

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ НАУКИ  
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК  
(ИБРАЭ РАН)

На правах рукописи



РЫЖОВ НИКОЛАЙ ИГОРЕВИЧ

**РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТЕЙ И  
НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РЕЗУЛЬТАТОВ МОДЕЛИРОВАНИЯ АВАРИЙ  
НА АЭС ДЛЯ ПРОГРАММ СОКРАТ**

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

**ДИССЕРТАЦИЯ**

на соискание учёной степени  
кандидата технических наук

Научный руководитель

д.ф.-м.н.

В.Н. Семенов

Москва 2024 г.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

<b>Введение .....</b>	<b>3</b>
<b>Глава 1. Обзор существующих методик анализа неопределенностей при валидации и моделировании аварий.....</b>	<b>9</b>
1.1. Классификация методик.....	9
1.2. Методики экстраполяции неопределенностей.....	11
1.3. Методики трансформирования неопределенностей.....	12
1.4. Выводы к главе 1 и постановка задачи.....	13
<b>Глава 2. Методика оценки и обоснования значений погрешностей и неопределенностей расчетных результатов .....</b>	<b>15</b>
2.1. Оценка погрешностей и неопределенностей при моделировании запроектных аварий 15	
2.2. Оценка погрешностей и неопределенностей при моделировании проектных аварий 21	
2.3. Оценка и обобщение погрешностей и неопределенностей в процессе валидации программы для ЭВМ .....	24
2.4. Анализ чувствительности .....	29
2.5. Выводы к главе 2 .....	30
<b>Глава 3. Демонстрация применения разработанных методик.....</b>	<b>32</b>
3.1. Валидация на базе эксперимента QUENCH-06 .....	32
3.2. Проектная авария реактора типа БН .....	54
3.3. Запроектная авария реактора типа ВВЭР-1000/В-320 .....	70
3.1. Выводы к главе 3 .....	93
<b>Заключение .....</b>	<b>94</b>
<b>Перечень источников .....</b>	<b>96</b>

## **Введение**

### **Актуальность работы**

В актуальной редакции федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [1], устанавливающих общие положения обеспечения безопасности атомных станций, введенной в 2015 году, было добавлено новое требование, в соответствии с которым детерминистические анализы безопасности должны сопровождаться оценками погрешностей и неопределенностей получаемых результатов. Причем, анализ запроектных аварий (ЗПА), которые включают в себя тяжёлые аварии (ТА), должен выполняться на основе реалистического (не консервативного) подхода, а анализ проектных аварий (ПА) на основе консервативного подхода. Способ получения оценок погрешностей и неопределенностей для различных подходов к анализу аварий в нормативных документах отсутствует. Вследствие указанных требований к анализам безопасности возникает необходимость в разработке методики получения оценок погрешностей и неопределенностей, которые будут учитывать особенности применяемых подходов к анализам безопасности АЭС. Дополнительно в федеральных нормах и правилах [1] установлено требование об обязательной аттестации используемых при обосновании безопасности программ для ЭВМ (ПрЭВМ). На момент выполнения данной исследовательской работы актуальные требования к составу отчета о верификации (обосновывающих материалов) ПрЭВМ были установлены в руководящем документе [2]. В требованиях указано, что в разработанных обосновывающих материалах должны быть указаны погрешности определения расчетных параметров, однако способ получения погрешностей не указан.

В России основной объем анализов безопасности АЭС с РУ ВВЭР в области ЗПА выполняется с использованием ПрЭВМ СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3. Помимо этого в ИБРАЭ РАН разработаны ПрЭВМ СОКРАТ-БН/В1 и СОКРАТ-БН/В2, которые используются для обоснования безопасности АЭС с РУ БН в области ПА и ЗПА.

В связи с выше сказанным, для удовлетворения требований федеральных норм и правил и руководящего документа возникает необходимость разработки методики оценки погрешностей и неопределенностей для линейки ПрЭВМ СОКРАТ, которая будет применяться на этапе валидации и на этапе практического применения для обоснования безопасности.

Таким образом, разработка методики оценки погрешностей и неопределённостей получаемых результатов для линейки ПрЭВМ СОКРАТ является актуальной задачей.

### **Степень разработанности проблемы**

В настоящее время довольно глубоко проработана методика оценки неопределенностей теплогидравлических расчетов в области ПА. Для интегральных расчетов ЗПА в мире отсутствует общепринятый подход, что связано с большей сложностью и мультифизичностью процессов, протекающих при ЗПА.

### **Цель диссертационной работы**

Основная цель диссертационной работы заключается в разработке единой методики оценки погрешностей и неопределенностей результатов расчетов на стадии валидации программы для ЭВМ и на стадии её практического применения для моделирования аварий.

Достижение поставленной цели предполагает решение следующих задач:

- Разработка методики оценки погрешностей и неопределенностей на стадии валидации программ для ЭВМ, которая применима как для программ для ЭВМ, предназначенных для моделирования ПА с использованием консервативного подхода, так и для программ для ЭВМ, предназначенных для моделирования ЗПА с использованием реалистического подхода. Методика валидации должна учитывать неопределенности экспериментальных измерений и неопределенности расчётов на количественном уровне.
- Разработка методики оценки погрешностей и неопределенностей на стадии моделирования ПА с использованием консервативного подхода. Методика должна учитывать результаты валидации и особенности консервативного подхода.
- Разработка методики оценки погрешностей и неопределенностей при детерминистическом анализе ЗПА с использованием реалистического подхода. Методика учитывает результаты валидации и особенности реалистического подхода.

### **Научная новизна работы**

Разработанная методика впервые позволяет объединить подходы к оценке погрешностей и неопределенностей при валидации программы для ЭВМ и при её применении к моделированию широкого класса аварий на АЭС. Новым также является то, что методика, в отличие от известных методик, позволяет получить оценки погрешностей и неопределенностей результатов детерминистических анализов безопасности как проектных, так и запроектных аварий.

### **Практическая значимость**

Применительно к анализу запроектных аварий методика вошла в качестве Приложения №4 в РБ-166-20. Методика успешно используется в ОКБ «Гидропресс» и ИБРАЭ РАН для анализа безопасности АЭС с РУ ВВЭР. Методика была внедрена в практику моделирования проектных аварий на РУ БН в ОКБМ им. Африкантова и в ИБРАЭ РАН.

Разработанная методика валидации была успешно внедрена в практику валидации программ для ЭВМ СОКРАТ-БН/В1 (Аттестационный паспорт №412 от 08.12.2016), СОКРАТ-БН/В2 (Аттестационный паспорт №472 от 20.11.2019), СОКРАТ-В1/В2 (Аттестационный паспорт №564 от 19.08.2022), СОКРАТ/В3 (Аттестационный паспорт №521 от 09.07.2021), которые успешно прошли экспертизу в НТЦ ЯРБ.

### **Методология и методы исследования**

При проведении исследования использовались общепринятые методы исследования, методы математической статистики и подходы, принятые в метрологии:

- аналитический обзор существующих методов анализа неопределенностей;
- синтез существующих методов, разработанных другими авторам;
- методы трансформирования функций распределения на основе методов Монте-Карло, такие как метод простой выборки и латинского гиперкуба;
- подходы к оценке погрешностей и неопределенностей результатов измерений.

### **Личный вклад автора**

Все результаты, выносимые на защиту, получены автором лично. Автором непосредственно разработаны:

- методика обобщения оценки модельной погрешности программ для ЭВМ при валидации;
- методика оценки погрешностей и неопределенностей результатов расчетов параметров, важных для безопасности, при анализах ПА и ЗПА, учитывающая результаты валидации;
- расчетная модель эксперимента для QUENCH-06;
- анализы неопределенностей и погрешностей на демонстрационных примерах.

Модели РУ БН и РУ ВВЭР-1000, которые использованы для демонстрации, разработаны Чалым Р.В. и Томащиком Д.Ю. соответственно.

### **Основные результаты и положения, выносимые на защиту**

- Методика обобщения оценки модельной погрешности программ для ЭВМ при валидации, область применения которых включает в себя детерминистический анализ проектных и запроектных аварий;
- Результаты применения методики валидации на примере решения валидационной задачи для программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2;
- Методика оценки погрешностей и неопределенностей результатов расчетов параметров, важных для безопасности, при анализах проектных и запроектных аварий, учитывающая результаты валидации;
- Результаты применения методики на примере анализа проектной аварии на РУ БН по программе для ЭВМ СОКРАТ-БН/В2 и запроектной аварии на РУ ВВЭР-1000 по программе для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2.

### **Достоверность и обоснованность результатов**

Обоснованность и достоверность предложенной методики подтверждена при обсуждении на многочисленных международных и российских конференциях и семинарах, включением её в руководство по безопасности РБ-166-20 [3] и использованием известных общепризнанных методов статистического анализа.

### **Апробация работы**

Основные положения и результаты диссертации докладывались на российских и международных конференциях и семинарах, в том числе:

- семинары в рамках разработки РБ-166-20, 3 мая 2019 г. в АО «ОКБ Гидропресс», 22 ноября 2019 г. в НИЦ «Курчатовский институт», 4 декабря 2019 г. в АО «ОКБ Гидропресс», 25 декабря 2019 г. в ИБРАЭ РАН, 21 января 2020 г. в ИБРАЭ РАН, 13 февраля 2020 г. в ИБРАЭ РАН;
- семинар по обмену опытом по моделированию тяжелых аварий в рамках Германо-Российского научного и технического сотрудничества, 17 декабря 2020 г, он-лайн, GRS;
- международная конференция по актуальным вопросам безопасности ядерных установок: Повышение безопасности эволюционных и инновационных конструкций реакторов, Вена, Австрия, 18-21 октября 2022 г.;
- XI Научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», 27 февраля – 03 марта 2023 г., ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск, Челябинская обл.;
- третий в 2023 году семинар по проекту «Коды нового поколения», 25 мая 2023 г., ИБРАЭ РАН;
- межотраслевая научно-техническая конференция «Моделирование динамики ЯЭУ» (Динамика-2024), 4-7 июня 2024 г., ФГУП «НИТИ им. Александрова», г. Сосновый Бор, Ленинградская обл.;
- международные семинары в рамках координационного исследовательского проекта МАГАТЭ по совершенствованию современных методологий определения неопределенности и чувствительности для анализа тяжелых аварий на водоохлаждаемых реакторах, 2019 – 2024 гг.

### **Публикации в изданиях из перечня ВАК**

1. Evaluation of uncertainties associated with best estimates of parameters in the deterministic analysis of a severe accident / N.I. Ryzhov [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Vol. 415. – P. 112741.
2. Модель нуклидной кинетики для расчета тяжелых аварий / Е. А. Долженков, Д. Ю. Томащик, Н. И. Рыжов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – № 4. – С. 5-14.
3. Estimation of system code SOCRAT/V3 accuracy to simulate the heat transfer in a pool of volumetrically heated liquid on the basis of BAFOND experiments / N.I. Ryzhov [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 151. – P. 107902.
4. Numerical assessment of PARAMETER-SF1 test on oxidation and melting of LWR fuel assembly under top flooding conditions / N.I. Ryzhov [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369. – P. 110852.

5. Оценка возможности кода СОКРАТ моделировать процессы растворения диоксида уранового топлива жидким цирконием / Н. И. Рыжов [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 125, № 2. – С. 79-85.
6. Двумерный теплогидравлический модуль интегрального кода СОКРАТ-БН: математическая модель и результаты расчетов / Н. И. Рыжов [и др.] // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, № 2. – С. 95-100.

#### **Свидетельства о государственной регистрации программ для ЭВМ**

7. Программный модуль для расчетов по методу Монте-Карло, статистической обработки результатов расчетов и валидации кодов (ELENA). Версия 1.0. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2021611784 , 05.02.2021.
8. Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.1 (СОКРАТ-БН/В2.2). Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2020665653, 27.11.2020.
9. Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.1 (СОКРАТ-БН/В2.1). Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2019618126, 26.06.2019.
10. Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Учебная версия 1.0 (СОКРАТ-БН/Е1.0), Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2018664599, 20.11.2018.
11. Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Версия 1.0. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2017664108, 15.12.2017.

#### **Остальные публикации**

12. Оценка и анализ неопределенностей результатов верификационного расчета по коду СОКРАТ-БН эксперимента Siena с 19-стержневой сборкой / Ю. Ю. Виноградова, Н. И. Рыжов // Энергетические установки и технологии. – 2016. – Т. 2, № 3. – С. 11-16.
13. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Advancing the State of the Practice in Uncertainty and Sensitivity Methodologies for Severe Accident Analysis in Water Cooled Reactors in the QUENCH-06 Experiment, IAEA-TECDOC-2045, IAEA, Vienna (2024)
14. Анализ аварии с потерей вакуума на ИТЭР с использованием интегральной программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2 / И. С. Ахмедов, Н. И. Рыжов, Т. А. Юдина [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2023. – Т. 46, № 2. – С. 38-52

# **Глава 1. Обзор существующих методик анализа неопределенностей при валидации и моделировании аварий.**

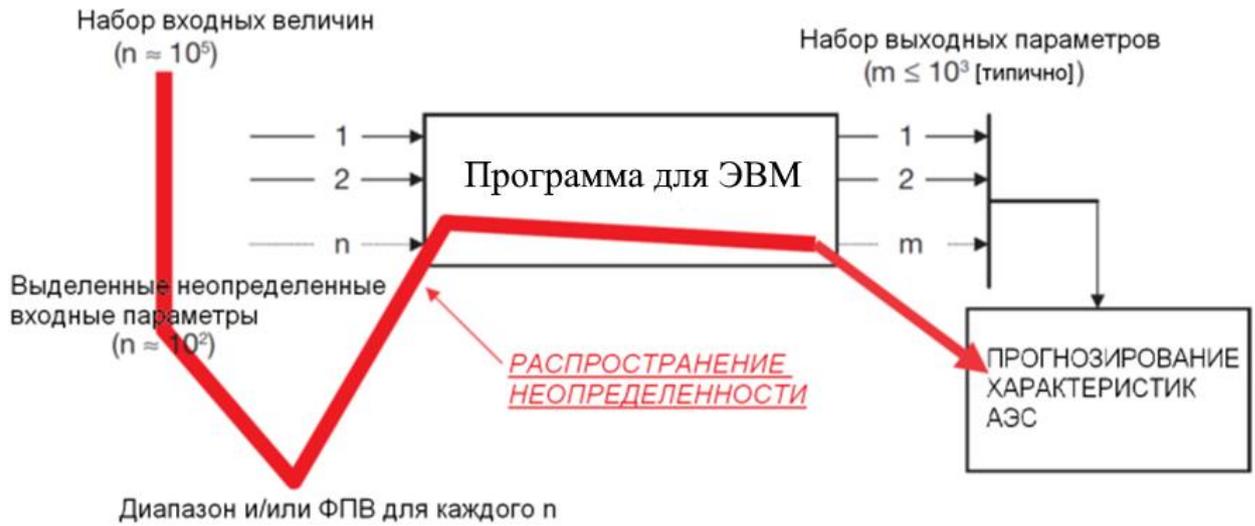
## **1.1.Классификация методик**

Основной задачей анализа неопределенности при выполнении расчетного обоснования безопасности АЭС является попытка учета степени недостаточности знания объекта моделирования, отдельных физических явлений, а также случайных факторов в результатах расчетов параметров, важных для безопасности. Расчетчик имеет дело не с реальным объектом, а его моделью, и необходимость выполнения анализа неопределённости связана с тем, что используемые модели есть всего лишь аппроксимация физической реальности и они не могут дать точный прогноз поведения моделируемого объекта. Неопределенности моделей в сочетании с другими типами неопределенностей (неопределенность данных о свойствах веществ, начальных и граничных условий и др.) обуславливают неопределенность рассчитываемых параметров, представляющих интерес.

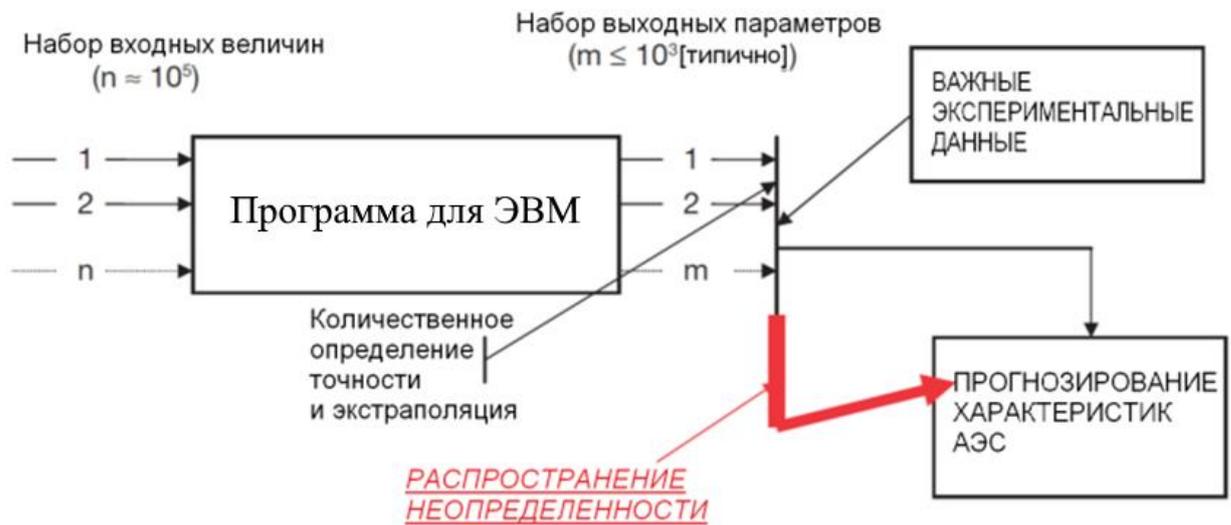
В общем случае, данная проблема является актуальной для любого численного моделирования реальных объектов. Для решения этой задачи в мировой практике сформировались два основных направления [4]:

- сравнение результата моделирования объекта с результатами экспериментальных исследований, прототипных моделируемому объекту;
- выполнение расчетов методом Монте Карло, в которых комбинируются наборы входных параметров с учетом их неопределенностей.

Терминологически эти подходы называются: экстраполяция неопределенностей и трансформирование (распространение) неопределенностей входных параметров (далее для краткости трансформирование неопределенностей). В зарубежной литературе эти подходы обозначаются как «Extrapolation of Output Uncertainties (EOU)» и «Propagation of Input Uncertainties (PIU)» соответственно. Схематично суть данных подходов представлена рисунке 1 [5].



