

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК  
(ИБРАЭ РАН)

На правах рукописи

ЧАЛЫЙ РУСЛАН ВАСИЛЬЕВИЧ



**ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС СОКРАТ-БН ДЛЯ АНАЛИЗА  
И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ НА  
БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

Специальность 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный  
цикл, радиационная безопасность»

**АВТОРЕФЕРАТ**

диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

**МОСКВА 2024 г.**

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

НАУЧНЫЙ  
РУКОВОДИТЕЛЬ:

Семенов Владимир Николаевич  
доктор физико-математических наук,  
профессор

ОФИЦИАЛЬНЫЕ  
ОПОНЕНТЫ:

Коробейников Валерий Васильевич  
доктор физико-математических наук,  
профессор, «Государственный научный  
центр Российской Федерации – Физико-  
энергетический институт имени А.И.  
Лейпунского.

ВЕДУЩАЯ  
ОРГАНИЗАЦИЯ:

Харитонов Владимир Степанович  
кандидат технических наук, доцент,  
Национальный исследовательский ядерный  
университет «МИФИ»  
Федеральное государственное бюджетное  
образовательное учреждения высшего  
образования «Нижегородский  
государственный технический университет  
им. Р.Е. Алексева» (ФГБОУ ВО «НГТУ  
им. Р.Е. Алексева»)

Защита состоится 15 января 2025 г. в 11:00 на заседании диссертационного совета 24.1.496.01 на базе Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук по адресу: 115191, г. Москва, ул. Б. Тульская, д. 52

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук и на сайте <https://ibrae.ac.ru/contents/623/>

Автореферат разослан « \_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 2024 г.

Ученый секретарь диссертационного совета

к.т.н.



В.Е. Калантаров

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### **Актуальность работы**

Развитие реакторов на быстрых нейтронах имеет большую важность с точки зрения реализации замкнутого топливного цикла для повышения эффективности использования ядерного топлива. В настоящее время в России эксплуатируется 2 энергоблока с РУ на быстрых нейтронах типа БН (БН-600 с 1980 года, БН-800 с 2015 года). Дополнительно проектируются новые энергоблоки, например РУ БРЕСТ, РУ БН-1200(М).

Требования к обоснованию безопасности реакторов данного типа, определяются так же, как и других объектов использования атомной энергии, федеральными нормами и правилами. Например, требованиями к содержанию отчета по обоснованию безопасности НП-018-05 [1]. Для обоснования безопасности широко используются расчетные средства, позволяющие оценить поведение РУ в аварийных режимах, которые невозможно наблюдать натурно из-за опасности радиационного загрязнения. Такие расчетные средства должны соответствовать ряду нормативных документов [1-3], в частности должны быть валидированы и аттестованы.

В 2010 году в России стартовала федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период до 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» (ФЦП ЯЭНП), в рамках которой было выделено отдельное направление по созданию комплекса отечественных программ для ЭВМ, включая программы для анализа безопасности РУ с жидкометаллическим теплоносителем. Такие работы по целому ряду направлений были развернуты в ИБРАЭ РАН, что стало основанием проведения исследования, представленного в рамках данной диссертационной работы.

Анализ открытых источников, включая базы данных ФБУ НТЦ ЯРБ показал, что для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем на момент начала работы (2010 г.) насчитывалось всего около 15 аттестованных программ. Основная часть программ предназначалась для моделирования нейтронно-физических процессов. Три программы из базы данных, предназначались для моделирования теплогидравлических процессов (TANDEM, BURAN, MIF-2). Использование имеющихся программ было ограничено либо стационарными режимами для проектных задач, либо проектными авариями без учета динамики ряда важных процессов. В частности, это связано с выбором адекватных граничных условий для корректного моделирования динамических процессов. Использование граничных условий из сторонних программ требует большого количества итераций или применять излишнюю консервативность.

Современные требования к обоснованию безопасности предполагают использование мультифизических (интегральных) программ, в которых учитываются обратные связи между разными физическими процессами, тем самым обеспечивая адекватные граничные условия с учетом динамики процесса. Например, учет связей между деформационными и температурными процессами в топливе и теплоносителе позволяют правильно учитывать термоупругие деформации и обеспечивать динамически изменяемую поверхность теплообмена; учет динамики изменения температур в переходных процессах с нейтронно-физическими характеристиками, позволяет правильно оценивать динамику изменения мощности. Большое количество моделируемых процессов в рамках связанного расчета позволяет получить наиболее полные и адекватные граничные условия. Так анализ практики выполнения расчетного обоснования безопасности РУ БН-600 и БН-800 в отсутствие полноценных интегральных программ в части оценки транспорта летучих продуктов деления (ПД) в первом контуре, показал, что использовалась консервативная методика: отсутствовал учет их осаждения на поверхностях оборудования.

Анализ наиболее известных зарубежных и российских интегральных кодов показали их ограниченную доступность на территории РФ (например, SIMMER, SAS4A/SASSYS-1) или ограниченность по процессам и полноте расчетной схемы (например, в коде COREMELT не было модели накопления и переноса ПД, термомеханики твэла, область моделирования ограничена первым контуром).

Таким образом, задача создания отечественного интегрального мультифизического комплекса являлась, безусловно, актуальной.

Другим важным фактором, определяющим актуальность разработки, а также выбранный подход к созданию программы, стали обновленные нормативные требования (НП-001-15): к обоснованию безопасности допускались только программы, прошедшие аттестацию. Данное требование накладывало ограниченные сроки на разработку, валидацию и последующую аттестацию программы. Соответственно, для решения этой задачи был выбран метод адаптации существующих программных решений к процессам в РУ БН, что позволило в сравнительно короткие сроки в рамках данной диссертационной работы, создать программный комплекс, удовлетворяющий современным нормативным требованиям.

### **Цель диссертационной работы**

Цель работы – разработка и валидация программного комплекса (интегрального расчетного кода) для задач расчетного обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в условиях нарушений нормальной эксплуатации,

проектных и запроектных авариях, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны, отвечающего современным нормативным требованиям в области использования атомной энергии.

