_f, ρ_g – плотность жидкости и газа соответственно, $\text{кг}/\text{м}^3$.

При этом полагается, что в пузырьковом, снарядном, эмульсионном и дисперсно-кольцевом режиме со стенкой взаимодействует только жидкая фаза, а в дисперсном – только газовая. Для описания потерь давления на трение фаз со стенкой в расслоенном режиме используется модель раздельного течения фаз.

При разработке моделей поведения твэла за основу приняты модели расчётного кода SFPR, предназначенного для моделирования твэлов с UO_2 топливом реакторных установок с водой под давлением в режимах нормальной эксплуатации и при её нарушениях. При этом сохранены базовые подходы для описания переноса тепла в твэле, эволюции напряжённо-деформированного состояния топлива и оболочки и выхода продуктов деления в свободный объём под оболочку твэла при облучении топлива. Моделирование процесса переноса тепла в твэле осуществляется путём решения уравнения теплопроводности в цилиндрической системе координат в приближении осевой симметрии температурного поля. Для определения напряжённо-деформированного состояния произвольной осевой ячейки используются уравнения статического равновесия Навье, кинематические соотношения в виде условий совместности перемещений и деформаций Коши, условия совместности деформаций Сен-Венана и уравнения, связывающие напряжения и деформации. Предложено два подхода к описанию выхода продуктов деления из топлива и распухания топлива: 1) определяются по эмпирическим корреляциям, обобщающим имеющиеся экспериментальные данные; 2) решается система нелинейных дифференциальных уравнений, сформулированных на основе моделей наиболее важных процессов, описывающих поведение облучённого топлива при различных режимах работы реактора: наработка продуктов деления, перенос продуктов деления внутри топлива и выход в открытую пористость, усадка технологической пористости на начальных этапах облучения, формирование и развитие газонаполненной пористости, взаимодействие продуктов деления внутри топливных зёрен с точечными и протяжёнными дефектами кристаллической решётки, а также эволюция дефектной структуры решётки, внутризёренный и межзёренный транспорт химиче-

ски активных продуктов деления и кислорода/азота с учётом перераспределения продуктов деления по молекулярным и фазовым состояниям, включая образование твёрдых фаз (преципитатов) в межзёренной области, радиоактивные взаимопревращения продуктов деления одновременно с процессами переноса.

Первый из описанных подходов обеспечивает быстрый расчёт, корректность результатов которого гарантирована в диапазоне режимных параметров, отвечающем экспериментам, на базе которых получены эмпирические корреляции. Второй – обладает более высокой предсказательной силой, но требует определения параметров моделей по результатам экспериментов и/или расчётного моделирования. Такой метод используется в модуле MFPR⁷ для описания поведения UO₂ топлива, однако рассмотрение новых типов топлива (СНУП и МОКС) потребовало пересмотра и дополнения моделей наработки и взаимопревращений продуктов деления в топливе, разработки новых термохимических моделей, определения микроскопических параметров отдельных моделей на основе молекулярно-динамических расчётов или их настройки на результатах измерений интегральных параметров твэлов, облучённых в составе экспериментальных сборок в РУ БН-600.

Для описания протекания нейтронно-физических процессов решается трёхмерное многогрупповое нестационарное уравнение переноса нейтронов в диффузионном приближении с учётом запаздывающих нейтронов. Коэффициенты уравнения (макросечения) зависят от температуры среды, плотности материалов, положения органов регулирования и других параметров. Для решения нестационарного уравнения диффузии выбрано улучшенное квазистатическое приближение. При этом разработаны две опции: с одной и семью ячейками на сборку в плане. Опция с семью ячейками на сборку в плане применяется для учёта гетерогенности среды, например, при размещении стержня системы управления и защиты в сборке или в случае большого размера сборки «под ключ», когда становится важным учёт распределения нейтронного потока по поперечному сечению тепловыделяющей сборки. Для учёта углового распределения поля нейтронов как в стационарных, так и в нестационарных процессах используется S_N метод дискретных ординат, анизотропия рассеяния описывается P_M приближением полиномами Лежандра.

Для расчёта выгорания сформулирована система уравнений нуклидной кинетики с переменным числом рассматриваемых нуклидов. В результате решения задачи определяются значения концентраций нуклидов топливного состава и продуктов деления в модели реактора для последующего использования этих данных при проведении нейтронно-физических расчётов. Мощ-

⁷ Veshchunov M.S., Ozrin V.D., Shestak V.E., Tarasov V.I., Dubourg R., Nicaise G. Development of mechanistic code MFPR for modelling fission product release from irradiated UO₂ fuel // Nuclear Engineering and Design. 2006. V. 236. № 2. P. 179–200.

ность остаточного энерговыделения рассчитывается на основе скоростей и энергий распада нуклидов.

В третьем разделе приведены сведения о базе данных по свойствам материалов и теплоносителей, включая наиболее надёжные данные по теплофизическим свойствам жидкого свинцового теплоносителя. На основе результатов анализа современных баз данных по свойствам материалов и опыта разработки и использования программных комплексов для анализа безопасности АЭС определены требования к программному обеспечению сопровождения и использования свойств из базы данных в программных комплексах. База данных реализована программно. Разработан удобный механизм использования базы данных в программных комплексах в виде динамически подключаемых библиотек расчётных функций, существенно сокращающих время разработки программных комплексов в части операций, необходимых для реализации свойств материалов и механизмов работы с ними.

В базу данных включены теплофизические свойства натриевого, свинцового, свинцово-висмутового и водяного теплоносителей, теплофизические и термомеханические свойства материалов, необходимые для расчёта твэлов реакторных установок на быстрых нейтронах (оболочечные стали: ЧС-68 ХД, ЭП-823, ЭП-450; топливные композиции: диоксид урана, смешанное оксидное, моноксидное и смешанное нитридное топливо и другие), теплофизические свойства неконденсируемых газов (азот, водород, кислород, гелий, аргон, криптон, ксенон, водяной пар, который рассматривается как неконденсируемый газ при моделировании поведения пароводяной смеси в тяжёлом жидкометаллическом теплоносителе).

По свойствам жидкого свинцового теплоносителя выполнены обобщение и анализ имеющихся данных из справочников и публикаций, при этом проведено детальное исследование первоисточников экспериментальных данных (оценивались метод измерения, неопределённости измерения и другие параметры). В итоге для различных свойств свинцового теплоносителя рекомендованы данные из справочника Организации экономического сотрудничества и развития⁸, базы данных ИВТАНТЕРМО⁹, справочника под редакцией Глушко В. П. и других¹⁰, работ по результатам экспериментальных измерений, выполненных в ИТ СО РАН¹¹, и прочих источников. В частности,

⁸ OECD/NEA. Handbook on lead-bismuth eutectic alloy and lead properties, materials compatibility, thermal-hydraulics and technologies. 2015. NEA № 7268. 949 p.

⁹ БД ИВТАНТЕРМО. Thermocenter, Glushko. IVTANTHERMO for Windows. Database on thermodynamic properties of individual substances and thermodynamic modeling software / Moscow: Thermocenter, Glushko, 2001.