а)



б)

Рисунок 1 – Классификация методов оценки неопределенностей

а) трансформирование неопределенностей; б) экстраполяция неопределенностей

В первом подходе устанавливаются погрешности программы для ЭВМ на данных интегральных экспериментов, моделирующих реакторные режимы, которые затем переносятся на реакторные расчеты. Например, в подходе UMAE (Uncertainty methodology based on accuracy extrapolation) [6], разработанном в Пизанском университете, количественная оценка точности определяется с помощью метода преобразования Фурье. Экспериментальный банк данных включает результаты на установках разного масштаба, которые позволяют обосновать, что полученная точность кода не зависит от масштаба и, следовательно, эта точность может быть экстраполирована на масштаб реактора.

Во втором подходе сначала идентифицируются входные параметры расчетной модели, определенные неточно (далее, для краткости, неопределенные параметры), и для

каждого из них определяется диапазон неопределённости и функция плотности вероятности (ф.п.в.). Затем случайным образом выбираются значения параметров в соответствии с заданными ф.п.в. и выполняются расчеты с каждым набором значений.

Наиболее полный обзор подходов, используемых для трансформации неопределенностей, представлен в [5]. В качестве основных методов трансформации неопределенностей рассматриваются метод Монте-Карло, мета-модели и метод детерминистического отбора. Методы Монте-Карло и мета-модель относятся к вероятностным методам. Метод Монте-Карло предполагает выполнение большого количества расчетов с наборами значений, выбранными случайным образом в соответствии с заданными ф.п.в. для входных параметров. По результатам расчетов устанавливается результирующая ф.п.в. для отклика программы для ЭВМ.

Использование мета-модели направлено на снижение числа расчетов, часто варьируются только наиболее важные входные параметры. При варьировании входных параметров выполняется небольшое число расчетов, результаты которых затем используются для построения мета-модели, которая собой заменяет полноценную модель. Для оценки неопределенности отклика программы для ЭВМ, из мета-модели далее производится большое число (несколько сотен тысяч) случайных выборок методом Монте-Карло для получения среднего значения и неопределенности.

В методе детерминистического отбора, в отличие от вероятностных методов, нет задачи трансформировать всю функцию распределения ф.п.в. Здесь трансформируются моменты случайной величины. Детерминистическая выборка направлена на то, чтобы представить известные моменты. Объем выборки и, соответственно, расчетов - небольшое. Минимальный объем выборки определяется как число варьируемых параметров  $n$  плюс 1. В этом случае через код распространяется первый и второй моменты (мат. ожидание и дисперсия). Для более высоких моментов необходимо увеличить выборку.

## **1.2.Методики экстраполяции неопределенностей**

В качестве примера методик, использующих экстраполяцию, можно привести следующие методики:

а. Метод UMAE [6], как сказано выше, основан на подходе оценки неопределенностей расчетных программ путем непосредственного сравнения расчетов с

данными локальных и интегральных экспериментов, которые используются для валидации программы для ЭВМ;

б. Метод CIAU (Capability of Internal Assessment Uncertainty) [7] является развитием положений метода UMAE. Основной задачей метода является перенос погрешности теплогидравлического кода, полученной при моделировании экспериментов по отдельным явлениям, к оценке неопределенности результатов полномасштабного расчета переходного или аварийного режима работы АЭС. Для этого формируется база данных явлений, определяющих важные для безопасности параметры энергоблока на характерных временных участках протекания переходного или аварийного процесса, и их погрешности. Например, при расчете максимальной температуры оболочки твэла можно использовать погрешность моделирования экспериментов в прототипных условиях по расходу и температуре теплоносителя отдельно для режима вынужденной и естественной циркуляции.

### **1.3.Методики трансформирования неопределенностей**

В качестве примера методик, использующих трансформирования неопределенностей входных параметров, можно привести следующие, широко применяемые методики:

а. Метод CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty) разработан в NRC США [8] — это один из первых разработанных вероятностных методов анализа неопределенностей. В рамках данного метода была предложена разработка таблиц PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table), которые позволяют идентифицировать наиболее важные процессы, влияющие на исследуемый параметр, определить степень их значимости и уровень знаний. Данный подход получил широкое распространение как при разработке методик анализа неопределенностей, так и при непосредственной разработке кодов на этапе формирования матриц валидации. Непосредственно в данном методе PIRT используется для составления перечня неопределенных входных параметров. Затем устанавливаются ф.п.в., проводятся Монте Карло расчеты и строится поверхность отклика исследуемой величины от входных параметров (аналитическая зависимость исследуемой функции). Полученная поверхность используется для дальнейших статистических расчетов.

б. Подходы комиссии по ядерному регулированию США (NRC) к анализу неопределенностей ТА (протекание аварий, радиоактивные выбросы и возможные радиологические последствия за пределами площадки) в виде самостоятельного документа не опубликована, однако формирующаяся тенденция просматривается в

материалах пилотного проекта SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses), инициированного NRC [9], где методология продемонстрирована на примере анализа радиационных последствий тяжелых аварий «обесточивание станции» на АЭС Peach Bottom (BWR) [10], АЭС Surry (PWR) [11] и АЭС Sequoyah (PWR с ледяным конденсатором в контейнменте) [12]. Анализ неопределенности выполнен под руководством NRC сотрудниками Сандийской национальной лаборатории (SNL). Основными элементами подхода являются: выбор параметров для варьирования, идентификация неопределенностей для каждого параметра; выполнение расчетов на основе метода Монте-Карло; статистический анализ результатов расчетов и оценка влияния неопределенностей вводимых параметров на неопределенность выходного параметра (анализ чувствительности); дополнительные исследования важных явлений.

с. Метод GRS (Generation Random Sampled) [13] нацелен на поиск толерантного интервала исследуемого параметра с заданными уровнем доверия и долей генеральной совокупности, которая находится в этом интервале. В рамках этого подхода невозможно определение математического ожидания (среднего значения) самого исследуемого параметра и точных границ интервала, но возможно определить долю совокупности рассчитанных значений параметра, которая с требуемой вероятностью будет находиться в границах доверительного интервала. Такой подход применим, например, при определении запасов до максимальных проектных пределов при анализе проектных аварий;

d. Метод BEAU [14] (разработан в Ontario Power Generation и Atomic Energy of Canada Ltd (Канада) построен на идеологии метода CSAU: на первом этапе реализуется процедура PIRT, а для статических расчетов используется построение поверхности отклика.

#### **1.4. Выводы к главе 1 и постановка задачи**

Наиболее развитыми на сегодняшний день являются методы анализа неопределенностей для проектных аварий, но по мере понимания международным сообществом того, что ТА не является невероятным событием (ТА на АЭС ТМІ-2, Чернобыльской АЭС, АЭС Фукусима), исследования по анализу неопределенностей расчетов ТА становятся приоритетными. Так, на площадке МАГАТЭ был проведен пятилетний исследовательский координационный проект «Advancing the State-of-Practice in Uncertainty and Sensitivity Methodologies for Severe Accident Analysis in Water Cooled Reactors» [15].

Среди методов анализа неопределенностей метод GRS в настоящее время широко используется для валидации системных теплогидравлических кодов [16, 17, 18] и анализа неопределенностей результатов расчетов проектных аварий [19]. В результате применения этого метода реалистические теплогидравлические модели, лежащие в основе системных теплогидравлических кодов преобразуются в консервативные, такие, которые описывают экспериментальные данные «по огибающей». Очевидно, что такой подход может быть применен в качестве консервативного подхода при анализе проектных аварий, но не подходит для анализа запроектных аварий, который должен быть выполнен с применением реалистичного подхода.

В отличие от метода GRS метод валидации ASME V&V20 [20] нацелен на получение оценки модельной составляющей погрешности расчета, которая отталкивается от истинного значения измеренного в эксперименте параметра. При этом, никакие отклонения и поправки в саму модель, её коэффициенты не вносятся. Однако сам метод ограничен только сравнением с одним экспериментальным значением, а обобщение результатов валидации никак не регламентировано.

Линейка программ для ЭВМ СОКРАТ имеет широкую область применения от моделирования проектных аварий (по СОКРАТ-БН) до моделирования тяжелых аварий. В неё входят СОКРАТ-БН/В1 (Аттестационный паспорт №412 от 08.12.2016), СОКРАТ-БН/В2 (Аттестационный паспорт №472 от 20.11.2019), СОКРАТ-В1/В2 (Аттестационный паспорт №564 от 19.08.2022), СОКРАТ/В3 (Аттестационный паспорт №521 от 09.07.2021). Применение принципиально различных методик оценки погрешностей и неопределенностей для разных типов аварий приводило бы к необходимости выполнения «двойной» валидации программ для ЭВМ СОКРАТ. Часть валидации была бы выполнена только с целью дальнейшего моделирования проектных аварий и оценки консервативного значения параметра, важного для безопасности. Вторая часть была бы выполнена для области применения программы для ЭВМ, включающую запроектные аварии, и была бы нацелена на получение реалистической оценки рассчитываемых параметров. Причем наборы экспериментов и диапазоны режимных параметров при двух валидациях совпадали бы, так как начальная стадия запроектных аварий зачастую лежит в проектной области.

В связи с этим возникает необходимость разработать методику обобщения результатов валидации программ для ЭВМ линейки СОКРАТ, которая выполнена по методу ASME V&V20, и разработать методики оценки погрешностей и неопределенностей результатов моделирования проектных и запроектных аварий с учетом результатов валидации.

## **Глава 2. Методика оценки и обоснования значений погрешностей и неопределенностей расчетных результатов**

В настоящей главе приведено описание разработанной методики. Сформулированная методика является комплексной и объединяет в себе соответствующие стадии валидации, моделирования ПА и ЗПА в единый методический подход. При этом используются общепринятые в метрологии понятия «погрешности», «неопределенности» и «истинного значения» [21].

Целью детерминистического анализа проектных аварий является получение расчетных основ для разработки систем безопасности, которые должны ограничивать последствия таких аварий [22]. Для достижения этой цели требуется применять консервативный подход [1], который призван компенсировать несовершенство моделей применяемых для анализа программ для ЭВМ, неполноту знаний об условиях, возникающих при ПА и работе оборудования. В целом консервативный подход заключается в получении наиболее неблагоприятных результатов анализа ПА с использованием различных методов. Консерватизм анализа может быть достигнут, например, за счет выбора начальных и граничных условий, применения программы для ЭВМ, содержащей консервативные модели, специальной обработки результатов.

К запроектным авариям относят аварии, вызванные не учитываемыми для ПА исходными событиями и дополнительными отказами. Целью анализа такого типа аварий является разработка стратегии управления ими [22], которая оформляется в виде руководства по управлению запроектными авариями (РУЗА). Для этого при детерминистическом анализе ЗПА применяется реалистический подход [1], который заключается в моделировании процессов и явлений, возникающих при аварии, максимально приближенном к их реальному протеканию. Для детерминистического анализа ЗПА могут применяться только программы для ЭВМ, которые содержат реалистические модели всех важных физических процессов и явлений.

### **2.1. Оценка погрешностей и неопределенностей при моделировании запроектных аварий**

В общем виде программу для ЭВМ вместе с моделью ОИАЭ, реализованной с использованием входного языка программы для ЭВМ, можно представить как некоторый функционал, который связывает входные параметры, характеризующие условия

проведения расчета (например, начальные и граничные условия), модельные параметры и результат расчета параметров, важных для безопасности:

$$h(\mathbf{S}, \mathbf{I}) = 0 \quad (1)$$

где  $\mathbf{S}$  – вектор результатов расчетов;  $\mathbf{I}$  – вектор входных параметров. Целью выполнения детерминистических расчетов ЗПА поставим оценку «истинного» значения  $T$  параметра, важного для безопасности. Термин «истинное значение» широко используется в метрологии [21], [23], [24] применительно к измерениям. Смысл термина заключается в том, что существует некоторое значение измеряемой или рассчитываемой величины, которое полностью соответствует определению этой величины. Невозможность вычисления «истинного» значения связана с наличием погрешностей, как в измерениях, так и расчетах. В дальнейшем для простоты изложения из всего вектора результатов будем рассматривать только один элемент вектора, обозначив его  $S$ . На рисунке 2 схематически изображен результат некоторого расчета при моделировании ЗПА  $S$  и «истинное» значение этого параметра  $T$ . Условия выполнения расчета (например, начальные и граничные условия, геометрические характеристики и т. д.) изображены в виде интервала, так как они за частую являются измеряемыми величинами, а значит обладают неопределенностью и не могут быть точно определены.

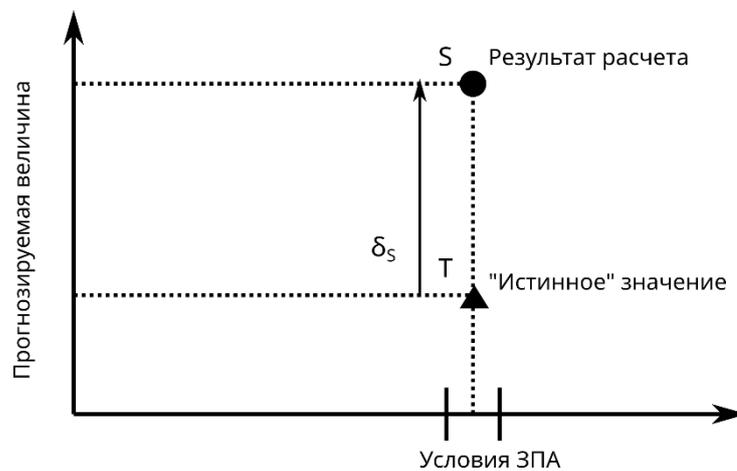


Рисунок 2 - Графическая иллюстрация используемых понятий при ДАБ ЗПА

В методических целях введем погрешность  $\delta_S$  результата расчета  $S$  по отношению к истинному значению  $T$ . Погрешность  $\delta_S$  имеет вполне определенное значение и знак (хотя и является неизвестной величиной). Следуя методике валидации ASME V&V20 [20] воспользуемся принципом аддитивного разложения и выделим три составляющих погрешности:

$$S - T = \delta_S = \delta_{model} + \delta_{input} + \delta_{num}, \quad (2)$$

где  $\delta_{model}$  - составляющая погрешности результата расчета  $S$ , обусловленная упрощениями и допущениями, используемыми при разработке физико-математических моделей;  $\delta_{input}$  - составляющая погрешности результата расчета  $S$ , обусловленная неполнотой знаний о входных величинах расчетной модели объекта;  $\delta_{num}$  - составляющая погрешности результата расчета  $S$ , обусловленная дискретизацией системы уравнений и сеточным представлением моделируемого объекта.

Преследуя поставленную цель выполнения детерминистического расчета, выразим истинное значение  $T$  через результат расчета  $S$  по программе для ЭВМ и погрешности:

$$T = S - (\delta_{model} + \delta_{input} + \delta_{num}). \quad (3)$$

Значения величин погрешностей в скобках в правой части выражения (3) неизвестны, но их можно оценить. Составляющие погрешности  $\delta_{input}$  и  $\delta_{num}$  оцениваются посредством соответствующих стандартных неопределенностей  $u_{input}$  и  $u_{num}$ , а для величины  $\delta_{model}$  можно использовать оценку, полученную в результате валидации программы для ЭВМ. В результатах валидации, как это будет показано в следующем разделе, оценка модельной погрешности  $\delta_{model}$ , представлена оценкой систематической составляющей  $\bar{E}$  и случайной составляющей, выраженной в виде стандартной неопределенности  $u_{val}$ . Выделение погрешности  $\delta_{num}$  возможно только в том случае, если модель предполагает сеточное представление моделируемого объекта, которое выбирается пользователем. Если в модели отсутствует сеточное представление, например модель является точечной или сетка жестко задана в модели, то отделить погрешность  $\delta_{num}$  от модельной погрешности  $\delta_{model}$  не возможно. В таком случае неопределенность  $u_{num}$  не оценивается, а оценка модельной погрешности  $\delta_{model}$  включает в себя погрешность, связанную с точечным представлением объекта или фиксированной не изменяемой сеткой.

Тогда наилучшая оценка «истинного» значения прогнозируемой величины дается выражением:

$$T \approx \bar{S} - \bar{E}, \quad (4)$$

а суммарная стандартная неопределенность этой оценки может быть вычислена по формуле сложения дисперсий:

$$u_s^2 = u_{val}^2 + u_{input}^2 + u_{num}^2, \quad (5)$$

Метод оценки неопределенности  $u_{num}$  основывается на сравнении результатов расчетов, полученных на сетках разной степени детальности, при этом входные параметры для расчетов остаются фиксированными. Наиболее простым методом является применение экстраполяции Ричардсона [20]. Преимуществом использования экстраполяции Ричардсона является то, что она может применяться к неравномерным сеткам и может использоваться для оценки неопределенности  $u_{num}$  для любого рассчитываемого параметра (локального и интегрального) [25]. Экстраполяция Ричардсона основывается на идее разложения неизвестного точного решения системы уравнений в ряд Тейлора в точке, в которой известно приближенное численное решение. Зная несколько приближенных решений в данной точке, можно оценить точное решение и, следовательно, отклонение приближенного решения от точного. Для этого выполняется сравнение результатов расчетов по программе для ЭВМ с использованием нескольких сеток разной степени детальности. Сначала определяется порядок аппроксимации  $p$  для расчетного значения либо на основе информации об используемой численной схеме, либо из анализа на основе расчетов на трех сетках из следующей системы уравнений:

$$p = \frac{1}{\ln(r_{21})} (\ln|\varepsilon_{32}/\varepsilon_{21}| + q(p)), \quad (6)$$

$$q(p) = \ln\left(\frac{r_{21}^p - s}{r_{32}^p - s}\right), \quad (7)$$

$$s = \text{sign}(\varepsilon_{32}/\varepsilon_{21}), \quad (8)$$

где  $r_{21} = (N_1/N_2)^{1/d} > 1$  – коэффициент измельчения сетки;  $d$  – пространственная размерность сетки;  $N_j$  – число элементов  $j$ -ой сетки;  $\varepsilon_{21} = S_2 - S_1$ ;  $S_j$  – значение расчетной величины на  $j$ -ой сетке. Если итерационное решение системы уравнений (6)-(8) дало значение  $p$  меньше 1, то в [20] предлагается использовать значение 1 и, таким образом, третья сетка не используется при расчете неопределенности  $u_{num}$ . Далее рассчитывается коэффициент сходимости по сетке  $GCI$  по следующей формуле:

$$GCI = \frac{F_s \cdot e_a^{21}}{r_{21}^p - 1}, \quad (9)$$

где  $F_s$  – коэффициент надежности, рекомендуемое значение которого равно 1,25 [20] для анализа с использованием трех и более сеток и 3 для анализа с использованием двух сеток

без оценки порядка аппроксимации по формулам (6) - (8);  $e_a^{21} = |S_2 - S_1|$  - модуль разницы между расчетами по двум сеткам. Стандартная неопределенность  $u_{num}$  результатов расчета рассчитывается по формуле:

$$u_{num} = GCI/k, \quad (10)$$

где  $k$  – коэффициента охвата, рекомендуемое значение которого равно 1,15 для анализа с использованием трех и более сеток [20] и 2 для анализа с использованием двух сеток.