Для достижения цели необходимо было решение следующих задач:

- анализ: конструкции действующих и проектируемых РУ, перечня рассматриваемых аварийных сценариев, феноменологии процессов, характеризующих аварийный сценарии, существующей экспериментальной базы, существующих программных решений в области моделирования быстрых реакторов с натриевым теплоносителем и водо-водяных реакторов для выбора компонентов, пригодных для достижения цели исследования;

- формирование требований к архитектуре разрабатываемой программы и необходимому набору математических моделей физических процессов, требуемых для достоверного расчетного обоснования поведения быстрых реакторов с натриевым теплоносителем в условиях нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях;

- доработка и адаптация математических моделей, и интеграция отдельных программных модулей для создания единого программного комплекса – интегрального кода СОКРАТ-БН;

- выполнение валидации и верификации разработанного программного комплекса;

- разработка численных моделей реакторных установок с натриевым теплоносителем средствами разработанного интегрального кода и выполнение демонстрационного расчета представительного сценария на полномасштабной модели.

### **Научная новизна работы:**

- впервые разработан и валидирован российский мультифизичный программный комплекс (интегральный код СОКРАТ-БН) для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, который в рамках сквозного единого расчета позволяет моделировать: теплогидравлические, нейтронно-физические процессы, термомеханику топлива, процессы накопления и переноса ПД и процессы, связанные с деградацией активной зоны;

- программный комплекс позволил моделировать аварийные процессы от исходного события до потенциального выхода источника радиоактивных ПД в окружающую среду для оценки последствий радиационного загрязнения прилегающих к АЭС территорий;

- программный комплекс позволил впервые разработать полномасштабную расчетную модель РУ БН, включающую описание тракта циркуляции натрия по 1-му, 2-му контурам РУ, по натриевому контуру системы аварийного расхолаживания, воздушного теплообменника и циркуляцию водного теплоносителя в пределах парогенератора;

– программный комплекс позволил снизить консервативность расчета переноса и выхода ПД в окружающую среду за счет учета обратных связей гидродинамического и теплового состояния параметров первого контура и элементов оборудования, включая газовую систему компенсации давления.

### **Практическая значимость**

Разработанный комплекс СОКРАТ-БН используется главным конструктором РУ БН АО «ОКБМ Африкантов» для расчетного анализа и обоснования безопасности РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600, БН-800 и обоснования проекта БН-1200.

### **Положения, выносимые на защиту**

1. Программный комплекс СОКРАТ-БН для расчетного обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах (РУ БН) с натриевым теплоносителем в режимах нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, его архитектура и состав моделей.

2. Состав верификационной базы, состоящей из 7 матриц верификации (для 7-ми базовых программных модулей), включающей 55 экспериментов для валидации интегрального кода, и результаты валидации и верификации программы.

3. Численные модели РУ в интегральной компоновке, разработанные средствами программного комплекса СОКРАТ-БН и результаты моделирования представительного сценария – тяжелой аварии с несанкционированным извлечением стержней СУЗ из активной зоны с отказом всех средств воздействия на реактивность.

### **Достоверность и обоснованность результатов работы**

Достоверность полученных результатов и выводов диссертационного исследования подтверждается успешно выполненной процедурой валидации и верификации программы, а также положительным заключением экспертизы ФБУ «НТЦ ЯРБ» о возможности использования программы для анализа безопасности объектов использования атомной энергии – АЭС с РУ-БН.

### **Личный вклад автора**

Все результаты работы, непосредственно выносимые на защиту диссертации, получены автором лично, либо при его непосредственном участии в процессе взаимодействия с разработчиками отдельных модулей, а именно:

- постановка задач исследований, анализ объекта исследования, анализ существующих и доступных программных решений, систематизация результатов исследований по выбранному направлению;

- проектирование архитектуры нового программного комплекса, обеспечивающего полноценное и адекватное моделирование аварийных режимов;

- интеграция отдельных программных модулей в единый программный комплекс (обеспечение обмена данными, порядок и синхронизация вызова модулей). Доработка отдельных моделей по результатам опытной эксплуатации комплекса для обеспечения устойчивой работы программы, адекватного описания физических процессов с учетом особенностей реакторной установки и повышения точности ее моделирования;

- валидация и верификация разработанного программного комплекса;

- разработка расчетных моделей РУ БН и выполнение расчета представительного сценария для РУ БН.

### **Апробация работы**

Результаты диссертации докладывались и обсуждались на следующих российских и международных конференциях:

- НТК Теплофизика 2011, 19-21 октября, 2011, Обнинск;

- МНТК «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», проводимой при поддержке Государственной корпорации «Росатом» и Ядерного общества России 27-29 ноября 2012 г. в Москве;

- Конференция «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», с 29.10.2013 г. по 01.11.2013 г., г. Обнинск;

- 3-я МНТК «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2014) 7-10 октября 2014 г

- Международная конференция по быстрым реакторам и замкнутому топливному циклу: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), г. Екатеринбург с 26 по 29 июня 2017 г.

- 5-я МНТК «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2018, 2–5 октября 2018 г., г. Москва)

- Международная конференция МАГАТЭ «International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future» (FR22) в 2022, (Вена, Австрия).

- техническое совещание МАГАТЭ, «Technical Meeting on the Safety Approach for Liquid Metal Cooled Fast Reactors and the Analysis and Modelling of Severe Accidents», г. Вена (Австрия) с 13 по 17 марта 2023 г..

- Отраслевая НТК «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-2023)» 04-05 октября 2023 года АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

**Публикации.** По теме диссертации опубликовано 15 работ, в том числе 2 научные статьи в рецензируемых изданиях из перечня ВАК Минобрнауки России и 4 научные статьи в изданиях, индексируемых в

международной базе данных Scopus и входящих в Russian Science Citation Index, 9 свидетельств о регистрации программы.

### **Структура и объем работы**

Диссертация состоит из введения, 4 глав, общих выводов и рекомендаций, списка литературы из 151 библиографических ссылок. Общий объем работы составляет 224 страницы основного текста, включая 53 таблицы и 122 рисунка.

### **СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** обоснована актуальность темы диссертационной работы, сформулированы цель и задачи исследования, представлены научная новизна и практическая значимость работы, достоверность результатов, личный вклад автора, информация об апробации работы, перечислены основные положения, выносимые на защиту, приведены публикации по теме исследования.

**В первой главе** формулируется общая постановка задачи. Выполнен анализ литературы в области исследования. Выполнен анализ объекта исследования – реакторных установок с натриевым теплоносителем. По результатам исследования представлены:

- характерные исходные события, инициирующие аварии;
- ключевые характеристики объекта;
- ключевые явления, характерные для переходных и аварийных режимов на РУ БН.