¹⁰ Термодинамические свойства индивидуальных веществ: справ. изд.: В 4-х т. / Редкол.: В.П. Глушко, Л.В. Гурвич, Г.А. Бергман и др.; АН СССР, Ин-т высоких температур, Гос. ин-т прикл. химии. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Наука, 1978.

¹¹ Савченко И.В. Экспериментальное исследование теплопроводности и температуропроводности расплавов легкоплавких металлов и сплавов методом лазерной вспышки / Дис. канд. физ.-мат. наук: 01.04.14/ ИТ СО РАН. Новосибирск, 2011.

в результате анализа имеющихся данных по измерениям теплопроводности жидкого свинца было показано, что полученные результаты экспериментальных измерений носили качественно различный характер. Для использования в интегральном программном комплексе выбраны значения из диссертационной работы Савченко И.В.¹¹:

$$\lambda(T) = 3,289 + 0,0274 \cdot T - 7,87 \cdot 10^{-6} \cdot T^2, \quad (3)$$

где T – температура, К; λ – теплопроводность, Вт/(м К), поскольку:

- используемая измерительная методика аттестована в ГСССД для применения к жидким металлам и проверялась на легкоплавких металлах в жидком состоянии;
- результаты измерений хорошо согласуются с рассчитанными по закону Видемана–Франца;
- полученные по зависимости (3) результаты в пределах погрешности измерений согласуются с данными работы Круглова А.Б. с соавторами¹², в которой использовался современный метод импульсного нагрева, позволяющий сделать вывод о высокой точности полученных результатов.

В четвёртом разделе приведено описание методики интеграции (объединения) программных модулей в состав интегральных программных комплексов, реализованной в виде интегрирующей оболочки SMART_LM, общих принципов программной реализации, которых рекомендуется придерживаться при написании современных программ, пакета поставки интегрального программного комплекса Евклид/V1, его входных и выходных файлов, пре- и постпроцессора, общих принципов распараллеливания и эффективности распараллеливания теплогидравлического и твэльного модулей.

Методика интеграции программных модулей в состав интегральных программных комплексов заключается в помещении программных модулей под интегрирующую оболочку в виде динамически загружаемых библиотек (*.dll под Windows и *.so под Linux), реализующих стандартизованный интерфейс взаимодействия с управляющей программой интегрирующей оболочки. Управляющая программа организует расчёт конкретной задачи, загружая необходимые для расчёта программные модули, реализует главный временной цикл, а также осуществляет обмен данными и ввод-вывод. Рассмотрено и реализовано два механизма обмена данными между модулями: копирование и обмен через общую память, а также две схемы расщепления: параллельная (асинхронная, аналогична методу Якоби для решения систем линейных уравнений: программные модули при расчётах используют только

¹² Круглов А. Б., Круглов В. Б., Рачков В. И., Стручалин П. Г., Харитонов В. С., Асхадуллин Р. Ш., Мартынов П. Н. Методика измерения теплопроводности жидкого свинца в диапазоне температур 350–1000°C // Теплофизика высоких температур. 2015. Т. 53. №4. С.564–568.

данные с прошлого шага и их порядок вызова не важен) и последовательная (синхронная, аналогична методу Гаусса-Зейделя: при расчёте шага каждый программный модуль использует «новые» данные других модулей, доступные на текущий момент). Интегрирующая оболочка работает с программными модулями, написанными на языках C++ и FORTRAN.

Для адаптации программного модуля под интегрирующую оболочку SMART_LM необходимо провести модификацию исходных текстов программного модуля и выделить следующие функции:

- smart_init – регистрация служебных и обменных запросов;
- PreStart – межмодульный обмен данными, которые не зависят от значений из файла ввода входных данных;
- Start – чтение входного файла;
- Link – инициализация межмодульного обмена;
- PreRun – инициализация расчёта;
- Load – чтение файла продолжения расчёта (рестарт-файла);
- Save – запись данных в файл продолжения расчёта;
- PlotData – подготовка данных для записи в файл вывода (двоичный);
- Output – запись данных в текстовые выходные файлы;
- PreStep – действия перед выполнением шага по времени;
- Step – расчёт одного шага по времени;
- PostStep – действия после шага по времени, включая запись данных в двоичный файл вывода;
- Stop – завершение расчёта (освобождение памяти и так далее).

Для реализации обмена данными необходимо:

1. Завести обменную структуру в программных модулях, между которыми должен быть реализован обмен данными. Данные в обменных структурах программных модулей должны быть согласованы по памяти. Поля в обменной структуре могут быть заведены как указатели (в случае обмена через общую память) или как фиксированные массивы (в случае копирования).

2. Выделить память и синхронизировать обменные структуры. Для реализации обмена через общую память необходимо, чтобы обменные структуры в программных модулях были настроены на одну и ту же память.

3. Разработать и запрограммировать функцию обмена, в которой обменные структуры копируются, при этом указатели, находящиеся в обменных структурах, настраиваются на одну и ту же память.

4. После того как реализованы изменения в программных модулях в соответствии с пунктами 1–3, в инициализирующих функциях программных модулей, между которыми производится обмен, проводится регистрация обмена с помощью служебных функций интегрирующей оболочки SMART_LM.

С использованием интегрирующей оболочки SMART_LM разработан интегральный программный комплекс ЕВКЛИД/V1. Обмен данными между

программными модулями осуществляется через общую память в конце каждого расчётного шага.

Пакет поставки интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 включает в себя три исполняемых файла: 1) расчётного ядра программного комплекса; 2) графической оболочки пользователя для задания исходных данных для выполнения расчётов; 3) постпроцессора для обработки результатов расчётов.

Модульная структура интегрального программного комплекса позволяет выполнять расчёты как с использованием взаимосвязанных, так и автономных модулей.

При разработке интегрального программного комплекса использовались методология объектно-ориентированного программирования и динамическая аллокация памяти. Программные модули интегрального кода написаны на языках C++ (HYDRA-IBRAE/LM/V1.1) и FORTRAN (БЕРКУТ, DN3D).

Описаны ключевые особенности реализации в теплогидравлическом и твэльном модулях алгоритмов параллельных вычислений на основе технологии OpenMP. Тестирование эффективности распараллеливания выполнено на вычислительных системах под управлением операционных систем (ОС) семейств Linux и Windows. Для обоих модулей показано, что операционная система Windows не обеспечивает высокой эффективности работы многопоточного приложения, что позволяет рекомендовать пользователям проводить расчёты ресурсозатратных задач на вычислительных системах, работающих под управлением операционных систем семейства Linux. Показано, что ускорение твэльного модуля на 24 ядрах на вычислительной системе под управлением ОС семейства Linux близко к идеальному: параллельная эффективность составила 89,2 %. При этом параллельная эффективность твэльного модуля заметно выше, чем у теплогидравлического. По результатам тестирования теплогидравлического модуля было показано, что максимальное ускорение на 24-ядерном процессоре на вычислительной системе под управлением ОС семейства Linux составило около 9 раз.