В случае если модель программы для ЭВМ не предполагает сеточного представления объекта, либо сетка является жестко фиксированной и не меняется от расчета к расчету, то погрешность результата расчета  $\delta_{num}$ , связанная с выбором сетки не может быть отделена от модельной погрешности  $\delta_{model}$ . В таком случае суммарная неопределенность вычисляется по формуле

$$u_S^2 = u_{val}^2 + u_{input}^2, \quad (11)$$

и оценка  $u_{num}$  не производится.

Подход к вычислению результата расчета  $\bar{S}$  и стандартной неопределенности  $u_{input}$  тот же, что и при оценке выходной величины в модели косвенных измерений и стандартной неопределенности, связанной с этой оценкой [24]. Для этого используется метод трансформирования распределений вероятностей входных величин в распределение вероятности выходной величины, трансформирование распределений вероятностей осуществляется по методу Монте-Карло. По полученному распределению выходной величины вычисляется среднее арифметическое  $\bar{S}$  и стандартное отклонение  $u_{input}$  по формулам:

$$\bar{S} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N S_n, \quad (12)$$

$$u_{input}^2 = \frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (S_n - \bar{S})^2, \quad (13)$$

где  $N$  – количество Монте Карло расчётов (объём выборки);  $S_n$  – результат расчёта по модели (1) со случайным вектором входных параметров  $I_n$ . Достаточность количества Монте Карло расчетов может быть обоснована, например, путем сравнения результатов  $N$  расчетов и  $2 \cdot N$  расчетов [20]. Количество расчетов можно считать достаточным, если изменение среднего арифметического  $\bar{S}$  от удвоения количества расчетов изменяется меньше, чем величина стандартного отклонения  $u_{input}$ :

$$|\bar{S}(N) - \bar{S}(2 \cdot N)| \ll u_{input}(N), \quad (14)$$

где  $\bar{S}(N)$  и  $\bar{S}(2 \cdot N)$  – средние арифметические, полученные по  $N$  и  $2 \cdot N$  расчетам, соответственно;  $u_{input}(N)$  – стандартное отклонение, полученное по  $N$  расчетам. Такое же условие должно выполняться для стандартного отклонения  $u_{input}$ :

$$|u_{input}(N) - u_{input}(2 \cdot N)| \ll u_{input}(N), \quad (15)$$

где  $u_{input}(N)$  и  $u_{input}(2 \cdot N)$  – стандартные отклонения, полученные по  $N$  и  $2 \cdot N$  расчетам, соответственно. Если оба условия (14) и (15) выполнены, то можно сделать вывод, что  $N$  расчетом достаточно и дальнейшего увеличения объемов выборки не требуется.

Для выполнения трансформирования необходимо обоснованно сформировать перечень входных величин, оказывающих наиболее существенное влияние на выходную величину (результат расчета параметра, важного для безопасности), а также определить функции плотности вероятностей для выбранных входных величин. Для выбора ф.п.в. на основе имеющейся информации может применяться, например, принцип максимума энтропии [26]. Принцип максимума энтропии заключается в выборе такой ф.п.в., которая бы обладала максимальной энтропией Шеннона (минимальной информацией). Например, если известны только границы возможных значений входной величины, то максимальной энтропией будет обладать равновероятное распределение. В перечень входных величин в основном включаются величины, характеризующие объект моделирования (геометрия, начальное состояние и др.), и «незамороженные» параметры физических моделей.

При формировании перечня параметров, являющихся источником неопределенности, в [27] рекомендуется классифицировать неопределенности на алеаторные и эпистемические. К алеаторным неопределенностям относят источники неопределенностей, имеющие случайный характер, например случайные отказы оборудования. К эпистемическим относят неопределенности, связанные с неполнотой знаний о физических явлениях. Детерминистический анализ ЗПА, включая тяжелые, выполняется для фиксированных сценариев ЗПА, а неопределенность, связанная со случайными отказами оборудования не рассматривается. При этом формирование перечня представительных сценариев выполняется отдельно на основе вероятностного анализа безопасности [28] с учетом опыта эксплуатации АЭС и статистики отказов оборудования. Таким образом, в большинстве случаев алеаторные неопределенности не рассматриваются

при выполнении детерминистического анализа, а учитываются при формировании представительного перечня сценариев ЗПА.

Количественный результат детерминистического анализа ЗПА для параметра, важного для безопасности, выражается в виде интервала для «истинного» значения этого параметра  $T$ :

$$T \in (\bar{S} - \bar{E} - u_S; \bar{S} - \bar{E} + u_S), \quad (16)$$

где наилучшей оценкой прогнозируемого параметра является  $T \approx \bar{S} - \bar{E}$  (т.е. среднее значение  $\bar{S}$ , рассчитанное методом Монте-Карло, с учетом систематической погрешности  $\bar{E}$ , полученной по результатам валидации программы для ЭВМ), а стандартная неопределенность, связанная с этой оценкой, дается значением  $u_S$ , рассчитываемой по формуле (5).

Разработанная методика позволяет выполнить оценки значения параметра, представляющего интерес в ходе ЗПА на АЭС, на уровне, соответствующем текущим знаниям о ЗПА. Погрешности моделирования, связанные с упрощениями и аппроксимациями в физико-математических моделях и установленные в ходе валидации программы для ЭВМ, естественным образом учитываются после выполнения расчетного анализа ЗПА.

## **2.2. Оценка погрешностей и неопределенностей при моделировании проектных аварий**

В [22] указано, что одними из способов получения консервативной оценки является выбор соответствующих начальных и граничных условий, которые бы приводили к неблагоприятным результатам, и специальная обработка результатов расчетов. При моделировании ПА получение консервативного результата может выполняться не по одному параметру, а сразу по нескольким рассчитываемым параметрам. В [5] приводится пример, когда бывает невозможно даже по двум параметрам одновременно в одном расчете получить наиболее неблагоприятные результаты. В связи с этим предлагается подход, основанный на методике, предложенной в GRS. Так же как при анализе ЗПА, выполняется трансформирование ф.п.в. входных параметров методом Монте Карло с целью получения ф.п.в. результатов расчетов. Различия заключаются в обработке полученной выборки результатов расчетов. Вместо оценки среднего значения результатов и расчетов и стандартного отклонения вычисляются толерантные пределы. Верхний

толерантный предел  $S_{up}$  соответствует максимальному значению результата расчета, а нижний  $S_{down}$  - минимальному:

$$S_{up} = \max(S_1, \dots, S_N), \quad (17)$$

$$S_{down} = \min(S_1, \dots, S_N). \quad (18)$$

Если результатом расчета является временная зависимость какого-либо параметра, то толерантные пределы вычисляются на каждый момент времени, в результате чего образуются огибающие кривые. Для толерантных пределов минимальное количество Монте-Карло расчетов может быть оценено на основе неравенства [31]:

$$1 - I_\beta(N - M + 1; M) \geq \alpha, \quad (19)$$

где  $\beta$  - доля генеральной совокупности, которая находится в интервале  $(-\infty; S_{up}]$  либо  $[S_{down}; +\infty)$ ;  $N$  - количество Монте-Карло расчетов;  $M$  - количество толерантных пределов, которые необходимо получить для параметров, важных для безопасности;  $\alpha$  - доверительная вероятность;  $I_x(v_1; v_2)$  - не полная бета-функция, которая является к.ф.р. бета-распределения. В таблице 1 приведены результаты численного решения приведенного неравенства, в котором получены минимальные значения  $N$  для  $\alpha = \beta = 0,95$ .

Таблица 1 – Минимальное количество Монте-Карло расчетов.

$M$	$N$	$M$	$N$	$M$	$N$	$M$	$N$
1	59	6	208	11	336	16	458
2	93	7	234	12	361	17	482
3	124	8	260	13	386	18	506
4	153	9	286	14	410	19	530
5	181	10	311	15	434	20	554

При валидации программ для ЭВМ зачастую не проводится оценка функции распределения для модельной погрешности, поэтому воспользуемся принципом максимума энтропии Шеннона. При известном среднем значении  $\bar{E}$  и стандартном отклонении  $u_{val}$  по принципу максимума энтропии следует предполагать нормальное распределение случайной величины. При нормальном распределении коэффициент охвата  $k = 2$  соответствует 95,5% доли генеральной совокупности, т.е. в интервале  $(\bar{E} - 2 \cdot$

$u_{val}; \bar{E} + 2 \cdot u_{val}$ ) с вероятностью 95,5% находится модельная погрешность. А симметричный интервал  $(-\delta; +\delta)$ , где

$$\delta = \max(|\bar{E} - 2 \cdot u_{val}|; |\bar{E} + 2 \cdot u_{val}|), \quad (20)$$

будет шире и в нем будет находиться не менее 95% генеральной совокупности. Для простоты и не умаляя общности допустим, что для ДАБ ПА требуется консервативное значение для максимального значения параметра, важного для безопасности. Тогда консервативным значением для данного параметра, которое учитывает погрешность расчета по программе для ЭВМ, будет:

$$S_{cons} = S_{up} + \delta. \quad (21)$$

На рисунке 3 графически изображено относительное расположение значений параметра, важного для безопасности. Из рисунка видно, что реальный запас до разрушения барьера безопасности будет больше, чем оцененный на основе консервативного подхода запас. Дополнительный консерватизм может вноситься установлением приемочного критерия, более строгого, чем предел безопасности.

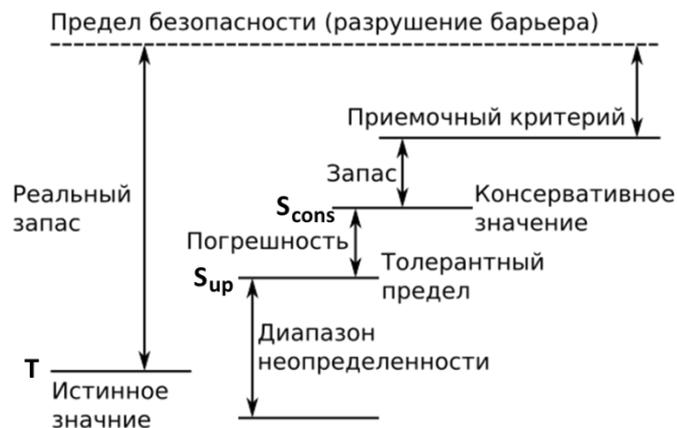


Рисунок 3 – Графическая иллюстрация используемых понятий при ДАБ ПА

В предложенной методике консерватизм достигается тремя различными способами:

1. Использованием наихудшего результата из анализа неопределенностей рассматриваемой аварии.
2. Учетом модельной погрешности результата расчета параметра, важного для безопасности.

3. Использование приемочного критерия, который может содержать в себе дополнительный запас до разрушения соответствующего барьера безопасности.

### 2.3. Оценка и обобщение погрешностей и неопределенностей в процессе валидации программы для ЭВМ

В процессе валидации программы для ЭВМ используются как результаты измерений в экспериментах по отдельным процессам и явлениям, так и интегральные эксперименты, выполненные в условиях, приближенных к ожидаемым условиям на АЭС в ходе аварии [29, 30]. Результатом валидации программы для ЭВМ является оценка составляющей погрешности расчетов, связанной с упрощениями и приближениями физико-математических моделей, реализованных в программе для ЭВМ. Применяемый подход к анализу погрешностей использует основные идеи стандарта ASME V&V20 [20].

Пусть  $D$  – значение параметра, измеренное в ходе эксперимента, использованного для валидации программы для ЭВМ,  $S$  – значение параметра, рассчитанное по программе для ЭВМ,  $T$  – «истинное» (неизвестное) значение параметра. В соответствии с метрологическим определением [21], погрешность  $\delta_S$  рассчитанного значения  $S$  и погрешность  $\delta_D$  измеренного значения  $D$  есть

$$\delta_S = S - T \quad (22)$$

$$\delta_D = D - T \quad (23)$$

Графическое представление введенных обозначений приведено на рисунке 4.

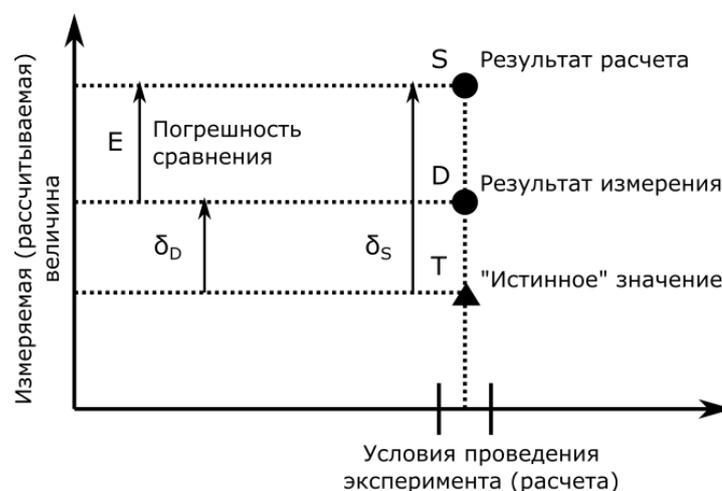


Рисунок 4 - Графическая иллюстрация используемых понятий при валидации программы для ЭВМ [20]

Величина  $E$ , определяемая через разность результатов расчета  $S$  и измерения  $D$ , есть погрешность результата расчета по отношению к измерению, или погрешность сравнения для краткости. Ее можно выразить через погрешности  $\delta_S$  и  $\delta_D$ , учитывая выражения (22) и (23):

$$E = S - D = (S - T) - (D - T) = \delta_S - \delta_D. \quad (24)$$

Так же, как и при анализе ЗПА, погрешность  $\delta_S$  расчетного значения имеет три составляющие:

$$\delta_S = \delta_{model} + \delta_{input} + \delta_{num}. \quad (25)$$

В общем случае под моделью понимается физико-математическая модель процесса или явления, реализованная в программе ЭВМ. В частных случаях понятие модели может быть расширено за счет включения в нее неизменяемых элементов. Например, при моделировании сложных многомасштабных и мультифизических процессов термин «модель» может содержать собственную расчетную подсетку, причем пользователю программы для ЭВМ при этом разрешено лишь изменение начальных и граничных условий для такой модели.

Целью валидации программы для ЭВМ в используемом подходе является оценка погрешности  $\delta_{model}$ , и для этого предложен следующий алгоритм [20]. Комбинация выражений (24) и (25) дает выражение для определения погрешности сравнения  $E$

$$E = \delta_S - \delta_D = \delta_{model} + \delta_{input} + \delta_{num} - \delta_D, \quad (26)$$

откуда получаем

$$\delta_{model} = E - (\delta_{input} + \delta_{num} - \delta_D). \quad (27)$$

Смысл выражения (27) следующий: искомая погрешность  $\delta_{model}$  определяется не только погрешностью сравнения  $E$ , но и погрешностью входных данных, численной погрешностью и погрешностью измерений. В частном случае, когда погрешностями  $\delta_D$ ,  $\delta_{num}$  и  $\delta_{input}$  можно пренебречь, погрешность  $\delta_{model}$  совпадает с погрешностью сравнения  $E$ .

В правой части уравнения (27) знак и модуль известны только для погрешности сравнения  $E$ . В предположении случайности и независимости всех величин в методе [20] вводится неопределенность валидации  $u_{val}$ :

$$u_{val}^2 = u_{input}^2 + u_{num}^2 + u_D^2, \quad (28)$$

где  $u_{input}$ ,  $u_{num}$ ,  $u_D$  – стандартные неопределенности, соответствующие погрешностям  $\delta_{input}$ ,  $\delta_{num}$ ,  $\delta_D$ . Неопределенность валидации представляет собой оценку стандартного отклонения комбинации погрешностей  $\delta_{input} + \delta_{num} - \delta_D$ . Конечным количественным результатом валидации по методу [20] является интервал  $(\bar{E} - u_{val}; \bar{E} + u_{val})$ , в котором находится погрешность  $\delta_{model}$ . Неопределенность измерений  $u_D$  предполагается известной, поскольку ее оценка является составной частью эксперимента и оценивается согласно соответствующему ГОСТу [24]. Таким образом, задачей анализа неопределенностей по методу ASME V&V20 [20] становится оценка неопределенностей  $u_{num}$  и  $u_{input}$ , способы оценивания которых были описаны выше, в разделе 2.1 (формулы (10) и (13) соответственно). В случае независимости погрешностей  $\delta_{input}$  и  $\delta_D$  погрешность сравнения вычисляется по формуле:

$$\bar{E} = \bar{S} - \bar{D}, \quad (29)$$

где  $\bar{S}$  - среднее значение результатов расчетов по методу Монте-Карло, формула (12);  $\bar{D}$  - среднее значение результатов повторных измерений.