Выполнен обзор экспериментальной базы для валидации интегрального кода по ключевым явлениям, важным для безопасности.

Выполнен обзор аттестованных программ для моделирования РУ БН. Установлено отсутствие аттестованных интегральных кодов на начало работ по диссертации, позволяющих моделировать аварийных процессов от исходного события до формирования выброса радиоактивных веществ в окружающую среду.

Выполнен обзор не аттестованных зарубежных и российских программ, имеющих интегральные характеристики. Установлено, что существующие коды имеют ограничения в перечне моделируемых процессов и требуют проведения итераций для комплексного анализа наиболее важных процессов для безопасности. Такой подход снижает качество моделирования, т.к. не учитывает взаимное влияния между процессами.

По результатам анализа, выполненного в первой главе, продемонстрирована необходимость разработки и аттестации интегрального кода для обоснования безопасности АЭС с РУ БН. Сформулированы задачи, которые необходимо решить для разработки программы и требования к ним.

Во второй главе представлена общая структура интегрального кода СОКРАТ-БН, разработанного на базе программы СОКРАТ/В1 [27], приведена информация об основных моделях, включенных в состав разработанного кода, и представлено обоснование выбора используемых приближений, представлена архитектура программы (рисунок 1), включающая следующие блоки:

- стационарный, моделирующий процессы на временах топливных кампаний;
- нестационарный, моделирующий быстро протекающие переходные и аварийные процессы.

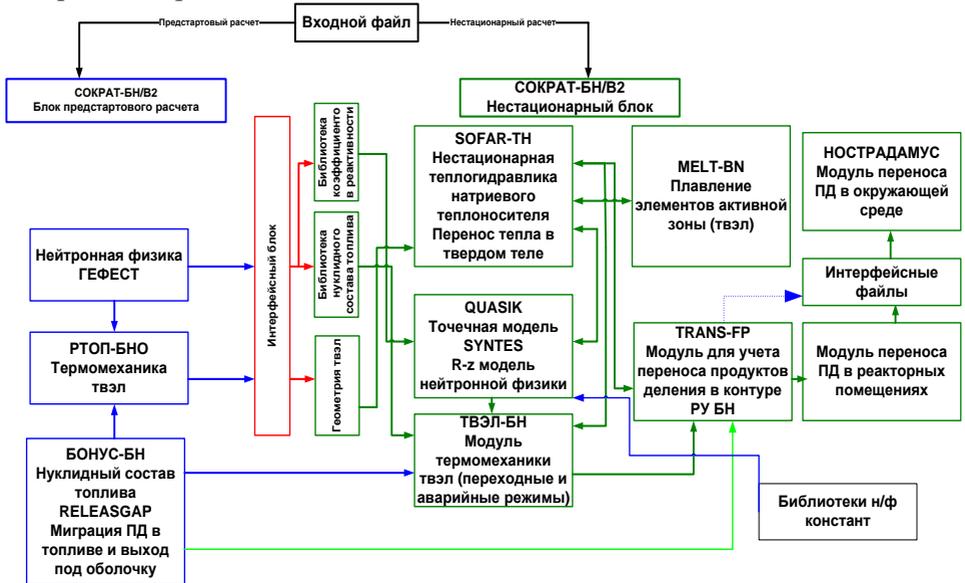


Рисунок 1 – Конфигурация интегрального кода СОКРАТ-БН

Разработанная архитектура программного комплекса позволила обеспечить согласованные расчеты моделирования РУ БН в условиях нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий, включая тяжелые с плавлением активной зоны от исходного события до потенциального выхода радиоактивных ПД в окружающую среду.

В разделе 2.1 представлена информация по каждому программному модулю, включенному в СОКРАТ-БН, представлена информация по алгоритмам интеграции и выполненным автором доработок моделей в составе программы. В состав программного комплекса включены следующие программные модули.

Программный модуль SOFAR-TH (прототип - теплогидравлический модуль кода СОКРАТ/В1 [27]) включает модель канальной теплогидравлики с двухфазной, гетерогенной, двухскоростной моделью

течения натриевого теплоносителя. Модель использует эмпирические корреляции для расчета теплообмена и трения со стенками и на межфазной границе. Моделируется работа основного оборудования 1-го, 2-го РУ, парогенератор по 3-му контуру (вода) и контур аварийного расхолаживания (натрий, газ). Для моделирования конструкционных материалов РУ используется r-z геометрия. В составе интегрального кода выполнено: повышение устойчивости программы, модернизация модели закризисного теплообмена, разработка моделей элементов оборудования.

Программный модуль TRANS-FP – разработан с использованием подходов, реализованных в модуле переноса ПД кода СОКРАТ/ВЗ [26]. TRANS-FP моделирует транспорт ПД в натриевом теплоносителе и в газовой системе РУ.

Программные модули для моделирования напряженно-деформированного состояния (НДС) твэлов разработаны на основе подходов, реализованных в программе РТОП-СА для моделирования твэлов РУ ВВЭР. В предстартовый блок включен модуль РТОП-БНО [25] для решения сопряженной задачи определения НДС в топливном сердечнике и оболочке твэла с учетом реструктуризации топлива, растрескивания, набухания под действием облучения и температурных напряжений. Учитывается давление газов, вышедших под оболочку твэла, изменения теплопроводности газового зазора, а также термическое сопротивление при условии контакта топливо-оболочка. В модуле реализованы свойства материалов топлива и оболочек используемых в РУ БН. Для связи между стационарным и нестационарным модулем был разработан интерфейс обмена данными.

В нестационарный блок включен модуль ТВЭЛ-БН, который обеспечивает расчет НДС для оболочек твэлов. Для корректного решения задачи НДС оболочки, в качестве исходных данных используются значения остаточных деформаций, рассчитанных стационарным модулем РТОП-БНО.

Основная задача, решаемая модулем ТВЭЛ-БН – оценка условий разгерметизации твэлов. В программу внедрены несколько критериев разгерметизации.

Для моделирования нейтронно-физической (н/ф) задачи были интегрированы следующие модули:

Программный модуль QUASIK - модель нейтронной кинетики в точечном приближении, применяемый для расчета изменения мощности до начала кипения теплоносителя. В программу внедрены алгоритмы управления СУЗ.