В пятом разделе представлена методика оценки погрешностей результатов расчёта, получаемых по программным комплексам, в случае моделирования аналитических задач, экспериментов или при выполнении конкретных прикладных расчётов с целью обоснования безопасности объекта использования атомной энергии, разработанная на основе современных подходов к анализу неопределённостей и чувствительности. Термин «погрешность» используется для обозначения итоговой величины, характеризующей отклонение расчётного значения от экспериментального или реперного. Методика включает в себя оценку погрешностей на базе анализа неопределённостей, обусловленных точностью используемых моделей физических процессов, входных данных, и вычислительных неопределённостей. В методике не учитываются неопределённости масштабирования и влияние квалификации пользователя, хотя для последних сформулированы рекомендации по их минимизации.

Методика включает в себя пять основных этапов (рисунок 2):

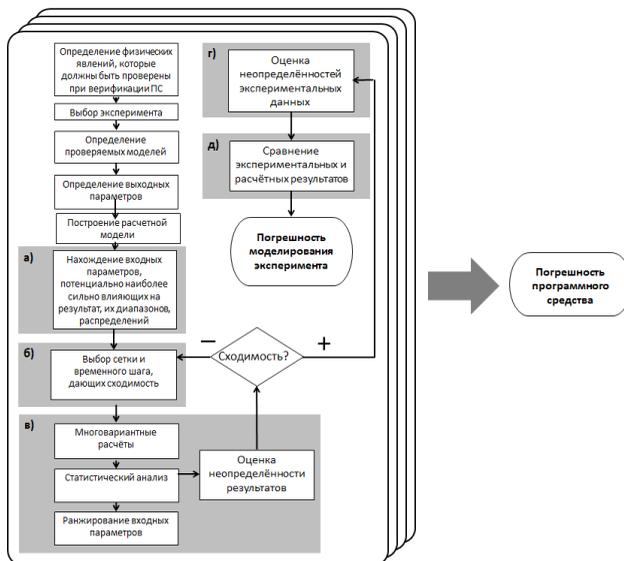


Рисунок 2 – Этапы методики оценки погрешностей результатов расчёта программного комплекса

а) определение параметров, по отношению к которым потенциально наиболее чувствителен результат расчёта. Эти параметры могут быть связаны с неопределённостью измерения отдельных величин, используемых в качестве исходных данных при расчёте, неопределённостями эмпирических соотношений и прочими факторами. Затем должны быть определены границы области варьирования значений параметров и их функции распределения (обозначим выявленные параметры как $p = \{p_1, p_2, \dots, p_k\}$, где k – общее число параметров);

б) исключение вычислительных неопределённостей за счёт использования более детальных расчётных сеток и малых значений временных шагов. Для этого следует выполнить расчёты с некоторыми фиксированными значениями исходных данных на последовательности пространственных сеток и с использованием нескольких значений шага по времени. Если полученные результаты оказываются близкими, то неопределённости, связанные с дискретизацией расчётной области, могут быть исключены из дальнейшего рассмотрения. Под близостью в данном случае понимается много меньший диапазон изменения расчётных значений по сравнению с полученным при описанных ниже в пункте в) многовариантных расчётах. Если получен значительный разброс результатов,

то сетка и шаг по времени уменьшаются до тех пор, пока результаты не оказываются близкими;

в) проведение многовариантных расчётов. Цель выполнения расчётов – получение информации о чувствительности отклика R анализируемой модели по отношению к вариации параметров модели и/или входных данных $p = \{p_1, p_2, \dots, p_k\}$, определённых в пункте а), оценка диапазона неопределённости отклика (m, M) и среднего значения отклика \bar{R} .

Для оценки диапазона неопределённости отклика должен быть найден толерантный интервал $\{m_\alpha, M_\alpha\}$ отклика, соответствующий некоторой предопределённой доверительной вероятности α , так что:

$$P\{m_\alpha < R \leq M_\alpha\} = \alpha. \quad (4)$$

Левая (правая) границы толерантного интервала оцениваются как минимальное $m^{(n)}$ (максимальное $M^{(n)}$) выборочное значение отклика, где индекс (n) указывает на объем выборки. Однако эти выборочные пределы являются случайными, так что выборочный интервал покрывает толерантный интервал с некоторой вероятностью β :

$$P\{(m_\alpha, M_\alpha) \subseteq (m^{(n)}, M^{(n)})\} = \beta. \quad (5)$$

Количество необходимых расчётов может быть определено из неравенства, полученного Уилксом¹³, связывающего вероятности α и β с объёмом выборки для двухстороннего толерантного интервала.

В рамках статистической обработки результатов многовариантных расчётов определяются следующие величины:

1) максимальное выборочное значение M , являющееся оценкой верхней границы диапазона неопределённости результатов расчёта:

$$M = \max(R_1, R_2, \dots, R_n); \quad (6)$$

2) минимальное выборочное значение m , являющееся оценкой нижней границы диапазона неопределённости результатов расчёта:

$$m = \min(R_1, R_2, \dots, R_n); \quad (7)$$

3) среднее выборочное значение \bar{R} , являющееся оценкой математического ожидания результатов расчёта:

$$\bar{R} = \frac{R_1 + R_2 + \dots + R_n}{n}. \quad (8)$$

В формулах (6)–(8) R_i – отдельный численный результат i -го расчёта отклика R . Такой подход к анализу неопределённостей широко используется в мировой практике, например, в методике GRS¹⁴.

¹³ Wilks S. S. Determination of Sample Sizes for Setting Tolerance Limits // The Annals of Mathematical Statistics. 1941. V.12. P.91 – 96.

Основными результатами данного этапа с точки зрения анализа чувствительности являются рассчитанные значения коэффициентов чувствительности a_i (алгоритм их определения приведён в диссертационной работе), а с точки зрения анализа неопределённостей – минимальное m и максимальное M значения отклика, определяющие толерантный интервал отклика с заданной вероятностью, и среднее значение отклика R ;

г) определение неопределённостей экспериментальных данных или аттестованных программных средств (выполняется только в случае моделирования экспериментов или кросс-верификации с аттестованными программными средствами). Должны быть определены неопределённости экспериментальных данных, включая связанные с оцифровкой. Поскольку в соответствии с РД-03-34-2000 при обосновании возможности использования программного средства в заявленной области применения наряду со сравнением результатов расчётов по программному средству с экспериментальными данными допускается использование аттестованных в установленном порядке программных средств, то в этом случае неопределённости определения отдельных параметров должны быть взяты из аттестационного паспорта программного средства;

д) численная оценка неопределённостей результатов расчёта. Пусть \bar{R} — среднее значение расчётной величины, определённое так, как описано в пункте в) выше, а u — эталонная величина, определённая в пункте г) выше (среднее значение экспериментальной величины с учётом неопределённостей). Тогда погрешность расчётной величины есть:

$$\varepsilon^A = |\bar{R} - u| \quad (9)$$

или

$$\varepsilon = \frac{|\bar{R} - u|}{|u|} \cdot 100\% . \quad (10)$$

Для сравнения набора однотипных данных для статических величин используется следующий подход. Пусть имеются измерения в некоторых отдельных точках. В этом случае согласно (9) и (10) необходимо рассчитать погрешности для отдельных данных и усреднить их (при прикладных расчётах рекомендуется в качестве итогового значения погрешности расчёта конкретного отклика указать максимальное из полученных значений).