Возможна ситуация, когда результат измерения  $D$ , с которым выполняется сравнение результата расчета  $S$ , будет являться косвенно измеренной величиной и часть входных параметров  $I$  будут общими для измерения и расчета. В таком случае при выполнении трансформирования функции распределения таких входных параметров погрешности  $\delta_{input}$  и  $\delta_D$  будут коррелированы между собой и предположение о независимости стандартных неопределенностей  $u_{input}$  и  $u_D$  будет не верно. Неопределенность валидации при этом может быть выражена в виде:

$$u_{val}^2 = u_{input+D}^2 + u_{num}^2, \quad (30)$$

где  $u_{input+D}$  – стандартная неопределенность, соответствующая комбинации двух погрешностей  $\delta_{input}$  и  $\delta_D$ . Для того, чтобы оценить неопределенность  $u_{input+D}$  необходимо воспользоваться моделью косвенного измерения:

$$h(D, I) = 0. \quad (31)$$

При трансформировании ф.п.в. входных параметров  $I$  методом Монте-Карло будут образовываться пары «случайных» значений результата измерения  $D_n$  и результата расчета  $S_n$ , для каждой из которых можно вычислить погрешность сравнения  $E_n = S_n -$

$D_n$ . Средняя погрешность сравнения  $\bar{E}$  и стандартная неопределенность  $u_{input+D}$  будут вычислены по формулам:

$$\bar{E} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N E_n. \quad (32)$$

$$u_{input+D}^2 = \frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (E_n - \bar{E})^2. \quad (33)$$

В методике, описанной выше, рассматривалось абсолютное значение модельной погрешности  $\delta_{model}$ , однако на практике в большинстве случаев удобно рассматривать не абсолютную, а относительную погрешность. Стандартная неопределенность измерения  $u_D$  выражается в относительных единицах, либо в процентах, по отношению к среднему результату измерения. Среднюю относительную погрешность сравнения можно отнести среднему результату измерения  $\bar{D}$ :

$$\bar{E} = \frac{1}{\bar{D}} \cdot \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N E_n. \quad (34)$$

В качестве представления промежуточного результата валидации неопределенность  $u_{input}$ , характеризующую степень разброса результатов расчетов, удобно отнести к среднему результату расчетов:

$$u_{input}^2 = \frac{1}{\bar{S}^2} \cdot \frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (S_n - \bar{S})^2. \quad (35)$$

Аналогичным образом, неопределенность  $u_{num}$  относится к результату расчета по сетке, которая использовалась в Монте Карло расчетах (допустим, была выбрана грубая сетка номер 2 с целью сокращения процессорного времени):

$$u_{num} = \frac{GCI}{S_2 \cdot k}. \quad (36)$$

где  $S_2$  – результат расчета по сетке номер 2. Формулу сложения дисперсий (28) необходимо модифицироваться, чтобы все стандартные неопределенности, выраженные в относительных единицах, были отнесены к одной и той же величине (к среднему измерению  $\bar{D}$ ):

$$u_{val}^2 = u_{input}^2 \cdot \bar{S}^2 / \bar{D}^2 + u_{num}^2 \cdot \bar{S}^2 / \bar{D}^2 + u_D^2. \quad (37)$$

В результате полученный интервал для модельной погрешности  $(\bar{E} - u_{val}; \bar{E} + u_{val})$  будет выражен в относительных единицах по отношению к измерениям. Можно отметить, что такая оценка помимо среднего и стандартного

отклонения для погрешности сравнения - величин, широко используемых в текущей практике валидации программы для ЭВМ, - включает также неопределенность измерений, а также неопределенности, обусловленные дискретизацией системы уравнений и неполнотой знаний о параметрах расчетной модели.

Ещё одним ограничением методики ASME V&V 20, описанной в [20], является то, то она рассматривает результат измерения как одно значение, полученное в результате повторных измерений. В [20] нет рекомендаций к обобщению результатов валидации на серии экспериментов, направленных на измерение одной и той же величины и выполненных в различных условиях. Автор работы предлагает следующий способ обобщения результатов валидации. Допустим было просчитано  $K$  экспериментов, выполненных на различных установках, либо в процессе одного нестационарного эксперимента было проведено измерение какой-либо величины и собраны значения  $K$  отсчетов по времени. При рассмотрении нестационарного эксперимента сравнение результатов расчета с измерениями проводится в феноменологическом окне [32], в котором наблюдаются важные физические процессы. Для каждого  $k$ -ого измерения из серии от 1 до  $K$  выполнена валидация по методике, описанной выше и получены пары значений  $\bar{E}_k$  и  $u_{val,k}$ . Тогда полученные результаты можно обобщить по формулам:

$$\bar{E} = \frac{1}{K} \sum_{k=1}^K \bar{E}_k, \quad (38)$$

$$u_E^2 = \frac{1}{K-1} \sum_{n=1}^N (\bar{E}_k - \bar{E})^2, \quad (39)$$

$$\bar{u}_{val} = \frac{1}{K} \sum_{k=1}^K u_{val,k}, \quad (40)$$

$$u_u^2 = \frac{1}{K-1} \sum_{n=1}^N (u_{val,k} - \bar{u}_{val})^2, \quad (41)$$

$$u_{val}^2 = u_E^2 + \bar{u}_{val}^2 + u_u^2, \quad (42)$$

где  $u_E$  – стандартная неопределенность, которая характеризует степень разброса систематической составляющей модельной погрешности от эксперимента к эксперименту и позволяет учесть наличие положительных и отрицательных отклонения при сравнении двух временных зависимостей, которые в среднем могут быть равны 0;  $\bar{u}_{val}$  – среднее значение стандартной неопределенности валидации;  $u_u$  – стандартная неопределенность, характеризующая степень разброса случайной составляющей модельной погрешности. Можно обратить внимание, что величина  $\bar{u}_{val}$  не может принимать отрицательные значения и будет равна 0 тогда и только тогда, когда неопределенности валидации  $u_{val,k}$

всех  $K$  экспериментов равны 0, что невозможно в виду наличия неопределенности экспериментальных измерений в формулах (28), (30) и (37).

## 2.4. Анализ чувствительности

Анализ чувствительности проводится в рамках анализа неопределенности и дополняет его. Целью анализа чувствительности является проверка соответствия физичности отклика модели на возмущение входных параметров [33]. В данной работе результат анализа чувствительности выражается в виде коэффициента ранговой корреляции Спирмена (КРКС), который позволяет судить о наличии монотонной зависимости и направлении этой зависимости (знаке корреляции). Физически обоснованная корреляция демонстрирует, что анализ неопределенностей выполнен корректно.

На практике ранговые критерии применяют для проверки гипотезы независимости двух признаков [34]. Ранговые критерии не зависят от конкретного вида функций распределения признаков (при условии их непрерывности), и они робастны (устойчивы) к выделяющимся наблюдениям («выбросам»), которые могут присутствовать в массивах данных. Наиболее часто используемым критерием является критерий Спирмена.

Обозначим через  $X_i$  ранг (т.е. номер в порядке возрастания) случайно выбранного значения входного параметра в  $i$ -ом расчете в методе Монте-Карло, а через  $Y_i$  ранг результата  $i$ -ого расчета. Таким образом, для каждого  $i$ -ого расчета будут составлены пары рангов  $(X_i, Y_i)$ . Статистикой критерия Спирмена служит выборочный коэффициент корреляции  $\rho_s$  определяемый по формуле

$$\rho_s = \frac{\sum_{i=1}^N (X_i - \bar{X})(Y_i - \bar{Y})}{\sqrt{\sum_{i=1}^N (X_i - \bar{X})^2 \sum_{i=1}^N (Y_i - \bar{Y})^2}}, \quad (43)$$

где  $\bar{X} = \bar{Y} = \frac{N+1}{2}$  и  $N$  – объем выборки или количество расчетов по методу Монте-Карло. Если среди случайно выбранных входных параметров или результатов расчетов есть совпадения (например, после округления), то при ранжировании им присваиваются средние ранги. КРКС всегда лежит в диапазоне  $-1 \leq \rho_s \leq 1$ , причем крайние значения достигаются при полном соответствии рангов  $\rho_s = 1$  и при полностью противоположных рангах  $\rho_s = -1$ .

В таблице 2 приведены критические значения  $r$  для КРКС в пользу принятия альтернативной гипотезы (гипотезы о зависимости двух признаков) для нескольких

уровней значимости  $p$  при объеме выборки  $N = 100$ . С увеличением объема выборки критическое значение монотонно убывает. Сравнивая рассчитанный по формуле (43) КРКС  $\rho_s$  с критическим значением  $r$ , можно сделать следующий вывод: если  $|\rho_s| \geq r$ , то с вероятностью  $p$  корреляционную зависимость между входным параметром и результатом расчета следует признать значимой, в противном случае можно считать что зависимость отсутствует.

Таблица 2 - Критические значения КРКС для различных уровней значимости [34]

$p$	0,90	0,95	0,99	0,998
$r$	0,165	0,198	0,257	0,307

Можно видеть, что в анализе чувствительности с использованием КРКС могут быть использованы те же самые случайные выборки входных параметров и полученные по ним результаты расчетов, которые были получены при трансформировании неопределенностей входных параметров и выполнение дополнительных расчетов по программе для ЭВМ не требуется.

## 2.5. Выводы к главе 2

1. Из описания разработанных методик анализа погрешностей и неопределенностей при моделировании ПА и ЗПА видно, что в результате валидации требуется получить оценку модельной погрешности только для тех параметров, которые являются важными для безопасности, а не вообще для всех возможных параметров, которые могут быть рассчитаны или измерены.
2. Оценка погрешностей и неопределенностей при моделировании ПА является мерой, которая нивелирует несовершенство моделей физических процессов, реализованных в программе для ЭВМ, напрямую влияющее на функционирование систем безопасности. В результате применения методики получение оценки с заданным уровнем доверия гарантирует, что реальный запас до разрушения барьера безопасности будет больше чем тот, который демонстрируется в детерминистических расчетах и на который проектируются системы безопасности.
3. Результатом применения методики оценки погрешностей и неопределенностей, предлагаемой автором, при моделировании ЗПА является интервальная оценка истинного значения параметра, важного для безопасности, которая учитывает:

неопределенности экспериментальных измерений, использованных при валидации, неопределенности модели РУ и моделируемого сценария.

4. С точки зрения классификации, предложенной в [4] и изображённой на рисунке 1, разработанная методика является комбинированной. Модельная погрешность программы для ЭВМ экстраполируется на результаты расчетов, а неопределенности модели РУ трансформируются методом Монте Карло, рисунок 5.

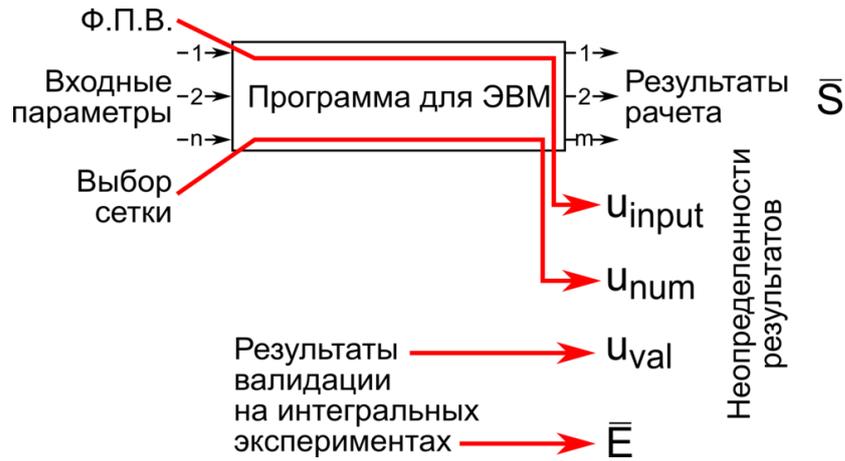


Рисунок 5 – Общая характеристика методики

### **Глава 3. Демонстрация применения разработанных методик**

Для демонстрации описанных выше методик в настоящей главе приведен пример валидации и два примера расчетов для детерминистического анализа безопасности. В первом примере рассматривается валидация программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2 на базе эксперимента QUENCH-06, которая была выполнена автором в рамках участия в международном проекте CRP I31033 [35], организованном МАГАТЭ.

Во втором примере приведены результаты моделирования проектной аварии вызванной полным перекрытием проходного сечения одной ТВС на реакторе большой мощности с натриевым теплоносителем (РУ БН). Последний, третий пример, также выполнен в рамках участия автора в CRP I31033 [15] и посвящен моделированию аварии исходным событием которой является гильотинный разрыв дыхательного трубопровода с наложением полного обесточивания с отказом дизель-генераторов на АЭС с РУ ВВЭР-1000.

#### **3.1. Валидация на базе эксперимента QUENCH-06**

Внереакторный эксперимент QUENCH-06 был проведен в Исследовательском Центре Карлсруэ (Karlsruhe Research Center) в Германии 13 декабря 2000 года. Целью данного эксперимента было исследование образования водорода в результате поступления воды и пара в осушенную активную зону легководоного реактора (LWR – Light Water Reactor). Условия проведения эксперимента соответствовали заливу частично окисленной а.з. водой снизу в качестве меры по управлению аварией. Данный эксперимент использовался ОЭСР в Международной Стандартной Задаче (ISP-45) для оценки качества программ для ЭВМ, предназначенных для моделирования тяжелых аварий.

Экспериментальная установка QUENCH состоит из: рабочего участка с 21 имитатором твэл, источника постоянного тока, источников для подачи воды, пара и аргона, систем измерения водорода, температур, давления и расхода. На рисунке 6 схематично изображен рабочий участок установки. Перегретый в пароперегревателе пар, смешанный с аргоном, подается в сборку снизу. На выходе из сборки из смеси выбрасываемых газов осуществляется пробоотбор на масс-спектрометр марки GAM 300. Для залива сборки водой снизу подключен дополнительный патрубок, соединенный с системой залива, которая представляет из себя бак предварительного впрыска и насос.

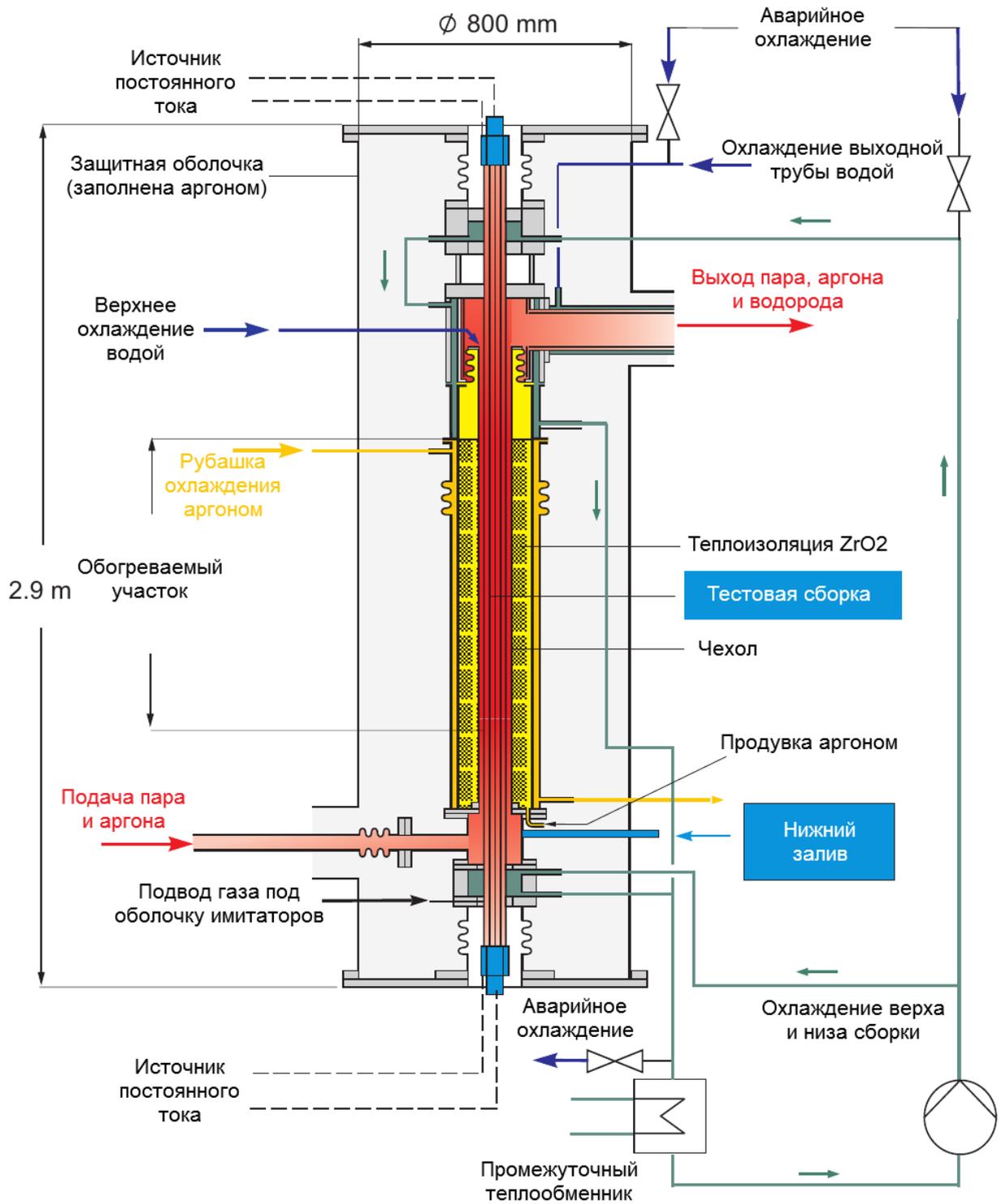


Рисунок 6 – Рабочий участок установки QUENCH

### **Модель эксперимента**

Разработанная модель эксперимента QUENCH-06 основана на его описании [36] и включает в себя все основные элементы установки. На рисунке 7 изображена нодализационная схема модели, обозначения на которой соответствуют входному языку программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2. Проточная часть экспериментальной сборки моделируется в одномерном приближении. На входе в сборку задано два граничных условия по расходу среды: первое моделирует подачу паро-аргоновой смеси, а второе подачу воды при заливе. На выходе из сборки установлено граничное условие с давлением среды. Перечисленные граничные условия заданы табличными временными зависимостями на основе экспериментальных измерений. Дополнительно моделируется два контура охлаждения низа и верха сборки проточной водой. В проточной части сборки задан теплообмен со средой пяти тепловых элементов, моделирующих центральный имитатор, нагреваемые имитаторы, угловые стержни, дистанционирующие решетки и чехол сборки, снабжённый теплоизоляцией. Все нагреваемые имитаторы моделируются один «средним» стержнем, как это делается в модели а.з. реакторной установки. Модель также включает в себя аргоновую рубашку охлаждения, расположенную с внешней стороны теплоизоляции сборки и состоящую из стальных концентрических труб кольцевой зазор между которыми продувается аргоном. В кольцевом зазоре в модели учитывается как конвективный, так и лучистый теплообмен.