Программный модуль SYNTES [24] обеспечивает расчет изменения мощности реактора в условиях тяжелых аварий, включая стадию изменения геометрии активной зоны в результате ее плавления. В модуле SYNTES

решается задача переноса нейтронов в двумерной геометрии ( $r$ - $z$ ) в диффузионном многогрупповом приближении. Реализованная нестационарная задача решается в квазистатическом приближении. Подготовка констант обеспечивается с помощью комплекса CONSYST/БНАБ-93. Автором разработаны интерфейсы взаимодействия между модулем SYNTES и другими модулями, а также алгоритмы учета дополнительных эффектов реактивности.

Программный модуль БОНУС-БН разработан на основе моделей кода СОКРАТ [28] и предназначен для быстрой оценки изменения нуклидного состава топлива в стационарных и аварийных режимах. В модуле реализована методика расчета изменения концентраций актиноидов при нейтронном облучении, а также изменения концентраций ПД. Моделируется дальнейшая эволюция нуклидного состава уранового и смешанного уран-плутониевого (МОКС) топлива после остановки реактора. Автором была выполнена интеграция модуля и разработка методики учета радиационного распада ПД, поступающих их первого контура при срабатывании систем защиты от превышения давления.

Программный модуль MELT-BN реализован на основе тяжелоаварийного модуля кода СОКРАТ/В1 [27] и предназначен для моделирования процессов плавления оболочек ТВЭЛ, топлива и чехла ТВС, формирования блокировок проходного сечения в межТВЭльном пространстве, перемещения расплава в границах активной зоны. В модуле реализованы свойства для уранового и смешанного уран-плутониевого топлива. Автором выполнена модернизация модели вертикального перемещения расплава с учетом воздействия силы трения с газовым потоком и перемещения между элементами в радиальном направлении.

Для замыкания задачи по оценке радиационных последствий тяжелых аварий, в состав СОКРАТ-БН включен интерфейс для организации передачи исходных данных по источнику ПД:

в программу КУПОЛ для расчета распространения ПД в помещениях энергоблока;

в программу НОСТРАДАМУС для расчета распространения ПД в атмосфере и оценки доз для населения и загрязнения окружающей среды.

**В третьей главе** представлена информация о валидации и верификации разработанной программы для каждого из модулей. Приведена сводная информация по всем экспериментам. Подробно рассмотрены примеры валидационных расчетов, выполненных лично автором или при его непосредственном участии.

**В разделе 3.1** представлена информация о разработанных матрицах валидации и верификации и основные результаты валидации.

При валидации теплогидравлического модуля рассмотрено 18 ключевых явлений, связанных с гидродинамикой теплоносителя и условиями теплообмена, для которых были подобраны прототипные эксперименты. В матрицу верификации включены данные, полученные на 8 экспериментальных установках, три из которых представляют собой полномасштабные реакторные установки (РУ БН-600, РУ PHENIX и EBR-II). В общей сложности было промоделировано 26 экспериментальных тестов. Реакторные эксперименты, выполненные на РУ БН-600, также использовались для верификации связанной задачи теплогидравлики и н/ф.

Для валидации модуля TRANS-FP было выделено 8 ключевых явлений, связанных с поведением ПД в натриевом контуре и газовой системе РУ. Рассмотрено 3 эксперимента в натурной постановке (по данным на РУ БН-600) и 4 локальных эксперимента по отдельным явлениям [5 - 8].

Валидация модуля БОНУС выполнялась по двум направлениям: валидация модели наработки и радиоактивных взаимопревращений нуклидов в реакторах на быстрых нейтронах и валидация модели расчета остаточного энерговыделения. Для этой задачи были подобрано и включено в состав матрицы верификации модуля 8 экспериментов (6 экспериментов по исследованию энерговыделения в облученных образцах-свидетелях и 2 эксперимента с исследованием нуклидного состава) (таблица 2), а также кросс-верификация с проектными программами.

Таблица 2 - Матрица верификации модуля БОНУС-БН

№	название	Характеристика	Публикация
1	Импульсные эксперименты	Эксперименты по исследованию остаточного энерговыделения в ПД	[11]-[17]
2	Эксперименты на реакторе JOYO (Япония)	Эксперименты по облучению МОКС топлива с его последующим высокотемпературным отжигом	[18]
3	РУ БН-350	Облучение образцов-свидетелей	[19]
4	Кросс верификация	Проектные программы	[20]

При валидации термомеханических модулей учитываются такие процессы и явления как реструктуризация, ползучесть, распухание топлива, деформация оболочки, связанная с термическими, механическими и радиационными воздействиями. Для валидации моделей формоизменения твэла в режиме нормальной эксплуатации использовались экспериментальные данные АО «ИРМ» [9]. Для отдельных моделей модуля РТОП-БНО, влияющих на формоизменение (расчет температурного поля в твэле, распухание топливной таблетки, выход ГПД) проводилось сравнение с результатами расчетов по аттестованному топливному коду КОРАТ [10].

Для верификации моделей деформации твэла в аварийных условиях использованы аналитические тесты и сравнение с конечно-элементными 3-D кодами COMSOL и Z88.

Ключевыми параметрами, рассчитываемыми н/ф модулями QUASIK и SYNTES [24], являются мощность  $P_U$ . Модуль SYNTES также позволяет рассчитывать коэффициент размножения и составляющие реактивности  $\rho$ . Валидация и верификация расчета мощности обоими модулями и выполнялась на реакторных данных, полученных на РУ БН-600 и аналитических тестах. Верификация расчет  $k_{eff}$  и  $\rho$  в модуле SYNTES, как косвенных параметров, выполнялась на аналитических программах и путем сравнения с прецизионными программами, используемыми для обоснования проектных решений. Тесты для валидации и верификации н/ф модуля приведены в таблице 3.

Таблица 3 - Тесты для валидации и верификации н/ф модулей

№	Название	Характеристика	Публикация
1	Международный бенчмарк ANL-7416	Решение задачи нейтронной кинетики в двухмерной геометрии (BSS-8)	[21]
2	Эксперимент на РУ БН-600	Расчет режима по сбросу стержня АЗ-П в случае отключения одного ГЦН	[22]
3	Расчет коэффициентов реактивности	Пустотный натриевый, плотностной натриевый, Доплера	-
4	Аналитические тесты	Расчет изменения амплитудной составляющей мощности для модели точечной кинетики	-

При валидации процессов разрушения активной зоны модулем MELT-VN учитываются такие явления как стекание расплавленных материалов вдоль твэлов под действием гравитации и трения с парогазовым потоком; радиационный теплообмен в ТВС при кипении теплоносителя и плавлении твэлов; конвективный обмен массой и энергией при образовании бассейна расплава в пределах активной зоны.