Сравнение набора однотипных данных, описываемых временными зависимостями, проводится по следующему алгоритму. Для каждой расчётной величины и экспериментально измеренной (или реперной) строится их кусочно-линейная интерполяция на единой сетке. На каждом временном отрез-

¹⁴ Glaeser H. GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications // Science and Technology of Nuclear Installations. 2008. Vol. 2008. Article ID 798901.

ке находится среднее значение расчётной и экспериментальной (или реперной) величин и относительная погрешность по формуле (10), в которой \bar{R} – среднее значение расчётной величины на данном временном интервале, u – среднее значение экспериментальной (или реперной) величины на данном временном интервале. Общая погрешность находится путём усреднения полученных на каждом временном интервале значений погрешностей.

Описанная методика или её отдельные части могут быть использованы при актуализации требований к составу и содержанию отчётов по обоснованию безопасности объектов использования атомной энергии (пунктов хранения и захоронения радиоактивных отходов, блоков атомных станций с реакторами различных типов, установок ядерного топливного цикла и других), включая требования к отчётам о верификации и обосновании программных средств.

В шестом разделе приведены матрицы верификации интегрального программного комплекса применительно к действующим и проектируемым реакторным установкам с натриевым теплоносителем и проектируемым реакторным установкам с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем, включая

- режимы работы объектов использования атомной энергии;
- определяющие процессы и явления;
- экспериментальные данные, аналитические или расчётные тесты, которые могут быть использованы для проверки корректности расчёта программным комплексом указанных процессов и явлений в соответствующих режимах.

Приведены результаты верификационных расчётов, при этом погрешность расчётов отдельных параметров оценена по разработанной и описанной в разделе 5 методике, определён и представлен перечень недостающих экспериментальных данных.

Для составления матриц верификации были обобщены и систематизированы накопленные данные по исследованию теплогидравлических процессов, протекающих в жидкометаллических теплоносителях, нейтронно-физических характеристик РУ на быстрых нейтронах, а также процессов переноса тепла в твэле, выхода продуктов деления из топливной таблетки и механических характеристик оболочек твэлов, полученные на экспериментальных стендах, а также на экспериментальных или энергетических реакторных установках. В итоге:

- в матрицу верификации теплогидравлического модуля для действующих и проектируемых реакторных установок с натриевым теплоносителем включено двадцать четыре аналитических теста, опытные данные, полученные на тринадцати экспериментальных стендах и двух реакторных установках – БОР-60 и БН-600;

- для реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем отобран набор экспериментальных данных по исследованию

теплогидравлических характеристик, полученных на четырнадцати экспериментальных стендах, сформулировано семь аналитических и расчётных тестов;

– в матрицу верификации нейтронно-физического модуля, включая модули расчёта выгорания и остаточного энерговыделения, отобраны данные экспериментов по нейтронно-физическим измерениям на критических сборках БФС (АО «ГНЦ РФ–ФЭИ»), расчётные и экспериментальные результаты бенчмарков, включая международные, а также данные экспериментов по определению остаточного энерговыделения, выполненные в Лос-Аламосской национальной лаборатории (LANL, США), Окриджской национальной лаборатории (ORNL, США) и на сборках, облучённых в РУ БН-600. Для верификации модуля расчёта выгорания топлива в матрицу включены результаты экспериментальных измерений, выполненных с топливом, облучённым в РУ БН-600 и БН-350;

– для верификации твэльного модуля были сформулированы аналитические задачи (упругий цилиндр под давлением, упругий цилиндр в неоднородном поле температур и другие), расчётные задачи для кросс-верификации с коммерческим трёхмерным конечно-элементных программным комплексом MSC.MARC и привлечены результаты послерадиационных исследований твэлов с оксидным и нитридным топливом, облучённых в реакторных установках БН-600 и БОР-60;

– результаты экспериментальных режимов реакторных установок БОР-60, БН-600 и БН-800 включены в матрицу верификации интегрального программного комплекса (они позволяют оценить корректность расчётов по коду ЕВКЛИД/V1 взаимосвязанных теплогидравлических и нейтронно-физических процессов). Использование одних и тех же базовых математических моделей и приближений, а также связей между ними, позволяет предположить применимость расчётного кода ЕВКЛИД/V1 для всех РУ на быстрых нейтронах с ЖМТ, рассматриваемых в диссертационной работе;

– для водяного контура отобраны данные, полученные на девяти экспериментальных установках, которые позволяют проверить корректность расчётов процессов в пароводяном контуре реакторных установок на быстрых нейтронах в пределах парогенератора.

В ходе верификации интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 были промоделированы аналитические и численные задачи и эксперименты, в которых исследовались все основные процессы и явления, перечисленные в разделе 1 диссертационной работы, за исключением истечения пароводяной смеси в поток тяжёлого жидкометаллического теплоносителя, естественной и вынужденной конвекции тяжёлого жидкометаллического теплоносителя в больших полостях, изменения геометрии тракта течения теплоносителя в результате процессов коррозии и отложений, а также формоизменения твэлов, экспериментальные исследования для изучения которых в настоящее время отсутствуют.

Полученные результаты верификации представлены ниже в таблицах 2 – 4 в обобщённом виде: количество использованных для верификации экспериментальных точек/динамических экспериментов, значения погрешностей расчёта отдельных параметров, которые измерялись в экспериментах, оцененные на основе описанной в разделе 5 диссертационной работы методики. В столбце «Диапазон изменения» указаны значения параметров, соответствующие их максимальным и минимальным значениям по всем экспериментам.

Таблица 2 – Погрешности расчёта кодом ЕВКЛИД/V1 теплогидравлических параметров

Параметр	Экспериментальные стенды	Количество экспериментальных точек/динамических экспериментов	Диапазон изменения	Погрешность расчёта
1	2	3	4	5
Реакторные установки с натриевым теплоносителем				
Абсолютное давление в I контуре в стационарных, переходных и аварийных режимах: без кипения теплоносителя; с кипением теплоносителя	6 Б, стенд ИВТ РАН, ML-4	179/–	0,1–2,1 МПа	±15 %
				±20 %
Абсолютное давление во II контуре в стационарных, переходных и аварийных режимах	6 Б, стенд ИВТ РАН, ML-4	101/–	0,5–2,1 МПа	±15 %
Температура теплоносителя в I и II контурах в стационарных, переходных и аварийных режимах	Стенд ЦКТИ, SIENA, KNS, FFM, БОР-60, БН-600, БН-800	8 /10	465–1230 К	±19 К