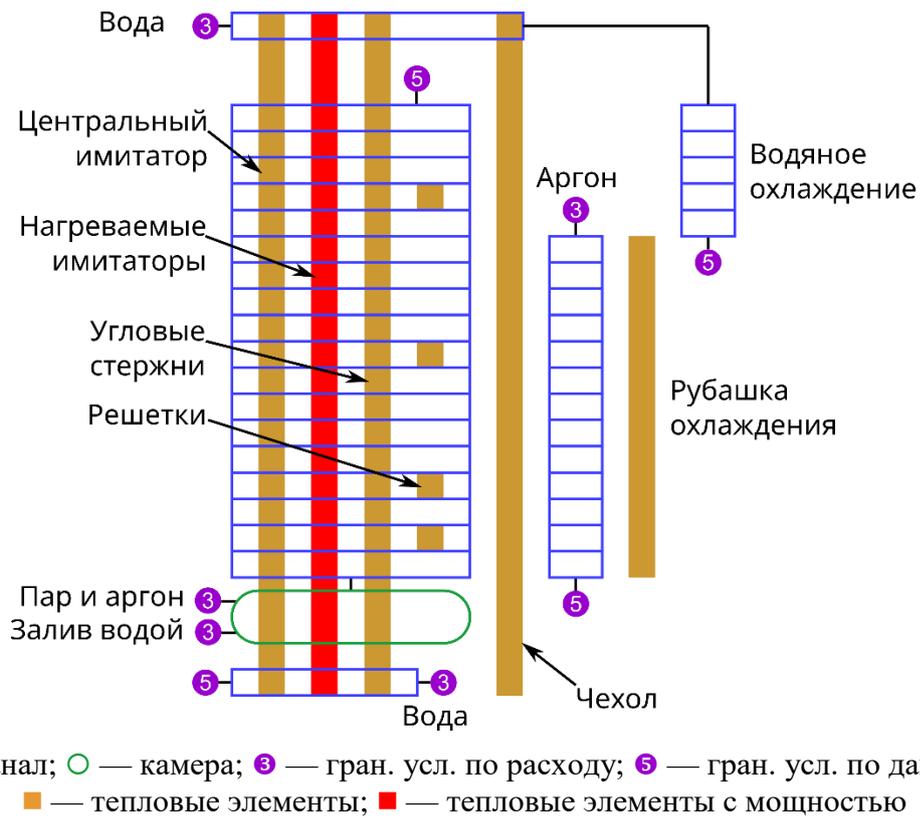


Рисунок 7 – Нодализация схема эксперимента QUENCH-06

Особое внимание при разработке модели было уделено теплопроводности теплоизоляции, так как она оказывает существенное влияние на тепловой баланс в установке в ходе эскалации температуры. Согласно табличным данным, приведенным в отчете [37], теплопроводность материала теплоизоляции ZYFB-3 измерена в аргоне при давлении 1 бар для 5 значений температур. Как показано на рисунке 8 рабочая область теплоизоляции в ходе эксперимента QUENCH-06 выходит за рамки данных по теплопроводности. Для того чтобы корректно учесть зависимость теплопроводности от температуры была использована кубическая аппроксимация по имеющимся 5 значениями, которая затем использовалась для экстраполяции. Функция выглядит следующим образом:

$$\lambda = 2,18 \cdot 10^{-11} \cdot T^3 - 1,38 \cdot 10^{-8} \cdot T^2 + 4,52 \cdot 10^{-5} \cdot T + 0,0495, \quad (44)$$

где  $\lambda$  – теплопроводность, Вт/м/К;  $T$  – температура, К.

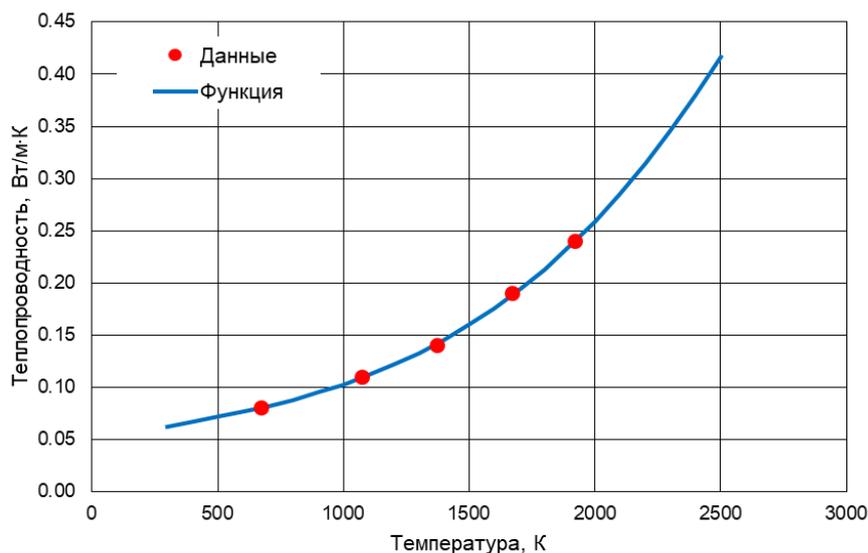


Рисунок 8 – Теплопроводность теплоизоляции

В модели теплового элемента программы для ЭВМ СОКРАТ-V1/V2 не учитывается аксиальное удлинение материалов с ростом температуры, поэтому этот эффект должен быть учтен в зависимости электрического сопротивления от температуры. Учитывается это путем использования удельного электросопротивления, приведённого к размеру образца материала в горячем состоянии [38].

В модели электронагревателей электрическое сопротивление токопроводов задано постоянным и равным 3,0 мОм на один имитатор. В качестве граничного условия задается полная мощность, подаваемая генератором постоянного тока.

Система быстрого впрыска воды состоит из бака с водой под давлением и соединительного трубопровода, которые вместе моделируются граничным условием. Известно, что из бака за 5 с поступило 4 л воды в установку. Объем соединительного трубопровода оценивается величиной 2,1 л. Таким образом 1,9 литров из поданных 4 л могли достигнуть нижней части сборки и заполнить её. В ходе эксперимента не был измерен расход воды от системы быстрого впрыска. Его величина оценивается на основе данных по измерению динамики весового уровня в установке. По предварительным расчетам выяснилось, что лучше всего для описания расхода воды подходит экспоненциальная функция, параметры которой подбираются. Функция имеет следующий вид:

$$\dot{m} = \begin{cases} 0, & t \leq t_1 \text{ or } t > t_1 + \Delta t \\ m \cdot \frac{e^{\frac{\Delta t - (t - t_1)}{A}} - 1}{A \cdot e^{\frac{\Delta t}{A}} - (\Delta t - 1)}, & t > t_1 \end{cases}, \quad (45)$$

где  $\dot{m}$  – массовый расход, заданный в граничном условии, кг/с;  $m = 1,9$  – масса поданной воды, кг;  $t_1 = 7179$  – момент времени начала подачи воды, с;  $\Delta t = 19$  – длительность подачи воды, с;  $A = 8$  – настроечный параметр, характеризующий крутизну экспоненциальной зависимости. На рисунке 9 графически изображена зависимость массового расхода, вычисленная по формуле (45).

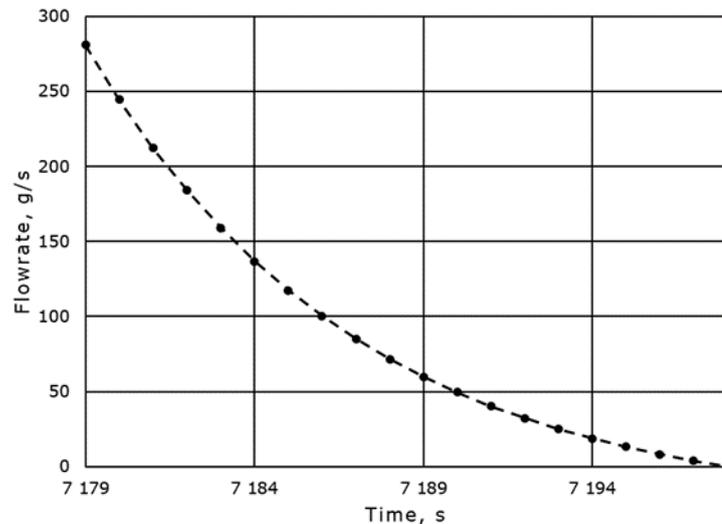


Рисунок 9 – Временная зависимость массового расхода из бака

В описании эксперимента отмечается, что при включении насоса для залива сборки водой образовалась непредвиденная течь, и расход воды, подаваемой в сборку, оказался ниже, чем был измерен расходомером. Более того сопоставление показаний расходомера и уровнемера позволяет сделать вывод, что вода была подана с некоторой задержкой, вероятно связанной с заполнением трубопровода. Предварительные расчеты эксперимента показали, что время задержки может быть оценено величиной 18 с, а расход течи величиной 17 г/с. На рисунке 10 изображено граничное условие, использованное в расчете по программе для ЭВМ СОКРАТ.

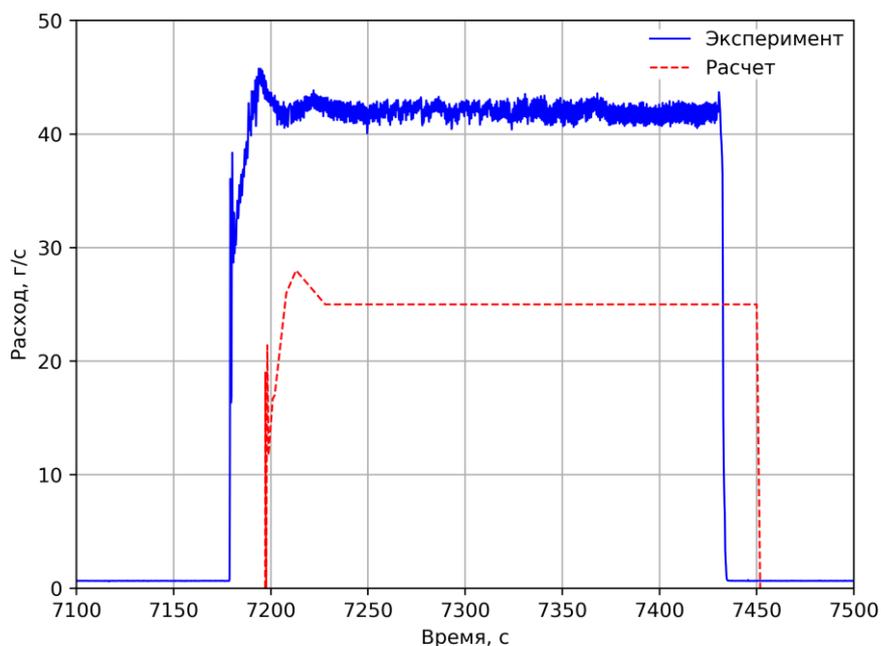


Рисунок 10 – Расхода от насоса

### Результаты референтного расчета

На рисунке 11 изображено сравнение электрической мощности, подаваемой генераторов на установку и измеренной в эксперименте, с расчетным значением мощности, выделяемой непосредственно в вольфрамовых сердечниках имитаторов твэл. Расчет показывает, что только ~60% мощности, подаваемой генератором, выделяется непосредственно в рабочем участке, а оставшаяся часть выделяется в токоподводах, в том числе на контактом сопротивлении. Таким образом, использование модели электрических нагревателей в составе программы для ЭВМ СОКРАТ позволяет более корректно задать граничное условие по мощности.

На рисунке 12 приведено сравнение рассчитанного сопротивления одного среднего имитатора твэл с данными измерений. Измерения представлены усреднёнными по электрическим группам (согласно схеме параллельного подключения имитаторов к шинам) сопротивлениями в расчете на один имитатор. В виду того, что сопротивление вольфрама зависит от температуры, которая существенно меняется в ходе эксперимента, сопротивление имитатора характеризует «среднюю» температуру сердечника и демонстрирует корректность решения тепловой задачи. Видно, что расчетное сопротивление большую часть эксперимента находится между расчетными значениями, что говорит о правильности воспроизведения истории изменения температуры.

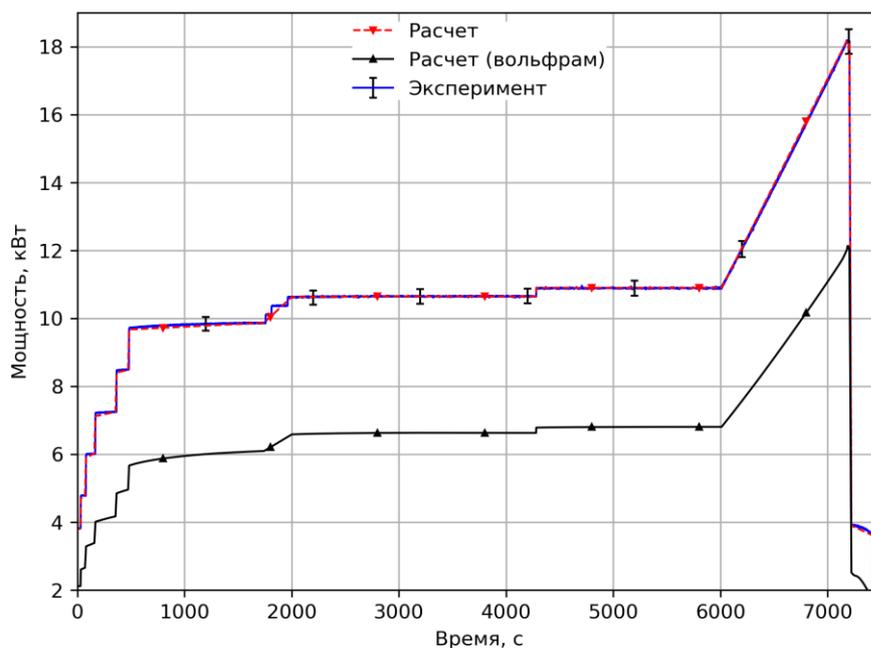


Рисунок 11 – Электрическая мощность

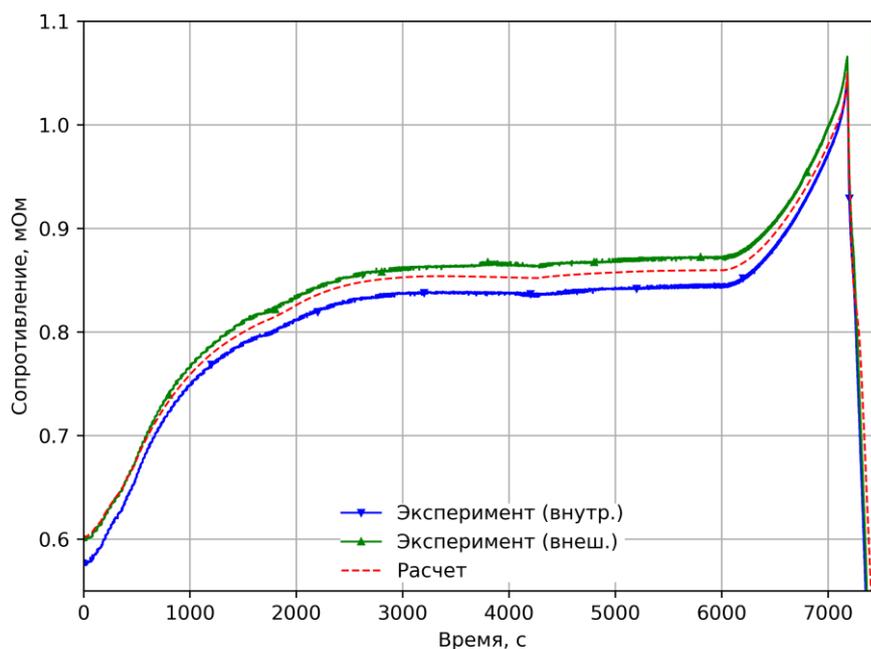


Рисунок 12 – Электрическое сопротивление

На рисунке 13 изображены рассчитанные и измеренные температуры оболочек имитаторов твэл и чехла на уровне 950 мм в начале фазы пред-окисления. Эта высотная отметка является наиболее горячей в сборке и в наибольшей степени характеризует динамику окисления сборки. Можно обратить внимание, что в начале повышения температуры расчётное значение температуры внутренней поверхности чехла занижается на ~25 К, однако после выхода на стационарное значение на фазе пред-окисления оно

находится в пределах стандартной неопределенности измерения. Наблюдаемая в эксперименте азимутальная неравномерность температуры чехла составляет около 30 К, поэтому такое занижение температуры можно рассматривать как не значительное. Расчетное значение температуры оболочки нагреваемого имитатора (усредненное по всем имитаторам) находится в пределах диапазона измерений локальных температур на протяжении всего рассматриваемого временного интервала. Расчетное значение температуры центрального имитатора (без нагрева) занижается на ~50 К по сравнению с измерениями. Это связано с тем, что в расчете проточная часть моделируется в одномерном приближении, в то время как в эксперименте, по-видимому, температура газа в центральной части сборки была выше, чем на периферии.