Для валидации и верификации перемещения материалов в процессе разрушения были использованы аналитические тесты и экспериментальные исследования, выполненные на реакторе TREAT. Используемые тесты для валидации и верификации приведены в таблице 4.

Таблица 4 - Тесты для валидации и верификации модуля MELT-ВН

№	Название	Характеристика
1	Аналитические тесты	Замерзание расплава в цилиндрической геометрии
		Перемещение пленки жидкости под воздействием силы тяжести
		Перемещение пленки жидкости за счет взаимодействия с газовым потоком
2	Эксперименты на реакторе TREAT [22]	Плавление 1- и 7-ми стержневых сборок

В разделе 3.2 представлены примеры валидационных расчетов выполненных автором лично или при его непосредственном участии.

Результаты сравнения расчетов с данными измерений изменения нуклидного состава в образцах  $^{239}\text{PuO}_2$ , облученного в образцах-свидетелях в а.з. РУ БН-350, представлены в таблице 5. Образцы облучались в стандартной ТВС в течение 22 и 23 микрокампаний при мощности 700 МВт. В послереакторных исследованиях был проведен радиохимический анализ нуклидного состава образцов, в котором измерялась масса актинидов, а также активность  $^{144}\text{Ce}$ . Относительное отклонение расчета масс актинидов составляет 10–20%, активности  $^{144}\text{Ce}$  ~10–15%.

Таблица 5 - Сравнение эксперимента и результата расчета модулем БОНУС-БН для образца  $^{239}\text{PuO}_2$

	Эксперимент		БОНУС-БН	ε, %
	Начало облучения	Конец облучения		
Масса, мг				
$^{238}\text{Pu}$	0,03	0,06	0,05	-17,4
$^{239}\text{Pu}$	461,0	392,2	387,0	-1,1
$^{240}\text{Pu}$	19,0	32,3	35,0	9,5
$^{241}\text{Pu}$	0,5	1,3	1,4	10,6
$^{242}\text{Pu}$	0,02	0,09	0,06	-30,2
$^{241}\text{Am}$	0,5	0,5	0,5	-8,0
Активность, ГБк				
$^{144}\text{Ce}$	–	125	111	-10,9

Результаты кроссверификации с расчетами по коду КОРАТ и валидации модуля РТОП-БНО по данным экспериментальных измерений остаточных деформаций облученных твэлов представлены на рисунке 2. Результаты расчета распределения остаточных деформаций количественно

сопоставимы с результатами по аттестованному коду КОРАТ и находятся в интервале распределения экспериментальных значений.

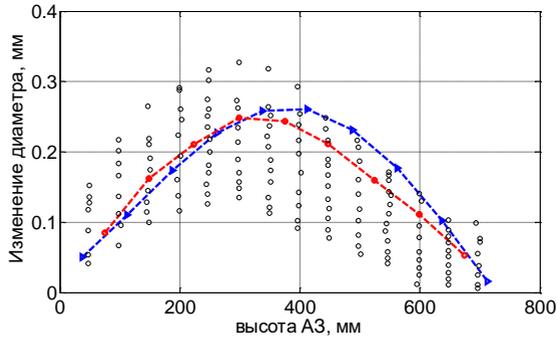


Рисунок 2 - Сравнение расчетного и экспериментального необратимого изменения диаметра (мм) оболочки ТВЭЛ в конце кампании по высоте а. з.  
 —○— - код КОРАТ, —▼— - модуль РТОП-БНО, ○ – экспериментальные данные

Результаты валидации на эксперименте «Останов энергоблока в результате срабатывания БАЗ по факту отключения двух из трех ТГ при мощности реактора ~ 95 %  $N_{ном}$ » на РУ БН-600 приведены на рисунке 3. События экспериментального режима развивались по следующему сценарию: исходное событие (0 с.) соответствует отключению турбогенератора №6. Через 30 с отключаются ГЦН-1 и 2 петли №6 и происходит ввод стержня петлевой защиты (АЗ-П) и мощность реактора снижается до ~ 65%  $N_{ном}$ . Через 33 с. закрывается обратный клапан ГЦН-1 6-й петли. Через 36 секунд отключается турбогенератор петли №5 и срабатывает сигнал защиты (АЗ), что приводит к останову реактора. Начинается выбег насосов, отключение последнего турбогенератора и реактор переходит в режим расхолаживания.

На рисунке 3 приведены значения мощности, рассчитанные с помощью н/ф модуля кода СОКРАТ-БН и экспериментальные значения, также приведены расчетные значения температуры на входе и выходе ПТО отключенной петли (сплошные линии на рисунке а) и сплошные и пунктирные на рисунке б) – расчет по коду СОКРАТ-БН, круглые и квадратные маркеры - эксперимент). Отклонение расчетных температур от экспериментальных составляет от 4 до 18 К.

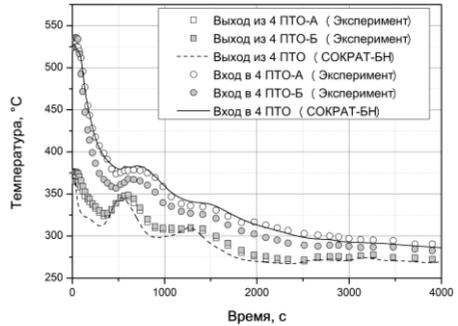
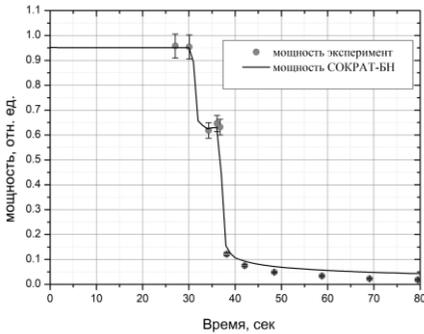


Рисунок 3 – Результаты расчеты режима на РУ БН-600

Валидация по данным показаний системы КГО в газовой полости реактора РУ БН-600 при разгерметизации твэла во время 54 МКК представлены на рисунке 4. В рамках данного эксперимента рассматривался выброс ГПД в теплоноситель первого контура в результате разгерметизации одного твэла. На графике сплошными линиями представлены результаты расчета по СОКРАТ-БН, маркерами обозначены экспериментальные данные. Среднеквадратичное отклонение по изотопу  $^{88}\text{Kr}$  составило 20.8%.