Продолжение таблицы 2

1	2	3	4	5
Расход натрия при естественной циркуляции	БН-600	-/2	5–150 кг/с	±27 %
Максимальная температура оболочки твэлов при докризисном режиме охлаждения	Стенд ЦКТИ, СПРУТ, стенд ИВТ РАН, KNS, THORS	239/9	490–1300 К	±15 К
Максимальная температура трубок парогенератора	СПРУТ	199/-	520–700 К	±7 К
Максимальная температура оболочки твэлов при закризисном режиме охлаждения	THORS	-/3	1200–1315 К	±37 К
Истинное объемное паросодержание (натриевый теплоноситель)	SIENA	-/1	0–1,0	±0,05
Концентрация растворенного водорода в натрии	БН-600	3/-	0–0,3 ppm	±17 %
Температура воздуха на выходе из воздушного теплообменника	JOYO, БОР-60	6/1	299–594 К	±5 К
Реакторные установки со свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем				
Абсолютное давление в I контуре (за исключением аварийного модуля парогенератора ¹⁵ в режиме, вызванном исходным событием «разрыв трубок парогенератора»)	TALL, HELIOS	35/-	0,1–1,0 МПа	±10 %

¹⁵ Под аварийным модулем парогенератора понимается модуль, в котором произошёл разрыв трубки.

Продолжение таблицы 2

1	2	3	4	5
Абсолютное давление в пределах аварийного модуля парогенератора в режиме, вызванным исходным событием «разрыв трубок парогенератора»	LIFUS 5	-/1	0,1–3,6 МПа	± 33 %
Температура теплоносителя в I контуре: свинца свинца-висмута	СПРУТ, TALL	179/5	605–818 К 420–733 К	±14 К ¹⁶ ±9 К
Максимальная температура (для свинцово-висмутового теплоносителя): оболочек твэлов трубок парогенератора	Стенд ЦКТИ	1298/-	490–513 К 481–533 К	±5 К ±30 К
Расход теплоносителя в I контуре в режиме естественной циркуляции	TALL	-/1	0–130 кг/(м ² ·с)	±6 %
Температура воздуха на выходе из теплообменника системы аварийного охлаждения реактора (САОР)	Стенд АО «НИ- КИЭТ»	565/-	310–664 К	±31 К

Оценки погрешностей расчёта температуры топлива и оболочки и термомеханических параметров твэлов получены путём сравнения результатов расчётов кодом ЕВКЛИД/V1 с аналитическими решениями и результатами расчётов по прецизионному конечно-элементному программному комплексу MSC.MARC. Так, отклонение расчётной температуры от «реперных» значений в стационарных и динамических режимах не превышает 1 К, напряжений в топливе и оболочке – 2 %, деформаций – 5 %. Погрешности расчёта других параметров твэла, полученные при использовании эмпирических корреляций

¹⁶ Значение, полученное с учётом указанной погрешности, не должно быть меньше температуры плавления.

для описания выхода газообразных продуктов деления из топлива под оболочку твэла и распухания топлива, приведены в таблице 3.

Таблица 3 – Погрешности расчёта кодом ЕВКЛИД/V1 параметров твэла

Параметр	Реактор	Число исследованных твэлов	Диапазон изменения выгорания, % т.а.	Погрешность расчёта, %
Выход газообразных продуктов деления (ГПД) UO_2 топливо, н.у. $см^3$	БН-600	2	Менее 11,6	+74
Выход ГПД МОКС топливо, н.у. $см^3$	БН-600	2	Менее 11,8	± 2
Выход ГПД СНУП топливо, моль	БОР-60, БН-600	1 16	Менее 5,5	+45
Максимальное изменение наружного диаметра твэла с МОКС топливом, %	БН-600	2	Менее 11,8	± 22
Максимальное изменение наружного диаметра твэла со СНУП топливом, %	БН-600	16	Менее 5,5	± 8
Внутреннее давление в твэле со СНУП топливом, МПа	БН-600	16	Менее 5,5	± 53

Погрешности расчёта нейтронно-физических параметров по интегральному программному комплексу ЕВКЛИД/V1 приведены в таблице 4.

Таблица 4 – Погрешность расчёта нейтронно-физических характеристик

Параметр	Реактор/ лаборатория	Число экспериментов	Погрешность, %
Изменение нейтронной мощности реактора в динамических режимах	БН-600	5	±4
Глубина выгорания топлива	БН-350, БН-600	3	±5
Мощность остаточного энерговыделения	БН-600, LANL, ORNL	31	±15

В седьмом разделе с использованием возможностей, предоставляемых интегральным программным комплексом ЕВКЛИД/V1, разработаны нодализационные схемы (расчётные модели) РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200. Для проверки качества расчётных моделей выполнена их квалификация путём сравнения основных геометрических и теплогидравлических параметров в номинальном режиме работы реакторных установок на номинальном уровне мощности с проектными данными. Показано хорошее согласие с проектными данными.

Приведены результаты моделирования следующих режимов работы РУ БРЕСТ-ОД-300:

- стационарного режима работы на номинальном уровне мощности;
- ввода полного запаса положительной реактивности путём извлечения из активной зоны всех рабочих органов системы управления и защиты с максимальной проектной скоростью при работе РУ на номинальной мощности со срабатыванием защиты главного циркуляционного насосного агрегата;
- режима, вызванного исходным событием «разрыв трубки парогенератора», до момента срабатывания аварийной защиты.

Для каждого из режимов на основе результатов анализа чувствительности, выполненного в ходе верификационных расчётов, и экспертных оценок определены параметры для выполнения многовариантных расчётов, рассчитаны неопределённости моделирования основных параметров составившие для:

- стационарного режима работы на номинальном уровне мощности: максимальная температура топлива $T_{\text{fuel,max}} \pm 93^\circ\text{C}$, температура свинцового теплоносителя на выходе из а.з. $T_c \pm 23^\circ\text{C}$, максимальная температура оболочки твэла $T_{\text{clad,max}} \pm 30^\circ\text{C}$;
- ввода полного запаса положительной реактивности: максимальная температура топлива $T_{\text{fuel,max}} \pm 94^\circ\text{C}$ (рисунок 3), температура свинцового теплоносителя на выходе из а.з. $T_c \pm 39^\circ\text{C}$, максимальная температура оболочки твэла $T_{\text{clad,max}} \pm 46^\circ\text{C}$ (рисунок 4);

– режима, вызванного исходным событием «разрыв трубки парогенератора»: температура свинцового теплоносителя на выходе из а.з. $T_{с\pm}39^{\circ}\text{C}$, максимальная температура топлива $T_{\text{fuel,max}}\pm 127^{\circ}\text{C}$ (рисунок 5).