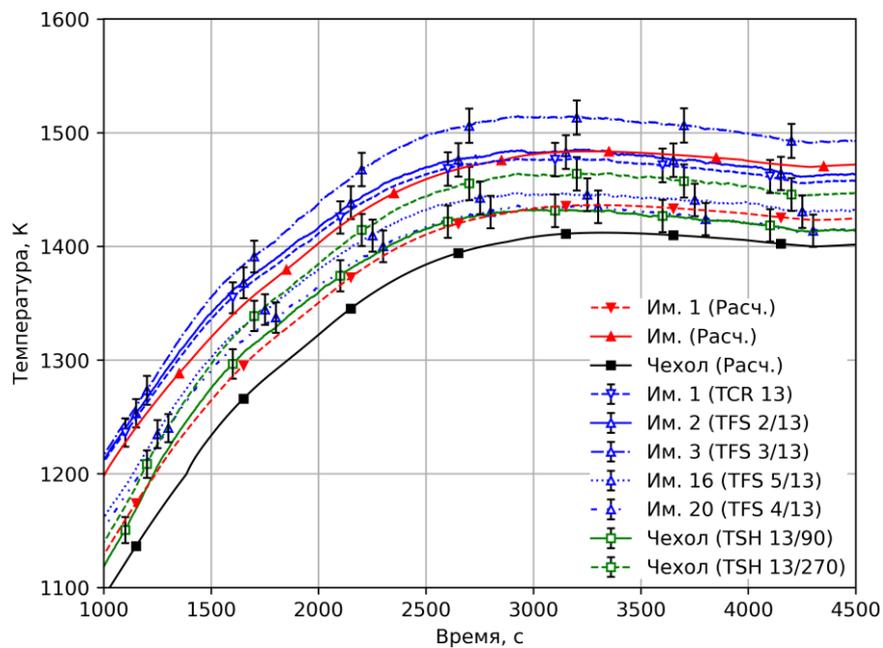
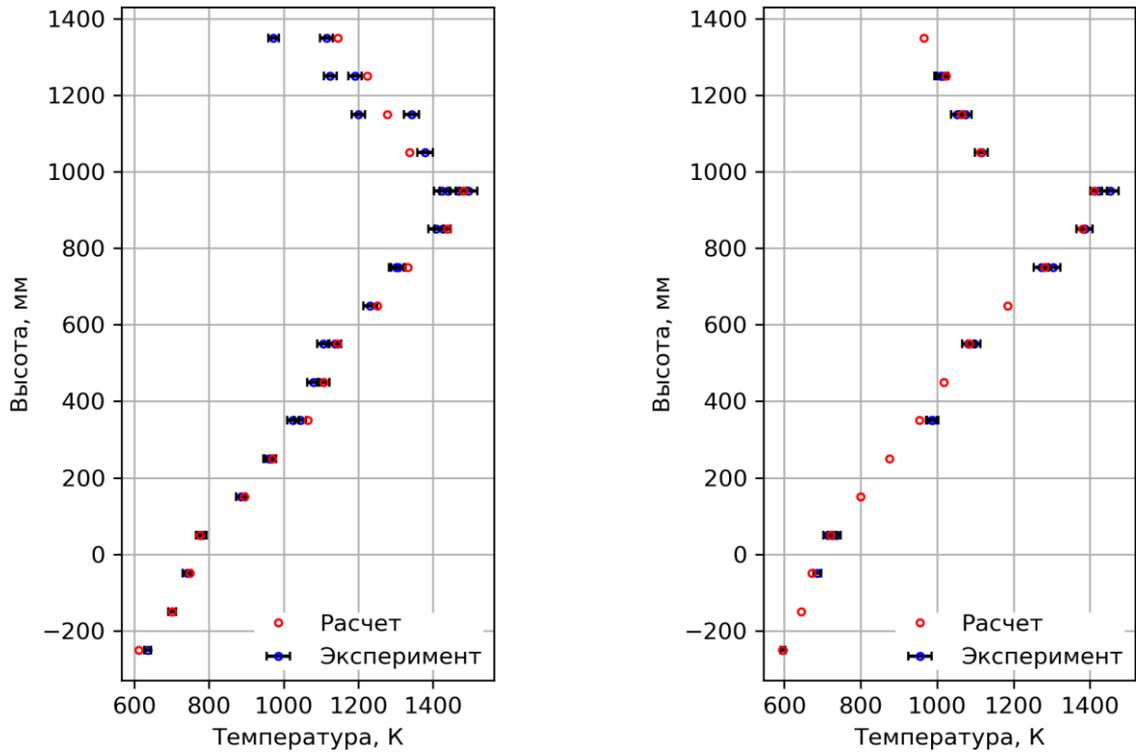


Рисунок 13 – Температуры на уровне 950 мм в начале фазы пред-окисления

На рисунке 14 приведено сравнение аксиальных профилей температур нагреваемых имитаторов и внутренней поверхности чехла в конце фазы пред-окисления. Видно, что модель корректно воспроизводит влияние дистанционирующих решеток, расположенных на высотных отметка 50, 550 и 1050 мм, на форму профиля и что расчетные профили хорошо согласуются с результатами измерений. Можно заметить, что в верхней, не обогреваемой, части сборки наблюдается существенная радиальная неравномерность по температуре имитаторов. В этой области результаты расчета лежат ближе к высоким значениями температуры.



а) имитаторы

б) чехол

Рисунок 14 – Аксиальные профили температуры перед фазой наброса мощности (6000 с)

На рисунке 15 приведена рассчитанная динамика изменения температур в сборке в фазе роста мощности и фазе залива сборки в сравнении с измерениями. Видно, что в начале фазы роста мощности скорость роста температур, полученная в расчете, хорошо согласуется с данными измерений. При достижении порядка 1650 К большинство термопар, расположенных на оболочках имитаторов, отказали за исключением термопары TFS 4/13, расположенной на имитаторе №20. Сравнение динамики роста температуры оставшейся термопары с расчетным значением показывает незначительное занижение скорости роста температуры до момента подачи воды. После инициирования подачи воды расчетная температуры показывает резкий рост, связанный с интенсификацией реакции окисления при увеличении количества окислителя, что хорошо согласуется с наблюдениями. Это означает, что в расчете как и в эксперименте до подачи воды реакция окисления происходила в режиме недостатка окислителя (старвации). Занижение температуры внутренней поверхности чехла в расчете достигает 40 К, однако после начала подачи воды резкий рост температуры компенсирует это занижение.

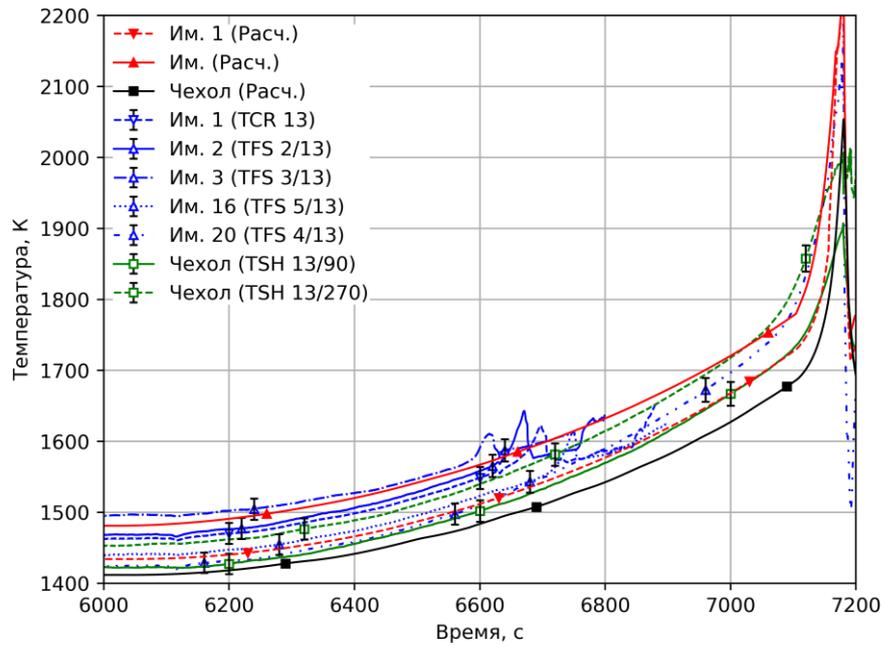


Рисунок 15 – Температуры на уровне 950 мм на фазе роста мощности и залива

На рисунке 16 приведено сравнение расчетных и измеренных значений температур в сборке на фазе залива. Видно, что расчетное значение максимальной температуры оболочки хорошо согласуется с наблюдениями. Для чехла расчет показывает незначительное занижение пикового значения температуры. Резкое падение температуры на начале залива вызвано большим расходом от системы быстрой подачи воды и наблюдается как в расчете, так и в эксперименте. Затем, когда идёт подача воды от насоса скорость расхолаживания сборки в режиме закризисного теплообмена снижается. Расчет показывает несколько более позднее время смачивания сборки по сравнению с экспериментом.

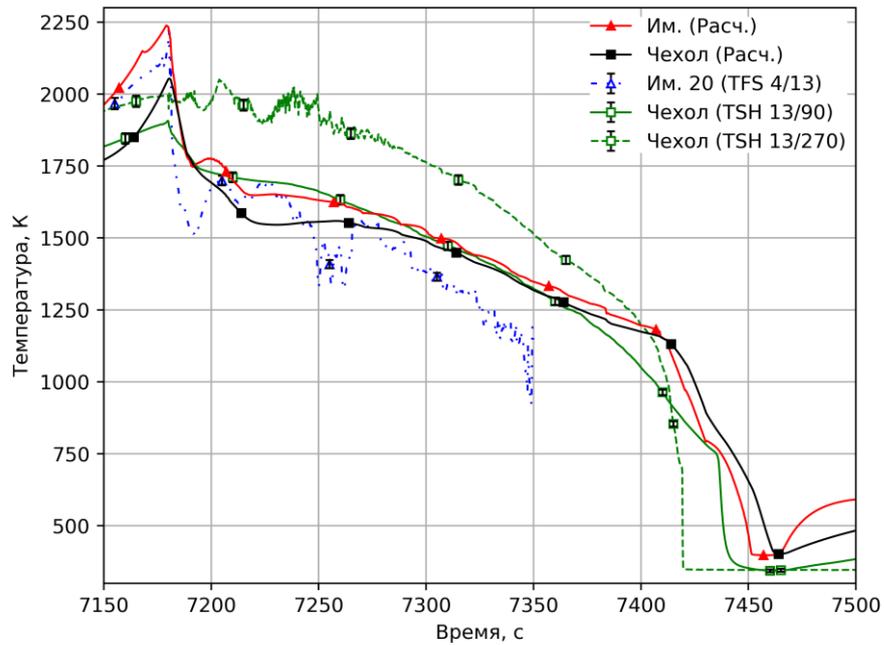


Рисунок 16 – Температуры на уровне 950 мм на фазе залива

На рисунке 17 приведено сравнение расчетного и измеренного уровня воды в сборке. Результаты расчета представлены двумя кривыми: уровень, рассчитанный на основе истинного паросодержания  $\phi$ , который характеризует объем воды, и уровень, рассчитанный по перепаду давления  $\Delta P$ , отнесенному к постоянному значению плотности воды. Последний учитывает полный перепад давления, который включает в себя не только вес столба жидкости, но и гидравлическое сопротивление. Резкий рост уровня в показаниях уровнемера в эксперименте хорошо объясняется наличием существенного двухфазного сопротивления при подаче воды от системы быстрого впрыска воды.

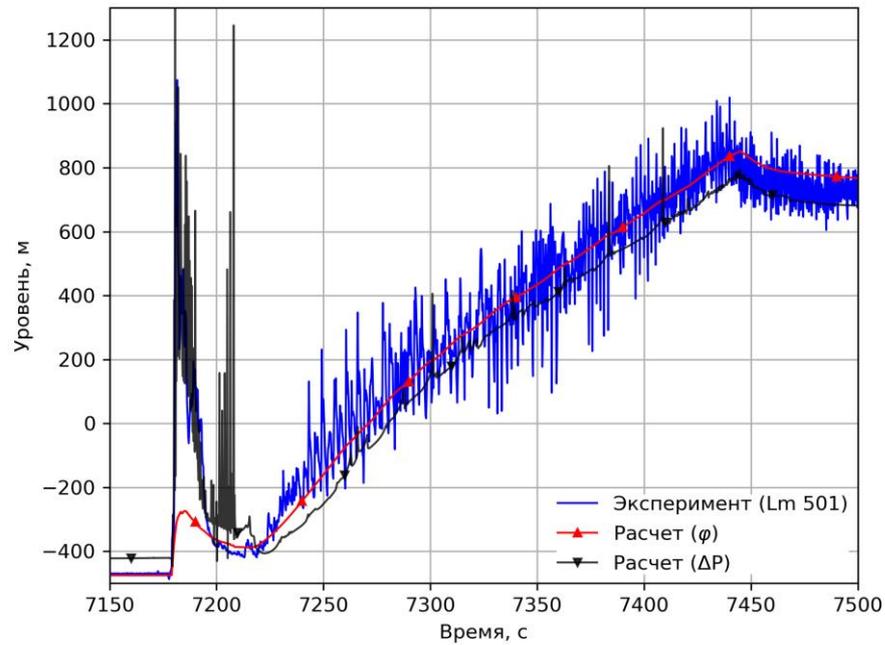
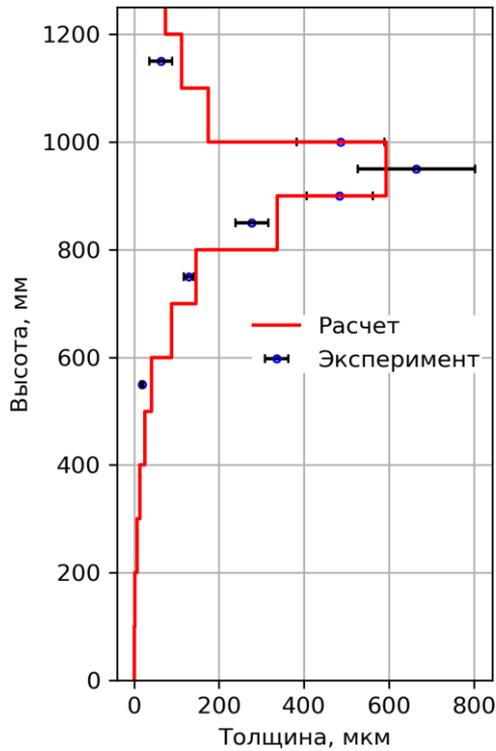
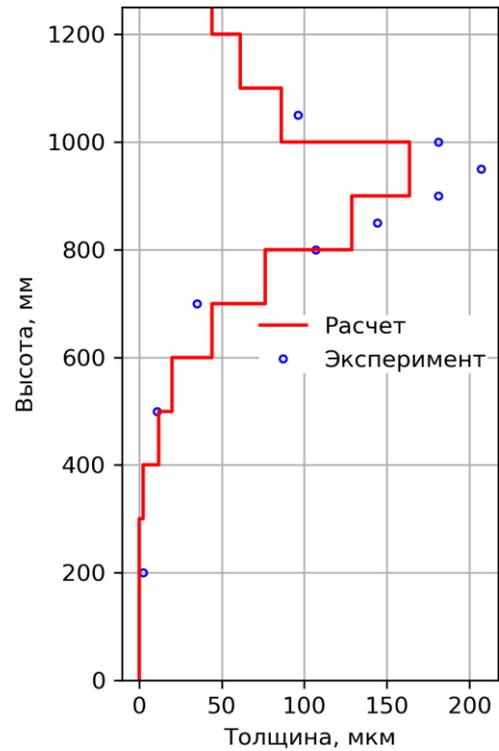


Рисунок 17 – Уровень воды в сборке.

На рисунке 18 приведено сравнение расчетной толщины оксидного слоя на поверхности имитаторов и углового стержня В с данными измерений. Для имитаторов толщина оксида приведена на конец эксперимента, а для углового стержня на момент времени 6620 с, когда стержень был извлечен из установки. Для более корректного сравнения результатов измерений с расчетом, измеренные толщины (в 4 азимутальных позициях для каждого имитатора) были усреднены. Видно, что в верхней, не обогреваемой, части и в середине сборки расчет несколько переоценивает толщину оксида, что компенсируется недооценкой в горячем пятне. В целом профили оксида, полученные в эксперименте, хорошо воспроизводятся в расчете.



а) имитаторы



б) угловой стержень В

Рисунок 18 – Толщина оксидного слоя

На рисунке 19 приведено сравнение рассчитанной и измеренной массы водорода, выделившегося в ходе эксперимента, и его расхода. Расчетные зависимости получены для выхода газа из сборки в граничное условие и учитывают только транспортное время от ячейки, в которой непосредственно выделился водород до граничного условия. В таблице 3 приведено количественное сравнение рассчитываемых параметров. Полученные значения говорят о том, что модель завышает массу водорода, сгенерированную к моменту начала подачи воды (параметр №2) на 2 %. В расчете 95% от всей выделившейся массы было выделено к этому моменту времени, что хорошо согласуется с данными измерений, в которых выделилось 89% от полной массы водорода. На фазе залива расчет показывает на 57% меньше водорода, чем в эксперименте (параметр №3). Несмотря на это, на фазе залива выделилась лишь малая часть от полной массы водорода, в результате чего расчетная оценка полной массы водорода за весь эксперимент на 4% ниже, чем в измерениях (параметр №1).

Основная система опроса и сбора данных с датчиков на установке QUENCH работала на частоте 1 Гц до начала фазы повышения мощности и на частоте 5 Гц остальную часть эксперимента. Такие же значения были заданы в системе датчиков во входном файле для программы для ЭВМ СОКРАТ-В1/В2. Частота опроса масс-

спектрометра отличалась и была ниже, чем у основной системы. Она составляла  $\sim 0,4-0,5$  Гц. Для того чтобы корректно сравнить пиковую скорость генерации водорода, расчетное значение массы водорода (интеграл от расхода) было продифференцировано на временную шкалу экспериментального измерения расхода водорода, рисунок 20. Это позволило корректно учесть частоту опроса масс-спектрометра, а, следовательно, характерное время усреднения сигнала. Не скорректированный пиковый расход водорода в расчете составил 331 мг/с (при частоте дискретизации 5 Гц), а скорректированный на частоту масс-спектрометра составил 223 мг/с, что на 5% ниже, чем измеренное значение (параметр №4).