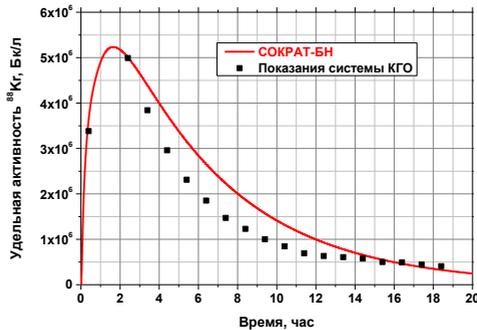


Рисунок 4 – Изменение удельной активности изотопа  $^{88}\text{Kr}$  в ГПР. Маркеры – данные на РУ БН, 2 – расчет по коду СОКРАТ-БН

В качестве примера валидации модуля SYNTES на рисунке 5 приведено изменение относительной мощности в РУ БН-600 при срабатывании стержня петлевой защиты АЗ-П и поддержании заданной мощности регулирующим стержнем. На рисунке 5 представлены экспериментальные данные (синие квадраты с вертикальными планками погрешности) и расчет с использованием модуля SYNTES (зеленая кривая).

В целом, все полученные расчетные значения вписываются в интервал погрешности  $\pm 10\%$ .

В практических приложениях модуль SYNTES использовался для расчетов изменения мощности в аварии с плавлением топлива в РУ БН-600, БН-800 и БН-1200

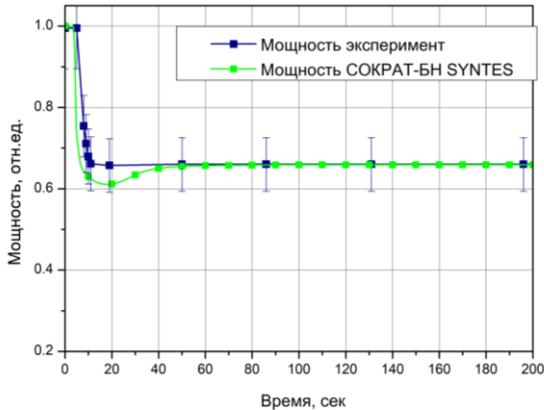


Рисунок 5 – Относительная мощность РУ

В качестве примера верификации моделей плавления приведены данные, полученные на реакторе TREAT (США). В таблице 6 представлены результаты сравнения экспериментальных и расчетных данных ключевых параметров, используемых при моделировании аварии типа ULOF для экспериментов R3, R4, R5, выполненных на реакторе TREAT[22].

Таблица 6 - Сравнение референтных результатов расчета с экспериментом.

Явление	R-3		R-4		R-5	
	Расчет	Эксп-нт	Расчет	Эксп-нт	Расчет	Эксп-нт
Закипание, сек.	20,6	20,5	13,5	13,1	12,3	12,5
Кризис, сек.	22,5	–	14,2	14,1	13,0	13,
Начало плавления, сек	23,3	23,5	15,3	16	14,0	15,7

В четвертой главе представлены результаты анализа тяжелой аварии для прототипной РУ с натриевым теплоносителем большой мощности. Представлена детальная информация по разработанной расчетной модели интегральной установки РУ БН большой мощности, реализованной во входном наборе СОКРАТ-БН и включающей модели основного оборудования первого контура, второго, ПГ третьего контура и контура системы аварийного расхолаживания.

Нодализационная (расчетная) схема РУ БН большой мощности представлена на рисунке 6.

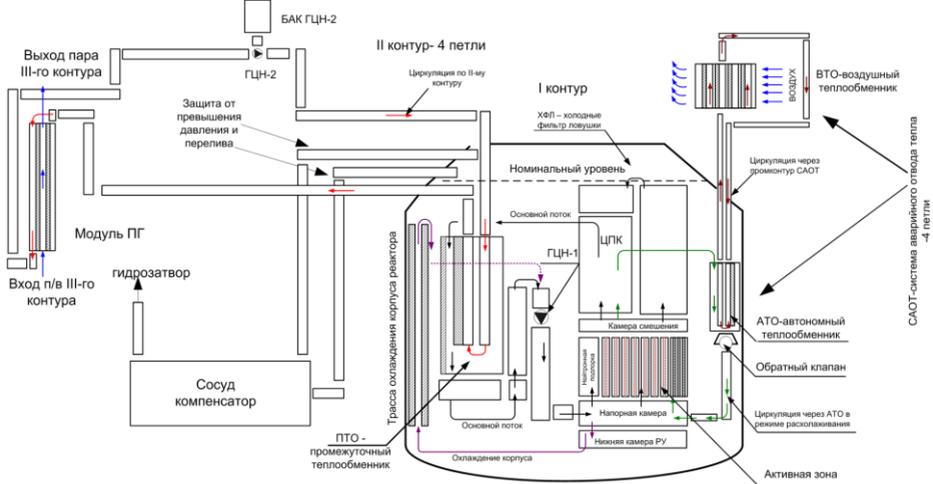
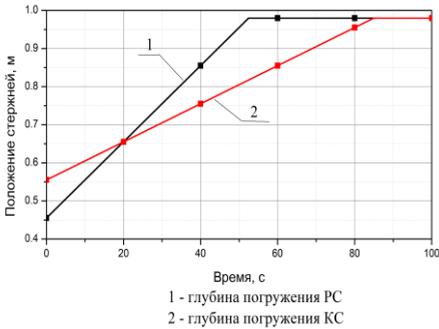


Рисунок 6 – Нодализационная схема РУ БН-1200

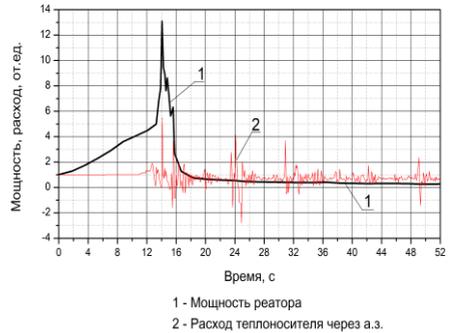
На основе разработанной модели был выполнен расчет одного из типовых сценариев тяжелой аварии на РУ БН типа УТОР, который характеризуется вводом положительной реактивности за счет извлечения стержней СУЗ (РС и КС).