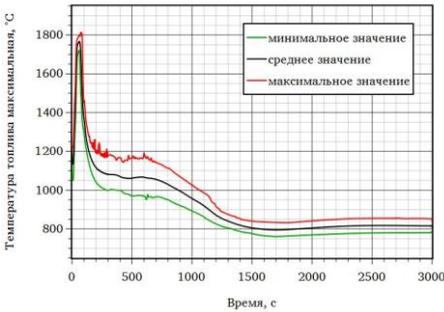


Рисунок 3 – Максимальная температура топлива для режима РУ БРЕСТ-ОД-300 «Ввод полного запаса положительной реактивности»

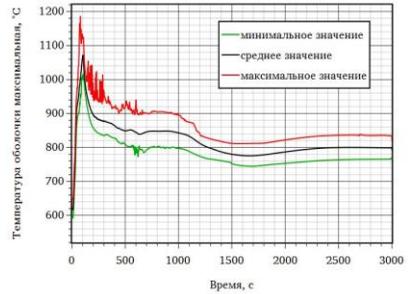


Рисунок 4 – Максимальная температура оболочки ТВЭЛ для режима РУ БРЕСТ-ОД-300 «Ввод полного запаса положительной реактивности»

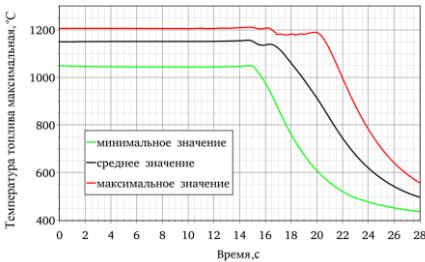


Рисунок 5 – Максимальная температура топлива для режима РУ БРЕСТ-ОД-300, вызванного исходным событием «разрыв трубки парогенератора»

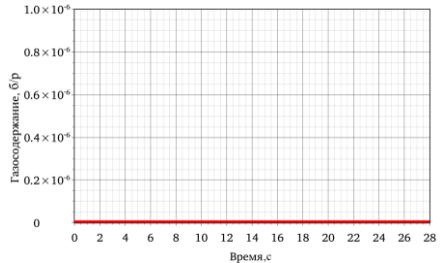


Рисунок 6 – Объемное содержание пара в смеси «свинец – водяной пар» на входе в а.з. для режима РУ БРЕСТ-ОД-300, вызванного исходным событием «разрыв трубки парогенератора»

В результате моделирования режима нарушения нормальной эксплуатации РУ БРЕСТ-ОД-300 с вводом полного запаса положительной реактивности получено, что максимальная температура оболочки ТВЭЛ не превысила температуру плавления с учётом погрешностей расчёта значения температуры.

В результате моделирования режима, вызванного исходным событием «разрыв трубки парогенератора», показано, что водяной пар не попадает в активную зону (рисунок 6). При этом необходимо отметить, что расчёты вы-

полнены с использованием базовой модели интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 в предположении постоянства размера паровых пузырей в пределах одной расчётной ячейки.

Представлены результаты моделирования стационарного режима работы РУ БН-1200 с МОКС топливом на номинальном уровне мощности и начальной стадии аварии с потерей электроснабжения и отказом средств воздействия на реактивность. Определены неопределённости расчёта основных параметров реакторной установки, не превысившие по температуре теплоносителя для стационарного режима $\pm 20^\circ\text{C}$. По результатам моделирования начальной стадии аварии с потерей электроснабжения и отказом средств воздействия на реактивность получены следующие результаты: теплоноситель вскипает в момент времени около 17 с, что приводит к появлению пара в а.з. и падению мощности реакторной установки. Температура оболочки твэла растёт до 1280 К за 20 с, в то время как температура топлива уменьшается на 120 градусов от номинального значения. Неопределённость расчёта температуры теплоносителя составила $T_c \pm 21$ К, температуры оболочки твэла $T_{\text{clad,max}} \pm 22$ К, максимальной температуры топлива $T_{\text{fuel,max}} \pm 97$ К.

Таким образом, разработанные научно-методические подходы и созданный на их основе интегральный программный комплекс позволили существенно уменьшить степень эмпиризма расчётного обоснования безопасности и выполнить согласованное моделирование процессов, протекающих в реакторных установках БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, с оценкой параметров твэла. На современном методическом уровне выполнена оценка неопределённостей расчётных параметров, таких как максимальная температура топлива и оболочки твэла, температура теплоносителя. Для РУ БРЕСТ-ОД-300 впервые с использованием российского верифицированного расчётного кода выполнено моделирование режима, вызванного гильотинным разрывом трубки парогенератора.

В разделе **Заключение** перечислены основные результаты диссертационного исследования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполненных исследований:

- Определены теплогидравлические и нейтронно-физические процессы и явления, которые должны моделироваться для корректного описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации действующих и проектируемых реакторных установок с натриевым теплоносителем и проектируемых реакторных установок с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (свинец или свинец-висмут).

- Проанализированы, систематизированы, обобщены, выбраны наиболее адекватные, а в необходимых случаях модифицированы или доработаны модели групп физических процессов (теплогидравлических, нейтронно-

физических и протекающих в твэле), являющихся важными для описания режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями с твэлами с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем.

– Разработаны программные модули: (1) функциональные (теплогидравлический, нейтронно-физический, твэльный) – реализующие моделирование определённых групп физических процессов; (2) сервисные (интегрирующая оболочка, база данных по свойствам материалов и теплоносителей) – для создания на их основе интегрального программного комплекса, предназначенного для моделирования режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителями при использовании твэлов с оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем.

– Разработан интегральный программный комплекс ЕВКЛИД/V1, отвечающий современным тенденциям в области построения программного обеспечения, путём интеграции программных модулей и внедрения алгоритмов параллельных вычислений.

– Выполнены анализ и оценка на полноту имеющихся экспериментальных данных в области теплогидравлики, нейтронной физики и процессов, протекающих в твэлах с диоксидным, смешанным оксидным уран-плутониевым и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и газовым подслоем, разработаны матрицы верификации отдельных программных модулей и интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1 в целом.

– На основе современных подходов к анализу неопределённостей и чувствительности разработана методика оценки погрешностей результатов расчётов, полученных по программным комплексам; на разработанной методической основе выполнены верификационные расчёты интегральным программным комплексом ЕВКЛИД/V1 по перечню задач из матрицы верификации, а также проведены анализ и обобщение полученных результатов верификационных расчётов; оценены погрешности расчёта программным комплексом отдельных параметров.

– Выполнено моделирование отдельных важных для обоснования безопасности режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации РУ БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 с использованием интегрального программного комплекса ЕВКЛИД/V1, включая оценку неопределённостей расчёта значений параметров.