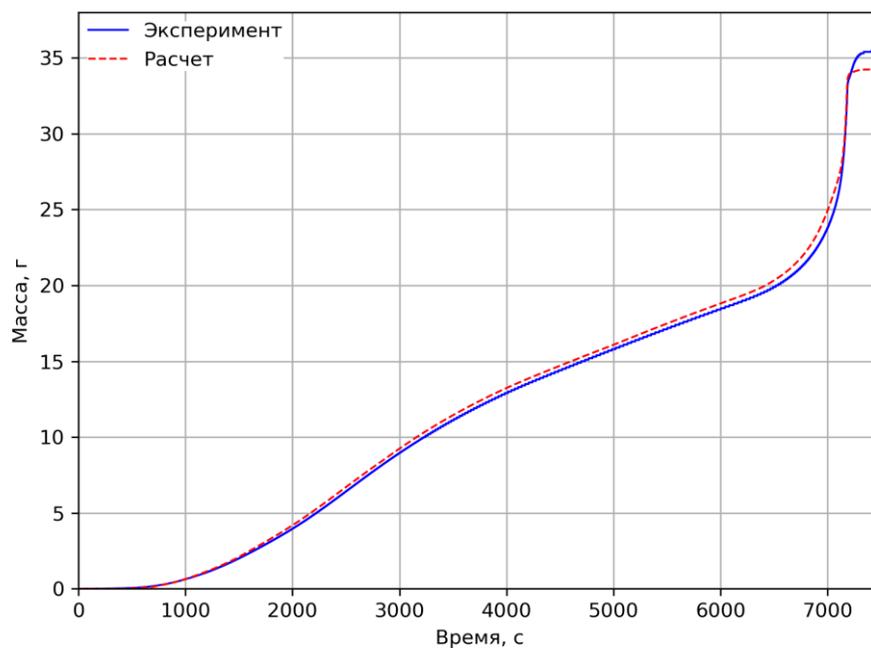


Рисунок 19 – Масса водорода

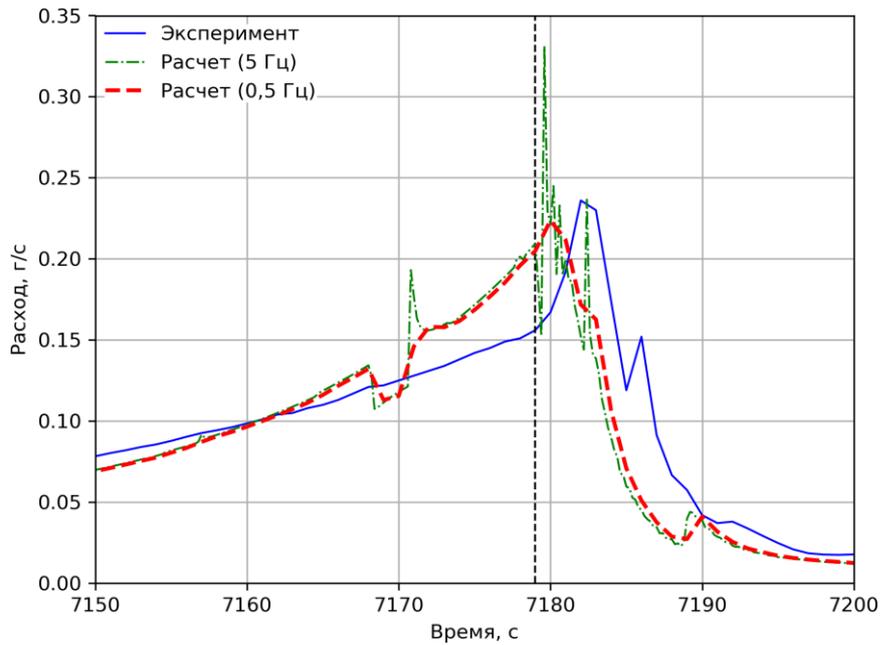


Рисунок 20 – Расход водорода

Таблица 3 – Результаты референтного расчета

№	Параметр	<i>S</i>	<i>D</i>	<i>E</i>
1	Масса водорода на конец эксперимента	34,2 г	35,7 г	-4 %
2	Масса водорода до залива	32,6 г	31,9 г	2 %
3	Масса водорода при заливе	1,6 г	3,8 г	-58 %
4	Пиковая интенсивность генерации	224 мг/с	236 мг/с	-5 %

Качественный и количественный анализ результатов референтного расчета демонстрирует, что разработанная модель эксперимента QUENCH-06 корректна и с хорошей точностью воспроизводит наблюдения.

### **Результаты анализа неопределенностей**

Геометрические параметры установки, рассматриваемые в рамках анализа неопределенности, соответствуют перечню неопределенных входных параметров, подготовленных специалистами КИТ в рамках проекта МАГАТЭ. Время начала подачи воды насосом для залива не рассматривается в анализе, так как оно не известно из данных

изменений и является подбираемым параметром (на основе показаний термопар на входе в сборку и уровнемера). Температура подаваемых газов (аргона и пара) и воды при заливке измерялись хромель-алюмелевыми термопарами, которые характеризуются неопределенностью измерения 2 К. В таблице 4 приведены 14 входных неопределенных параметров.

Таблица 4 – Входные параметры

№	Параметр		Распределение
1	Шаг решетки, мм	0,15	Равномерное
2	Внешний диаметр таблетки, мм	0,02	Равномерное
3	Толщина оболочки, мкм	7,25	Равномерное
4	Внутренний диаметр чехла, мм	0,8	Равномерное
5	Толщина чехла, мкм	23	Равномерное
6	Толщина теплоизоляции, мм	0,37	Равномерное
7	Температура газа на входе, К	2	Нормальное
8	Расход аргона, %	0,5	Равномерное
9	Расход пара, %	0,5	Равномерное
10	Давление над сборкой, %	2	Равномерное
11	Мощность, %	2	Равномерное
12	Расход воды от насоса, %	0,2	Равномерное
13	Температура воды, К	2	Нормальное
14	Давление газа под оболочкой, %	2	Равномерное

Для того чтобы проанализировать зависимость результатов расчетов от выбора расчетной сетки был выполнен дополнительный расчет с равномерно удвоенным количеством ячеек. На рисунке 21 приведено сравнение результатов измерений и расчетов аксиального профиля температуры вдоль имитаторов твэл и внутренней поверхности

чехла на конец фазы предокисления с использованием двух расчетных сеток. Хорошее согласие между собой двух аксиальных профилей температур, полученных на разных сетках, демонстрирует сходимость расчетов и то, что количество ячеек в референтной сетке достаточно. Наибольшее различие наблюдается в верхней части сборки (выше 1000 мм). Это, вероятно, связано с существенной радиальной не равномерностью профиля температур в эксперименте в данной области, в то время как в расчете все имитаторы моделируются один «средним» имитатором.

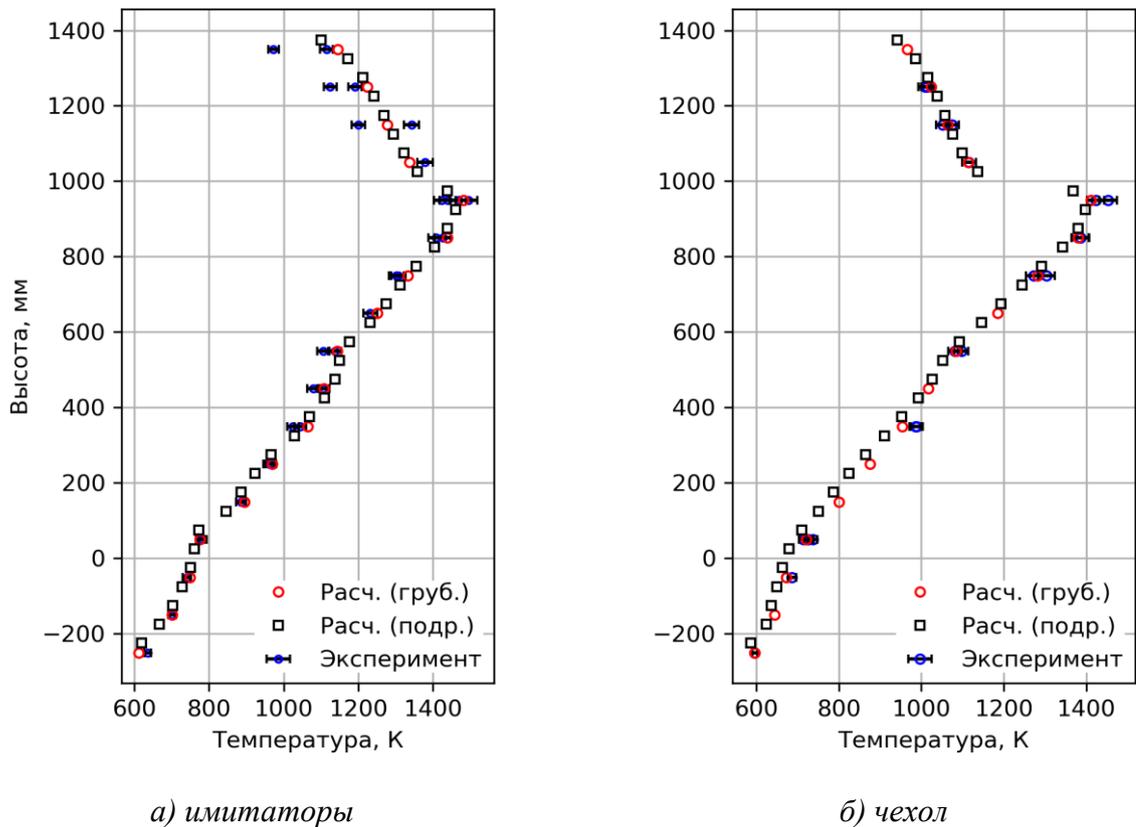


Рисунок 21 – Аксиальные температурные профили в сборке перед фазой наброса мощности (6000 с)

На рисунках 22 и 23 приведено графическое сравнение измеренных массы и расхода водорода и результатов расчетов с использованием 2-х сеток. Подробная сетка показывает более значение расхода водорода на фазе роста мощности. Это объясняется тем, что с использованием подробной сетки температурный профиль в области перехода между нагреваемым и не нагреваемым участками (1000 мм) описывается более гладко. Так как область расположения горячего пятна (900-1000 мм) дает основной вклад в генерацию водорода, то расчет с использованием подробной сетки будет показывать большую скорость генерации водорода при высоких температурах. Расчет на подробной сетке показывает на 0,5 г больше водорода перед заливом сборки на 0,4 г больше при

заливе. Пиковая скорость генерации водорода, скорректированная на частоту опроса масс-спектрометра, на двух сетках оказывается довольно близкой: 224 мг/с для грубой сетки и 230 мг/с для подробной сетки.

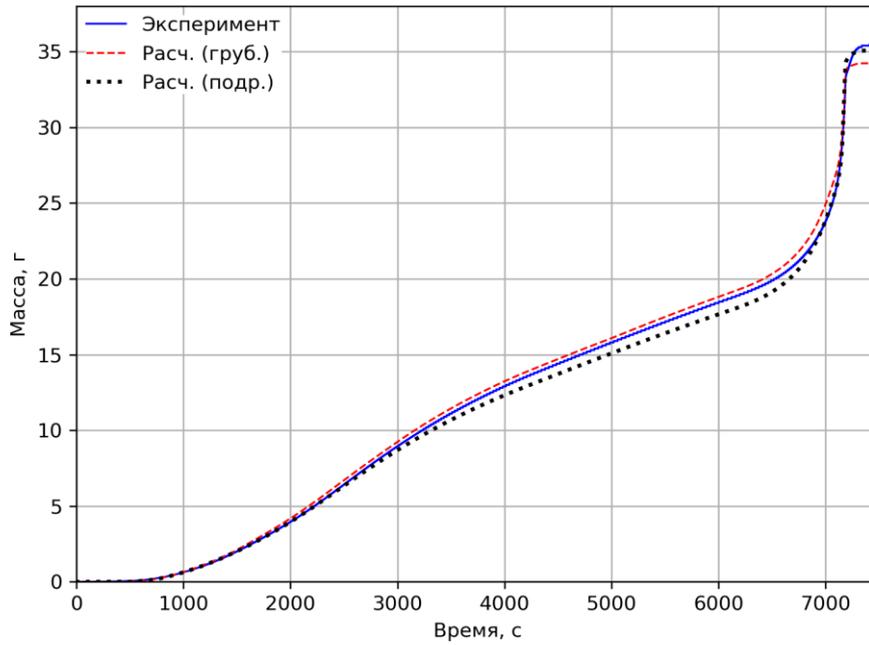


Рисунок 22 – Сравнение массы водорода на двух сетках

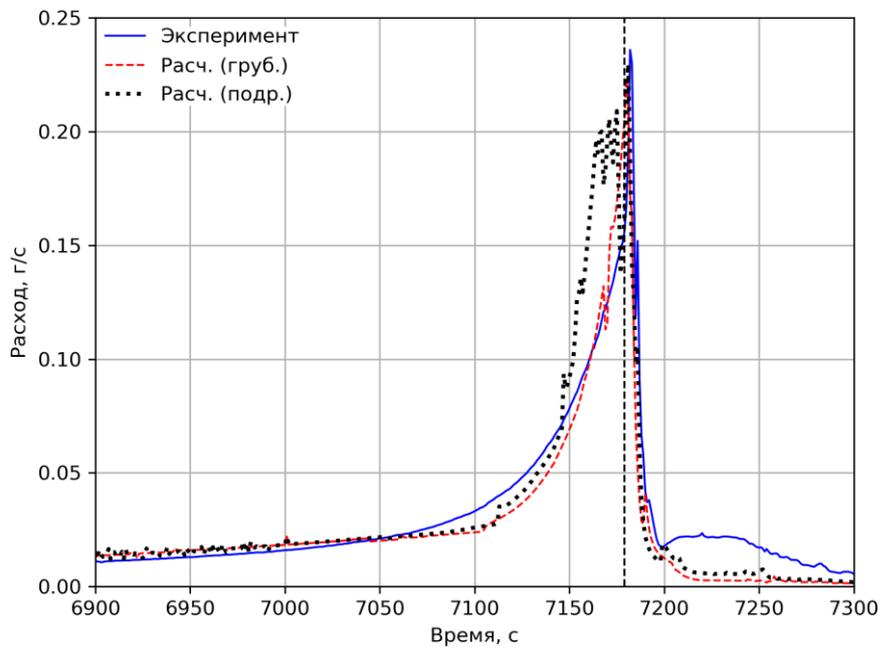


Рисунок 23 – Сравнение расхода водорода на двух сетках

В таблице 5 собраны результаты анализа сеточной сходимости. Коэффициент измельчения сетки  $r = 2$ , порядок аппроксимации  $p = 1$ . Величина численной неопределенности расчета массы водорода, сгенерированного при окислении в паре достаточно низкая и одного порядка с неопределенностью измерения в эксперименте. С другой стороны, по результатам анализа наблюдается высокая численная неопределенность расчета массы водорода при заливе. На этой фазе выделилась не большая от общего количества масса водорода и небольшое измерение скорости расхолаживания сборки приводит к заметному измерению массы выделившегося водорода. Однако это изменение мало по сравнению с полной массой водорода.

Таблица 5 – Оценка численной неопределенности

№	Параметр	$S_{coarse}$	$S_{fine}$	$e_a, \%$	$GCI, \%$	$u_{num}, \%$
1	Масса водорода на конец эксперимента	34,2 г	35,1 г	2,6	7,8	6,8
2	Масса водорода до залива	32,6 г	33,1 г	1,5	4,5	3,9
3	Масса водорода при заливе	1,6 г	2,0 г	20,0	60,0	52,2
4	Пиковая интенсивность генерации	224 мг/с	230 мг/с	2,6	7,8	6,8

Для трансформирования входных неопределенностей была сгенерирована выборка объемом 1000 для каждого входного параметра (матрица 14x1000). Генерация выборки осуществлялась с использованием генератора псевдо-случайных значений с последующей квалификацией полученной выборки. Квалификация заключалась в проверке критерия согласия Колмогорова-Смирнова с целью проверки того, что полученная выборка соответствует заданному распределению. Дополнительно проверялась попарная коррелированность случайных векторов с целью исключения возможной не заданной коррелированности. Проведение квалификации необходимо для того, чтобы результаты анализа не были искажены в результате использования не корректной матрицы выходных параметров.

Трансформирование к.ф.р. входных параметров выполнено с использованием метода Монте Карло. Хотя эксперимент был выполнен условиях близких к плавлению

сборки (посттестовый анализ показал наличие 3-х капель расплава в межтвэльном пространстве), варианты расчеты показали реализацию двух вариантов, рисунок 24. Одна группа расчетов показала выход расплава по крайней мере в одной аксиальной ячейке, во второй группе результатов сборка сохранила интактную геометрию до конца эксперимента.

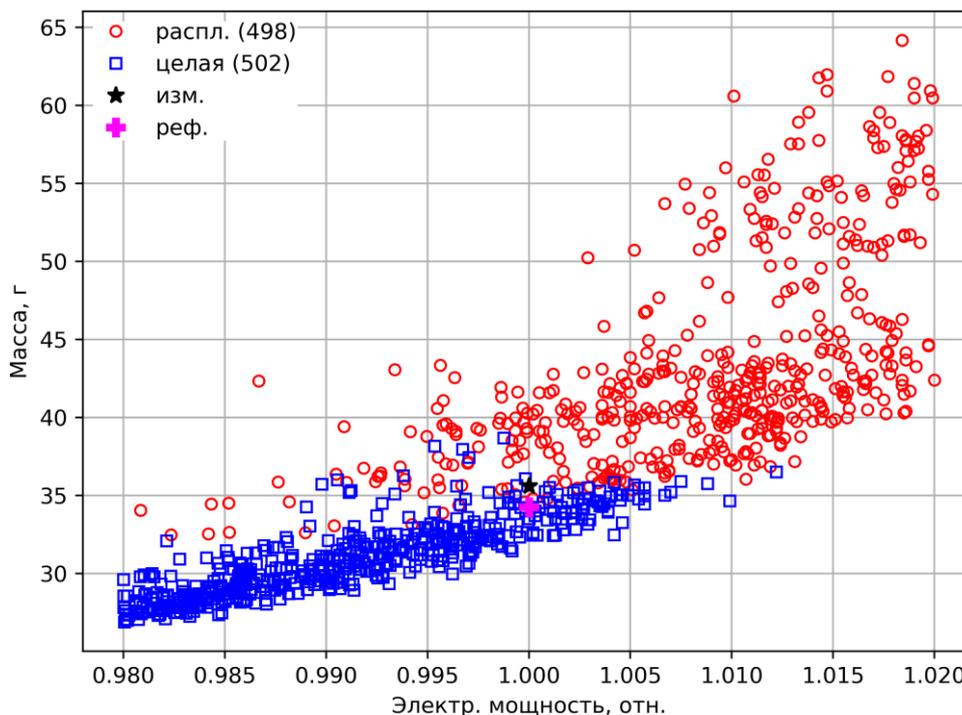


Рисунок 24 – Интегральная масса водорода в сопоставлении с относительной электрической мощностью сборки

Обратим внимание на то, что результаты численного анализа образования водорода и результаты измерений имеют общий входной параметр, который рассматривается в рамках анализа неопределенностей. В отчете [36] указано, что расход водорода  $\dot{m}_{H_2}$ , выходящего из установки, измерялся косвенно с использованием следующей модели измерений:

$$\dot{m}_{H_2} = \frac{M_{H_2}}{M_{Ar}} \cdot \frac{C_{H_2}}{C_{Ar}} \cdot \dot{m}_{Ar}, \quad (46)$$

где  $\dot{m}_{Ar}$  – расход аргона на выходе в сборку, кг/с;  $M_{H_2}$  и  $M_{Ar}$  – молярные массы водорода и аргона, кг/моль;  $C_{H_2}$  и  $C_{Ar}$  – мольные концентрации, измеренные в масс-спектрометре. Следовательно, расход аргона на выходе в сборку является общим входным параметром для косвенного измерения и расчета. Масса выделившегося водорода получена путем

численного интегрирования расхода водорода, а, следовательно, тоже содержит общий входной параметр. Для учета этой коррелированности в ходе анализа был сгенерирован вектор случайных значений результатов измерений для каждого выбранного отклонения расхода аргона:

$$D_i = \bar{D} \cdot \frac{I_{8,i}}{\bar{I}_8}, \quad (47)$$

где  $D_i$  и  $\bar{D}$  – случайное значение и наилучшая оценка измерений;  $I_{8,i}$  и  $\bar{I}_8$  – случайное значение и наилучшая оценка расхода аргона.