Схема извлечения стержней РС и КС представлена на графике (рисунок 7 а). В результате извлечения стержней происходит ввод реактивности, что приводит к росту мощности и разогреву топлива и теплоносителя. К 11-й секунде температура теплоносителя достигает температуры насыщения, и теплоноситель закипает. Рост мощности реактора до начала кипения натрия в а.з. ограничивается отрицательным Доплер–эффектом. После начала процесса кипения его область быстро распространяется к центру а.з., в результате чего достигается кризис теплообмена, плавление оболочек твэлов, что приводит к вводу положительной реактивности и мощность реактора скачком увеличивается до  $\sim 13 N_{\text{НОМ}}$ . После этого происходит масштабное плавление топлива и его перемещение из центральной части а.з. В результате этого мощность реактора снижается ниже номинального значения.

Суммарное изменение мощности реактора представлены на рисунке 7 б.



а) Схема извлечения стержней РС и КС в начале аварии



б) Мощность реактора и расход теплоносителя через а.з.

Рисунок 7 – Результаты расчета аварии УТОР

Кроме анализа изменения мощности реактора, в демонстрационном расчете была выполнена оценка термомеханического состояния оболочек, термодинамическое состояние среды в корпусе реактора, оценка масштаба повреждения элементов активной зоны, оценка источника выброса ПД.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполнения работ, представленных в диссертации, разработан программный комплекс СОКРАТ-БН, предназначенный для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами нового поколения на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

В диссертации выполнен подробный анализ проблемы моделирования переходных и аварийных режимов на АЭС с РУ БН, включающий:

- анализ явлений важных для безопасности;
- характерные аварии и исходные события, рассматриваемые для РУ БН;
- современные подходы к полномасштабному моделированию РУ БН;
- анализ существующей экспериментальной базы, для валидации программ для РУ БН.

На основании проведенного анализа выбраны модели и приближений для адекватного модельного представления РУ БН. На основе выбранных моделей разработан новый программный комплекс – интегральный код СОКРАТ-БН.

Выполнена полноценная валидация и верификация программы СОКРАТ-БН с использованием современных подходов к анализу погрешности и неопределенностей на локальных и интегральных экспериментах и аналитических тестах, выполнена кросс-верификация с

аттестованными кодами. По результатам выполненной валидации программный комплекс был аттестован ФБУ «НТЦ ЯРБ».

В рамках подготовки программы для передачи в промышленную эксплуатацию выполнен расчетный анализ представительного сценария тяжелой аварии с несанкционированным вводом реактивности и отказом всех средств СУЗ. В расчетах аварийного сценария была продемонстрирована связанная работа всех модулей интегрального кода от исходного события до оценки последствий аварии для населения. По результатам расчетной оценки продемонстрировано, что уровень радиационного выброса в результате тяжелой аварии типа УТОР не приводит к принятию мер по эвакуации и отселению на прилегающих к АЭС территориям.

В настоящее время программный комплекс СОКРАТ-БН активно используется главным конструктором РУ БН при выполнении расчетных анализов по обоснованию безопасности действующих реакторов (РУ БН-600, БН-800) и разрабатываемых перспективных реакторов (РУ БН-1200).

## ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

**Статьи в рецензируемых научных изданиях, входящих в БД Scopus, Web of Science и Перечень ВАК РФ**

1. Моделирование процессов кипения натрия в одномерном двухжидкостном приближении с помощью кода СОКРАТ-БН / И. Г. Кудашов, В. Н. Семенов, **Р.В. Чалый**, [и др.]//Атомная энергия. – 2011. – Т. 111, № 3. – С. 137-139.

2. Моделирование плавления оболочки твэла и перемещения расплава в ТВС реакторов типа "БН" кодом "СОКРАТ-БН" / И. С. Вожаков, Э. В. Усов, **Р.В. Чалый**, [и др.]//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов. – 2015. – № 4. – С. 15-21.

3. Анализ и визуализация результатов расчетов интегрального тяжелоаварийного расчетного кода СОКРАТ-БН / С. В. Сумароков, М. В. Гусев, А. А. Кечков, **Р.В. Чалый**, [и др.]//Информационные технологии в проектировании и производстве. – 2019. – № 2(174). – С. 12-15.

4. Двумерный теплогидравлический модуль интегрального кода СОКРАТ-БН: математическая модель и результаты расчетов / Э. В. Усов, **Р.В. Чалый**, Н. А. Прибатурин [и др.] // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, № 2. – С. 95-100.

5. Модели теплообмена кода СОКРАТ-БН для расчета кипения натрия в каналах разной геометрии / И. Г. Кудашов, Э. В. Усов, **Р.В. Чалый**, [и др.] // Атомная энергия. – 2014. – Т. 117, № 5. – С. 261-265.

6. Верификация системных теплогидравлических кодов на базе аналитических тестов применительно к одно- и двухфазному течению жидких металлов / Э. В. Усов, А. А. Бутов, **Р.В. Чалый**, [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 124, № 6. – С. 322-326.

### **Свидетельства о регистрации программ:**

1. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2020665653 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. версия 2.2 (СОКРАТ-БН/В2.2)»: № 2020664681: заявл. от 18.11.2020: опубл. от 27.11.2020 / Чалый, Р.В. Усов Э.В., [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

2. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2019616486 Российская Федерация. «Постпроцессор расчетного кода СОКРАТ-БН/В2. версия 1.0» №: 2019615607 заявл. от: 16.05.2019 опубл. от 23.05.2019/ Чалый, Р.В. Гусев М.В. [и др.]; заявитель ИБРАЭ РАН.

3. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2019618126 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.1 (СОКРАТ-БН/В2.1)»: № 2019616684 заявл. от: 13.06.2019 опубл. от 26.06.2019/ Чалый Р.В., Фокин А.Л. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

4. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015610455 Российская Федерация. «Программа для расчета накопления активности радиоактивных продуктов деления и коррозии в технологических средах быстрых натриевых реакторов»: № 2014661551 заявл. от: 14.11.2014 опубл. от 12.01.2015/ Киселев А.Е., Чалый Р.В [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

5. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015615399 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 1.0»: № 2015612031 заявл. от: 23.03.2015 опубл. от 18.05.2015/ Чалый Р.В., Томащик Д.Ю., и [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

6. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015663625 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.0»: № 2015660436 заявл. от: 02.11.2015 опубл. от 25.12.2015 / Чалый Р.В., Томащик Д.Ю. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

7. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2017664108 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Версия 1.0.»: № 2017660394 заявл. от: 18.10.2017 опубл. от 15.12.2017/ Чалый Р.В., Томащик Д.Ю., [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

8. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2016617407 Российская Федерация. «Программа для анализа процессов дегазации

жидкометаллического теплоносителя реакторной установки»: № 2016614865 заявл. от: 10.05.2016 опублик. от 04.07.2016/ Долганов К.С., Чалый Р.В. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

9. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2018664599 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Учебная версия 1.0 (СОКРАТ-БН/Е1)»: № 2018618006: заявл. от 20.11.2018: опублик. от 27.07.2018/ Белов А.А., Чалый Р. В. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

### **Цитированная литература**

1 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами на быстрых нейтронах» (НП-018-05) 2015 год.