СПИСОК РАБОТ, ОПУБЛИКОВАННЫХ АВТОРОМ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Мосунова Н.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометал-

- лическим теплоносителем. Часть 1: Базовые модели // Теплоэнергетика. 2018. №5. С. 69–84.
2. Алипченков В.М., Болдырев А.В., Вепрев Д.П., Зейгарник Ю.А., Колобаева П.В., Моисеенко Е.В., Мосунова Н.А., Селезнёв Е.Ф., Стрижов В.Ф., Усов Э.В., Осипов С.Л., Горбунов В.С., Афремов Д.А., Семченков А.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 2: Верификация // Теплоэнергетика. 2018. № 9. С. 57–72.
 3. Моисеенко Е.В., Мосунова Н.А. Методика оценки неопределённости результатов расчёта для задач обоснования безопасности объектов использования атомной энергии // Вопросы радиационной безопасности. 2018. №2. С. 22–32.
 4. Veprev D.P., Boldyrev A.V., Chernov S.Yu., Mosunova N.A. Development and validation of the BERKUT fuel rod module of the EUCLID/V1 integrated computer code // Annals of Nuclear Energy. 2018. V. 113. P. 237–245.
 5. Усов Э.В., Лобанов П.Д., Кутлиметов А.Э., Кудашов И.Г., Чухно В.И., Лежнин С.И., Прибатурин Н.А., Кашинский О.Н., Светоносков А.И., Мосунова Н.А. Экспериментальное моделирование гидродинамики и теплообмена при пузырьковом и снарядном режимах течения газа в тяжелом жидком металле // Теплоэнергетика. 2018. № 8. С. 82–87.
 6. Усов Э. В., Бутов А. А., Дугаров Г. А., Кудашов И. Г., Лежнин С. И., Мосунова Н. А., Прибатурин Н. А. Система замыкающих соотношений двухжидкостной модели кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для расчета процессов при кипении натрия в каналах энергетического оборудования // Теплоэнергетика. 2017. №7. С.48–55.
 7. Климонов И.А., Усов Э.В., Дугаров Г.А., Бутов А.А., Кудашов И.Г., Иванов Е.Н., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Анфимов А.М., Горбунов В.С., Кузнецов Д.В., Осипов С.Л., Бельтюков А.И. Верификация теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на основе экспериментов на БН-600 // Атомная энергия. 2017. Т. 122. Вып. 5. С. 258–262.
 8. Лобанов П. Д., Усов Э. В., Бутов А. А., Прибатурин Н. А., Мосунова Н. А., Стрижов В. Ф., Чухно В. И., Кутлиметов А. Э. Экспериментальные исследования импульсного впрыска газа в жидкость и верификация на основе полученных данных системного теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM // Теплоэнергетика. 2017. №10. С. 79–86.
 9. Бутов А. А., Усов Э. В., Лежнин С. И., Мосунова Н. А. Модель роста паровых снарядов в каналах энергетического оборудования с натриевым теплоносителем // Теплофизика высоких температур. 2017. Т. 55. №4. С. 570–575.
 10. Большов Л.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Шмидт О.В. Расчетные коды нового поколения для новой технологической платформы ядерной энергетики // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 6. С. 303–312.
 11. Алипченков В.М., Анфимов А.М., Афремов Д.А., Горбунов В.С., Зейгарник Ю.А., Кудрявцев А.В., Осипов С.Л., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф.,

- Усов Э.В. Базовые положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. 2016. № 2. С. 54–64.
12. Усов Э.В., Прибатурин Н.А., Кудашов И.Г., Бутов А.А., Дугаров Г.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Иванов Е.Н. Один из этапов верификации теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для расчета течения натриевого теплоносителя в сборках твэлов // Атомная энергия. 2015. Т. 118. Вып. 6. С. 309–313.
 13. Савченко И. В., Лежнин С. И., Мосунова Н.А. Рекомендации по значениям и расчётным соотношениям для теплофизических и кинетических свойств жидкого свинца // Теплоэнергетика. 2015. №6. С. 51–54.
 14. Беликов В.В., Вабишевич Н.П., Вабишевич П.Н., Катышков Ю.В., Мосунова Н.А. База данных по свойствам материалов // Математическое моделирование. 2014. Т. 26. №8. С. 20–30.
 15. Алипченков В.М., Беликов В.В., Давыдов А.В., Емельянов Д.А., Мосунова Н.А. Рекомендации по выбору замыкающих соотношений для расчета потерь давления на трение в контурах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. 2013. №5. С. 28–34.
 16. Алипченков В.М., Болдырев А.В., Вепрев Д.П., Исаков А.Б., Мосунова Н.А., Моисеенко Е.В., Селезнев Е.Ф., Стрижов В.Ф., Усов Э.В. Интегральный код нового поколения ЕВКЛИД/V1 для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем // Сборник тезисов докладов межотраслевого научно-технического семинара «Моделирование динамики ЯЭУ» (разработка программных средств, верификация, оценка точности расчета). г. Сосновый Бор, 5–7 июня 2018 г. С. 11–13.
 17. Мосунова Н.А., Алипченков В.М., Зейгарник Ю.А., Усов Э.В. Опыт разработки и верификации теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 / Сборник тезисов докладов Всероссийской конференции с элементами научной школы для молодых учёных XXXIII Сибирский теплофизический семинар, посвящённый 60-летию Института теплофизики им.С.С.Кутателадзе СО РАН, 6–8 июня 2017. г. Новосибирск. 2017. С. 14–15.
 18. Анфимов А.М., Горбунов В.С., Кузнецов Д.В., Осипов С.Л., Мосунова Н.А., Усов Э.В., Чалый Р.В. Основные результаты применения системных теплогидравлических кодов нового поколения при обосновании безопасности реактора БН-1200 / Сборник тезисов докладов Всероссийской конференции с элементами научной школы для молодых учёных XXXIII Сибирский теплофизический семинар, посвящённый 60-летию Института теплофизики им.С.С.Кутателадзе СО РАН, 6–8 июня 2017, г. Новосибирск. 2017. С. 223.

19. Mosunova N. Coupled calculations for the fast reactors safety justification with the EUCLID/V1 integrated computer code // Books of abstracts of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), 26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation, IAEA-CN245-184. P. 156.
20. Колташев Д. А., Мосунова Н. А., Селезнёв Е. Ф., Шершов А. В. Моделирование стационарных и нестационарных режимов работы реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем по коду ЕВКЛИД/V1 / Сборник тезисов докладов 13-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс». – г. Севастополь, Оргкомитет МНПК АЭ-2017. С. 110–111.
21. Strizhov V., Bolshov L., Mosunova N. Codes of new generation developed for BREAKTHROUGH project // Books of abstracts of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). 26–29 June 2017. Yekaterinburg. Russian Federation. IAEA-CN245-184. P. 440.
22. Аввакумов А.В., Березнев В.П., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Грушин Н.А., Колобаева П.В., Колташев Д.А., Селезнёв Е.Ф., Семёнова М.М., Стаханова А.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Ханбиков И.Н. Обоснование применимости интегрального кода нового поколения ЕВКЛИД/V1 для расчета РУ БРЕСТ-ОД-300 / Инновационные проекты и технологии ядерной энергетике. IV Международная научно-техническая конференция НИКИЭТ 2016. Сборник докладов. Москва, 2016. Т. 2. С. 8–19.
23. Алипченков В.М., Беликов В.В., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев Бутов А.А., Дугаров Г.А., Кудашов И.Г., Усов Э.В., Мосунова Н.А., Иванов Е.Н., Полоус М.А., Анфимов А.М., Осипов С.Л. Верификация кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на экспериментах по течению и теплообмену натриевого теплоносителя в одно- и двухфазных режимах / Сборник докладов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах». Обнинск. 2015. С. 265–273.
24. Анфимов А.М., Горбунов В.С., Кузнецов Д.В., Осипов С.Л., Иванов Е.Н., Климонов И.А., Кудашов И.Г., Мосунова Н.А., Усов Э.В. Основные результаты верификации кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на экспериментальных режимах РУ БН-600 / Сборник тезисов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах», г.Обнинск, 6–9 октября 2015. С. 241–243.
25. Алипченков В.М., Мосунова Н. А., Дробышевская И. Н., Васильев С. И., Моисеенко Е. В. Обоснование применимости кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для расчета теплогидравлических процессов в парогенераторе РУ БРЕСТ-ОД-300 / Сборник тезисов докладов Конференции молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике». Москва, 2015. С. 53.