2 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР» (НП-006-98). 1998 г.

3 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15). 2016 г.

4 Совершенствование инженерных кодов для расчетов динамики установок типа БН. Е.В. Богданов, О.Б. Клочкова, В.С. Горбунов, В.А. Соболев. Теплофизика 2005

5 Guon J. Deposition of cesium and barium in sodium-stainless steel system. Canoga Park, Calif : Atomics International, 30 Jun 1970. 78 p. AI-AEC-12952.

6 Borishanskii V.M., Paleev I.I., and at al. Condensation of cesium vapor from flowing argon. *Journal of Engineering Physics*. 1971, Vol. 20, 4, pp. 431-435.

7 Nishimura M., Nakagiri T., Miyahara S. Evaporation release behaviour of volatile fission products (Iodine, Cesium, Tellurium) from liquid sodium pool to the inert cover gas. Japan : O-arai Engineering Center, 1996.

8 Kumar A., Subramanian V. at al. Characterisation of sodium aerosol in cover gas region of SILVERINA loop. *Aerosol and Air Quality Research*. 2015.

9 Кинев Е.А. «Влияние облучения на материалы твэлов с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом при эксплуатации в реакторе БН-600». Автореферат дисс. на соискание уч. степени к.т.н. Заречный, 2009.

10 «Выполнение верификационных расчетов по инженерному твэльному коду и анализ полученных результатов». Глава 19. Инв.№ 60 ДСП. 2013 г.

11 M. Akiyama, S. An. Measurements of fission product decay heat for fast reactors. In: Proc. of Int. Conf. "Nuclear Data for Science and Technology", Antwerp, 6–10 September, 1982, pp. 237–244.

12 J. K. Dickens, T. A. Love and at al. Fission-Product Energy Release for Times Following Thermal-Neutron Fission of  $^{235}\text{U}$  Between 2 and 14 000 s. Nucl. Sci. Eng. 74 (1980) 106–129.

13 J. K. Dickens, T. A. Love and at al. Fission-Product Energy Release for Times Following Thermal-Neutron Fission of Plutonium-239 and Plutonium-241 Between 2 and 14 000 s. Nucl. Sci. Eng. 78 (1981) 126–146.

14 J.L. Yarnell, P.J. Bendt. Calorimetric fission product decay heat measurements for  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$  and  $^{235}\text{U}$ . Report LA-7452-MS, NUREG/CR-0349, 1978.

15 W.A. Schier, G.P. Couchell. Beta and gamma decay heat measurements between 0.1 s – 50,000 s for neutron fission of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$ . Progress report, June 1, 1992 –December 31, 1994. No. DOE/ER/40723--3. Massachusetts Univ., 1997.

16 K. Baumung. Measurement of  $^{235}\text{U}$  fission product decay heat between 15 s and 4000 s. Report KFK-3262, 1981, 92 p.

17 P.I. Johansson. Integral Determination of the beta and gamma heat in thermal-neutron-induced fission of  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  and of the gamma heat in fast fission of  $^{238}\text{U}$ . Report NEA-CRP-L-302, 1987, p.211–223.

18 I. Sato, K. Katsuyama, Y. Arai. Fission gases and helium gas behavior in irradiated mixed oxide fuel pin. J. Nucl. Mater. 416 (2011) 151–157.

19 Кочетков А.Л., Хомяков Ю.С. и др. Верификация программы CARE в реакторных трансмутационных экспериментах на БН-350, БН-600 и БОР-60 / Сб. «Доклады семинара НЕЙТРОНИКА-2003». – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2003.

20 Allen G. Croff. ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials. Nuclear Technology. Volume 62. Number 3. September 1983. Pages 335-352

21 Argonne Code Center: Benchmark Problem Book. Argonne National Laboratory, ANL-7416, 1968, rev. 1972, 1977, 1985. Ссылка: <https://www.osti.gov/scitech/biblio/5037820>.

22 Верификационный отчет интегрального кода СОКРАТ-БН/В1. Регистрационный № в ОФАП ЯР № 4987.

23 M. A. Grolmes, R. E. Holtz and at al. -Series Loss-of-Flow Safety Experiment in TREAT, Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting, April 2-4, 1974, Beverly Hills, California, Vol. I, pp. 279-302

24 Е.Ф. Селезнев. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. «Разработка и использование эксплуатационных программ нейтронно-физического расчета реакторов».

25 А. А. Сорокин и др. «Разработка программных средств для моделирования термомеханического поведения ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах», Мат. моделирование, 25:4 (2013), 29–43

26 Алипченков В.М., Киселев А.Е. и др. Верификация моделей осаждения продуктов деления в первом контуре ЯЭУ (диффузия, термофорез, турбофорез) в расчетном комплексе СОКРАТ/ВЗ. Известия Академии Наук, Энергетика. 2013 г., Т. 3, стр. 53-59.

27 Верификационный отчет базовой версии комплекса СОКРАТ/В1. 2007.

28 В.И. Тарасов. Пакет БОНУС 1.0: Нарботка радионуклидов в реакторах на тепловых нейтронах. Руководство пользователя. Отчет ИБРАЭ РАН: NSI SARR 117 2001

Чалый Руслан Васильевич

Программный комплекс СОКРАТ-БН для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем

Автореферат

диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Подписано в печать 29.10.2024

Формат 60 × 84 1/16. Усл. печ. л. 1,25. Уч.-изд. л. 1,05.

Тираж 100 экз.

Печать на аппарате Rex-Rotary.

ИБРАЭ РАН. 115191, Москва, ул. Б.Тульская, 52

Телефон: 8-495-955-22-66