26. Белов А.А., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев В.А., Вешунов М.С., Мосунова Н.А., Полоус М.А., Стаханова А.А., Стрижов В.Ф., Муратов А.Г., Тюков В.В. Расчет стационарных и переходных режимов работы ядерного реактора со свинцовым теплоносителем интегральным кодом ЕВКЛИД/V1 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: ядерно-реакторные константы. 2015. Вып. 3. С. 91–102.
27. Алипченков В.М., Беликов В.В., Веретенцев В.А., Колобаева П.В., Мосунова Н.А. Моделирование процессов теплообмена тяжёлых жидкометаллических теплоносителей для анализа нестационарных процессов в контурах АЭС / Тезисы Шестой Российской национальной конференции по теплообмену. В 3 томах (27–31 октября 2014 г., Москва). Т.1. – М.: Издательский дом МЭИ. 2014. С. 91–92.
28. Alipchenkov V.M., Belikov V.V., Vasilev S.I., Veretentsev V.A., Kolobaeva P.V., Mosunova N.A., Usov E.V., Chudanov V.V. Modeling of liquid metal flow using system thermohydraulic code HYDRA-IBRAE/LM and CFD code CONV-3D / Proceedings of the THINS 2014 International Workshop Modena, Italy, January 20-22, 2014. Paper 4. 10 p.
29. Алипченков В.М., Беликов В.В., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев В.А., Колобаева П.В., Мосунова Н.А., Стаханова А.А., Стрижов В.Ф., Усов Э.В., Муратов А.Г., Тюков В.В., Анфимов А.М., Горбунов В.С., Кузнецов Д.В., Осипов С.Л. Верификация интегрального универсального расчетного кода ЕВКЛИД/V1 применительно к установкам БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 // МНТК «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», третья международная научно-техническая конференция: доклады. – М.: ОАО «НИКИЭТ», 2014. Т. 2. С. 175–191.
30. Алипченков В.М., Беликов В.В., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев В.А., Колобаева П.В., Мосунова Н.А., Стаханова А.А., Стрижов В.Ф. Верификация интегрального универсального расчетного кода ЕВКЛИД/V1 // МНТК «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», третья международная научно-техническая конференция: тезисы докладов. – М.: ОАО «НИКИЭТ», 2014. С. 189–190.
31. Алипченков В.М., Васильев С.И., Веретенцев В.А., Беликов В.В., Колобаева П.В., Лежнин С.И., Мосунова Н.А., Назарова С.Н., Афремов Д.А., Кудрявцев А.В., Семченков А.А. Расчёты некоторых элементов теплообменного оборудования, отдельных процессов и явлений, протекающих в реакторных установках с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем, кодом HYDRA-IBRAE/LM/V1 / Сборник докладов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2014)», 14-17 октября 2014 г. – Обнинск: ГНЦ РФ–ФЭИ. 2015. С. 227–236.
32. Алипченков В.М., Васильев С.И., Веретенцев В.А., Зейгарник Ю.А., Мосунова Н.А., Колобаева П.В., Бреднихина А.Ю., Бутов А.А., Кудашов И.Г., Лежнин С.И., Усов Э.В., Аулов И.В., Красько И.С., Матвеева Н.Г., Рогов А.А., Афремов Д.А., Кудрявцев А.В. Верификация тепло-

- гидравлического расчетного кода HYDRA-IBRAE/LM и расчеты компонентов реакторных установок на быстрых нейтронах / Сборник тезисов докладов научно-технической конференции Теплофизика-2013 «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах», Обнинск, 2013. С. 154–156.
33. Белов А.А., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев В.А., Вещунов М.С., Мосунова Н.А., Полоус М.А., Стаханова А.А., Стрижов В.Ф. Расчет стационарных и переходных режимов работы реакторной установки со свинцовым теплоносителем интегральным кодом ЕВКЛИД/V1 / Сборник докладов четвертой конференции ТЖМТ. Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ–ФЭИ», 2013. С. 171–183.
 34. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2014619799 «Динамический интегральный универсальный расчетный код для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Версия 1.0». Авторы: Алипченков В.М., Беликов В.В., Белов А.А., Болдырев А.В., Васекин В.Н., Вепрев Д.П., Веретенцев В.А., Вещунов М.С., Мосунова Н.А., Нужный А.С., Озрин В.Д., Селезнев Е.Ф., Стаханова А.А., Стрижов В.Ф., Тарасов В.И., Чернов С.Ю. Дата государственной регистрации в Реестре программ для ЭВМ: 22 сентября 2014 г.
 35. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2015660310 «Программный модуль для расчета межконтурных течей в парогенераторе реакторной установки типа БРЕСТ. Версия 1.0». Авторы: Алипченков В.М., Беликов В.В., Веретенцев В.А., Мосунова Н.А. Дата государственной регистрации в Реестре программ для ЭВМ 28 сентября 2015 г.
 36. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2014619935 «Программа для решения задач нестационарной теплогидравлики применительно к реакторным установкам и экспериментальным стендам с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Версия 1.0». Авторы: Алипченков В.М., Беликов В.В., Веретенцев В.А., Мосунова Н.А. Дата государственной регистрации в Реестре программ для ЭВМ: 25 сентября 2014 г.
 37. Вабищевич Н.П., Вепрев Д.П., Исаков А.Б., Дробышевская И.Н., Колташев Д.А., Мосунова Н.А., Протасов Д.А., Селезнев Е.Ф., Стрижов В.Ф., Шершов А.В. Динамический интегральный универсальный расчетный код для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Учебная версия 1.0. ЕВКЛИД/E1.0 : Учебное пособие. – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. 136 с. Инв. № 4912-2330.ЦОПК/17-1-УП-2-3.

Мосунова Настасья Александровна

Развитие научно-методических основ и разработка интегрального программного комплекса для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Подписано в печать 25.07.2018 г.
Формат 60×90^{1/16}. Бумага 80 г/м². Гарнитура «Times»
1,98 авт. л.

Тираж 100 экз.
Печать на аппарате Konica Minolta. ИБРАЭ РАН.
115191, Москва, ул. Б.Тульская, 52
Телефон: 8-495-955-22-66