Сходимость результатов Монте Карло расчетов демонстрируется путем сравнения среднего значения погрешности сравнения  $\bar{E}$  для первой половины и для всех расчетов. В таблице 6 показано, что  $N = 1000$  расчетов достаточно для оценки математического ожидания погрешности сравнения.

Таблица 6 – Сходимость Монте Карло расчетов.

№	Параметр	$E(N = 500), \%$	$E(N = 1000), \%$	$\Delta, \%$
1	Масса водорода на конец эксперимента	4,2	4,0	-0,2
2	Масса водорода до залива	7,9	8,2	0,3
3	Масса водорода при заливе	-27,8	-31,2	-2,4
4	Пиковая интенсивность генерации	4,4	4,5	0,1

В таблице собрана результаты анализа неопределённостей, которые учитывают все варианты поведения сборки, а в таблице только для вариантов без образования расплава. Сопоставление значений  $u_{input+D}$  между таблицами показывает, что образование расплава увеличивает разброс результатов расчетов. Исключение из анализа расчетов с плавлением будет приводить к смещенной оценке среднего значения результатов расчетов  $\bar{S}$ .

Таблица 7 – Результаты анализа неопределенности.

№	Параметр	$\bar{S}$	$\bar{D}$	$\bar{E}$	$u_{input+D}$	$u_{num}$	$u_{val}$
1	Масса водорода на конец эксперимента	37,1 г	35,7 г	4,0 %	22,3 %	6,8 %	23,3 %
2	Масса водорода до залива	34,5 г	31,9 г	8,2 %	17,6 %	3,9 %	18,0 %
3	Масса водорода при заливе	2,6 г	3,8 г	-31,2 %	71,7 %	52,2 %	88,7 %
4	Пиковая интенсивность генерации	247 мг/с	236 мг/с	4,5 %	52,8 %	6,8 %	53,2 %

Таблица 8 – Результаты анализа неопределенности (варианты без расплава).

№	Параметр	$\bar{S}$	$\bar{D}$	$\bar{E}$	$u_{input+D}$	$u_{num}$	$u_{val}$
1	Масса водорода на конец эксперимента	31,0 г	35,7 г	-13,2 %	6,7 %	6,8 %	9,5 %
2	Масса водорода до залива	29,9 г	31,9 г	-6,2 %	6,0 %	3,9 %	7,2 %
3	Масса водорода при заливе	1,1 г	3,8 г	-72,0 %	14,4 %	52,2 %	54,1 %
4	Пиковая интенсивность генерации	149,9 мг/с	236 мг/с	-36,5 %	24,4 %	6,8 %	25,3 %

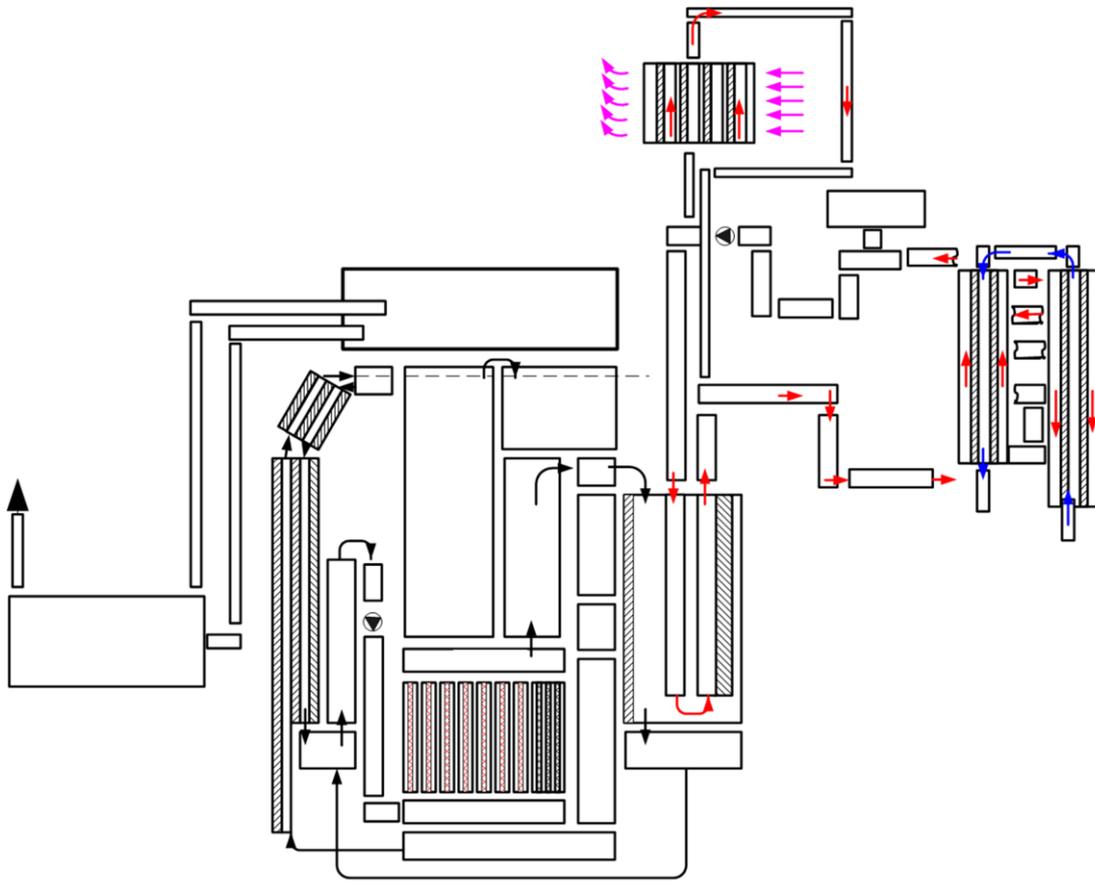
### 3.2. Проектная авария реактора типа БН

В качестве примера применения методики анализа погрешностей и неопределенностей ПА рассматривается гипотетическая авария с полным перекрытием проходного сечения одной ТВС (TIB – total instantaneous blockage в зарубежной терминологии) на реакторной установке большой мощности с натриевым теплоносителем (РУ БН). Данная авария относится к классу проектных аварий [39], которые анализируются с использованием консервативного подхода. Было выполнено два типа расчетов. Реалистичный, с номинальными значениями входных параметров и граничных условий для квалификации расчетной схемы, и расчеты для консервативного анализа.

В качестве исходного состояния рассмотрена работа энергоблока на номинальной мощности. Исходным событием аварии является наиболее неблагоприятное по последствиям событие с мгновенной полной блокировкой проходного сечения на входе ТВС. В качестве параметра, важного для безопасности, который является критерием для оценки безопасности энергоблока, в данной работе принято непревышение проектного предела по количеству и характеру повреждения твэлов. Таким пределом является непревышение максимальной температуры оболочки твэлов второго ряда ТВС, смежного с аварийной ТВС. При этом допускается разрушение твэлов аварийной ТВС и 6-ти смежных с ней ТВС (1-й ряд).

Рассматриваемая авария будет сопровождаться кипением теплоносителя в аварийной сборке и плавлением оболочек твэлов и топлива с выходом газообразных и летучих продуктов деления из поврежденных твэлов в теплоноситель. Идентификация аварии осуществляется секторной системой контроля герметичности оболочек (ССКГО), по показаниям которой формируется сигнал АЗ с последующей автоматической остановкой реактора. Расхолаживание остановленного реактора осуществляется по нормальной схеме через парогенераторы.

Для моделирования данной аварии разработана модель РУ БН, которая включает в себя модели первого контура, промежуточного контура, второго контура и воздушного теплообменника, рисунок 25. С учетом особенностей рассматриваемой аварии область с аварийной ТВС моделируется более подробно, чем остальная часть а.з. На рисунке 26 показана подробная модель данной области, где: 1 – аварийная ТВС; 2 – межкассетное пространство между аварийной ТВС и 1-ым прилегающим рядом ТВС; 3 – пространство ТВС 1-ого ряда, смежное с аварийной ТВС; 4 – пространство ТВС 1-ого ряда, смежное со 2-м рядом; 5 – пространство между 1-ым и 2-ым рядами ТВС; 6 – пространство ТВС 2-ого ряда, смежное с 1-м рядом ТВС; 7 – пространство ТВС 2-ого ряда, смежной с остальными ТВС; 8 – твэлы и пэлы аварийной ТВС; 9 – чехол аварийной ТВС; 10 – сектор чехла ТВС 1-ого ряда, смежный с аварийной ТВС; 11 – твэлы и пэлы ТВС 1-ого ряда, смежные с аварийной ТВС; 12 – твэлы и пэлы ТВС 1-ого ряда, смежные с ТВС 2-ого ряда; 13 – сектор чехла ТВС 1-ого ряда, смежный с ТВС 2-ого ряда; 14 – сектор чехла ТВС 2-ого ряда, смежный с ТВС 1-ого ряда; 15 – твэлы и пэлы ТВС 2-ого ряда, смежные с ТВС 1-ого ряда; 16 – твэлы и пэлы ТВС 2-ого ряда смежные с остальными ТВС.



→ - первый контур; → - промежуточный контур;  
 → - второй контур; → - воздушный теплообменник;

Рисунок 25 – Нодализация схема реактора

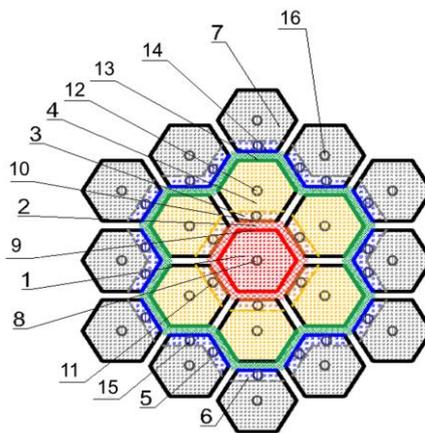


Рисунок 26 – Модель аварийной ТВС и 2-х прилегающих рядов ТВС.

С учетом перечня моделируемых явлений и конструктивных особенностей области блокировки активной зоны был сделан ряд консервативных предположений (таблица 9)

Таблица 9 – Консервативные предположения

№	Предположение	Ожидаемый эффект
1	Максимальная мощность аварийной ТВС, ТВС первого и второго соседнего ряда (определяется с учетом погрешности расчета мощности ТВС)	Увеличение температуры в ТВС и сокращение времени их повреждения
2	Мгновенное перекрытие проходного сечения аварийной ТВС	Сокращение времени начала повреждения ТВЭЛ аварийной ТВС
3	Минимальный внутренний размер под ключ ТВС, ТВС первого и второго соседнего ряда	Снижение времени разогрева
4	Минимальная толщина чехлов ТВС	Снижение времени проплавления
5	Мгновенное перекрытие проходного сечения ТВС первого соседнего ряда (при проплавлении их чехлов)	Снижается время разогрева и плавления ТВЭЛОВ
6	Минимальный зазор между аварийной ТВС и ТВС первого соседнего ряда, минимальный зазор между ТВС первого и второго соседнего ряда	Снижение времени разогрева
7	Минимальное количество граней чехлов ТВС, через которые осуществляется теплообмен с межпакетным пространством (пояснение из схемы)	Уменьшение эффективной поверхности теплообмена
8	Отсутствие теплообмена между пространствами, моделирующими ТВС 1 соседнего ряда	Потеря дополнительного охлаждения
9	Отсутствие теплообмена между пространствами, моделирующими ТВС 2 соседнего ряда	Потеря дополнительного охлаждения
10	Блокировка на входе межпакетного пространства	Потеря дополнительного охлаждения
11	Выход предшественников запаздывающих нейтронов в первый контур после проплавления чехла аварийной ТВС	Дополнительная задержка по срабатыванию АЗ
12	Максимальная мощность реактора перед началом аварии (соответствует эксплуатационному пределу)	Снижение времени разогрева
13	Максимальное значение коэффициентов потерь давления на местных сопротивлениях	Ухудшение теплообмена
14	Максимальное время на регистрацию предшественников запаздывающих нейтронов и времена формирования и прохождения сигналов АЗ	Дополнительная задержка по срабатыванию АЗ
15	Минимальная напорно-расходная характеристика ГЦН-1	Снижение расхода
16	Минимальная теплопередающая поверхность в ПТО	Ухудшение теплообмена

№	Предположение	Ожидаемый эффект
17	Минимальные коэффициенты теплоотдачи со стороны первого и второго контуров в ПТО	Ухудшение теплообмена
18	Максимальная температура натрия второго контура на входе в ПТО	Ухудшение теплообмена
19	Минимальный расход натрия второго контура в ПТО	Ухудшение теплообмена
20	Максимальное давление в газовой системе первого контура перед аварией	Минимальный запас до срабатывания гидрозатвора
21	Максимальная наработка газообразных продуктов деления	Увеличение давления в газовой полости
22	Полный выход газообразных ПД из поврежденных ТВЭЛ	Увеличение давления в газовой полости

Исходные данные для анализа

Таблица 10 – Значения параметров, заданных консервативно

Наименование параметра	Номинальное значение	Консервативное значение	Примечание
Тепловая мощность реактора, %	100	103	Погрешность определения тепловой мощности РУ при эксплуатации
Мощность одной ТВС, МВт: – аварийная ТВС; – ТВС 1-го соседнего ряда; – ТВС 2-го соседнего ряда.			Погрешность расчета мощности в одной ТВС
Множитель на коэффициент потерь давления на местных сопротивлениях, от.ед.	1	1,15	Неопределенность гидравлических характеристик ТВС
Коэффициент $k_w$ напорно-расходной характеристики ГЦН-1, от.ед.	1136190	1011209	Неопределенность характеристик ГЦН-1
Внутренний размер «под ключ» ТВС, м	0.092	0.0917	Неопределенность геометрических характеристик ТВС
Наружный размер «под ключ» ТВС, м	0.096	0.0954	
Шаг расположения ТВС, м	0.1006	0.0959	
Наружный радиус теплообменной трубки ПТО,	0.008	0.00784	Неопределенность геометрических

Наименование параметра	Номинальное значение	Консервативное значение	Примечание
м			характеристик ПТО
Внутренний радиус теплообменной трубки ПТО, м	0.0066	0.0065868	
Множитель на коэффициент теплоотдачи со стороны натрия первого и второго контуров в ПТО, от.ед.	1	0,75	Неопределенность тепловых и гидравлических характеристик ПТО
Температура натрия 2-го контура на входе ПТО, °С	325	330	Неопределенность параметров 2-го контура
Расход натрия 2-го контура на входе ПТО, кг/с	3198	3036	Неопределенность параметров 2-го контура
Давление в газовой системе 1-го контура, МПа(абс)	0.152	0.152304	Неопределенность поддержания давления в газовой системе
Масса ГПД в одной ТВС, кг	0.2982	0.37275	

### Референтный расчет

Исходным событием для данной аварии является блокировка проходного сечения центральной ТВС. В результате происходит нарушение отвода тепла в заблокированной ТВС, ее разогрев и последующее плавление. Так как на начальном этапе повреждение одной сборки не вносит значительных возмущений в температуры теплоносителя на выходе из активной зоны и в изменение мощности, то эти параметры не достигают уставки срабатывания аварийной защиты. Соответственно по этим параметрам невозможно детектировать начальную стадию аварии. Потенциальной опасностью дальнейшего протекания аварии является распространение области плавления на соседние сборки, что может привести к превышению установленного максимального проектного предела по количеству разрушенных ТВС – не более 7 шт. [39]. Для ограничения последствий такого типа аварий предусмотрена штатная система контроля герметичности оболочек, которая детектирует вышедшие из разгерметизированного твэла ГПД и формирует сигнал на срабатывание аварийной защиты. Для анализа начального теплофизического состояния основных элементов оборудования РУ были выполнены два предварительных расчета с реалистичными значениями основных параметров РУ и частично консервативными предположениями для анализа процесса распространения

расплава. Показано, что при исключении консервативного предположение о блокировке проходного сечения в 6-ти соседних ТВС условий для распространения расплав дальше заблокированной ТВС не возникает. Таким образом, с учетом принятого консервативного подхода, в качестве референтного расчета рассмотрим расчет с принятыми консервативными предположениями. В таблице 11 показаны результаты сравнения результатов расчета с учетом и без учета консервативных предпосылок на момент начала аварии.

Таблица 11 – Сравнение результатов реалистического расчета и расчета с консервативными параметрами на начало аварии

Наименование	Реалистичный расчет	Расчет с консервативными параметрами
Температура оболочек твэл, °С		
– зона 1 (максимальная с учетом центральной сборки 6 окружающих ее)	603	661
– зона 2 (максимальная из 3х условных слоев)	594	654
– зона 3	594	643
– зона 4	581	634
– зона 5	582	604
– зона 6	574	684
Температура топлива, °С		
– зона 1 (максимальная с учетом центральной сборки 6 окружающих ее)	1940	2179
– зона 2 (максимальная из 3х условных слоев)	1878	2179
– зона 3	1889	1957
– зона 4	1817	1950
– зона 5	1690	1910
– зона 6	1468	1398

### Анализ изменения реактивности и мощности реактора

После блокировки происходит быстрый разогрев сборки, ее разгерметизации с выходом ПД в теплоноситель. Так как поток теплоносителя в заблокированной ТВС прекращается, то время начала поступления ПД в теплоноситель консервативно рассматривается после проплавления чехла заблокированной ТВС (начинается в районе 7-й секунды). Время до срабатывания АЗ определяется из следующих временных задержек: 12 сек – время транспорта ПД, 0,5 секунды – задержка на формирования сигнала АЗ, 0,5 секунды на прохождения сигнала АЗ, 0,2 секунды на спад магнитного потока. Таким образом, аварийная защита срабатывает через 21 секунду после начала аварии. Изменение мощности, реактивности и относительного расхода представлено на рисунках 27 и 28.

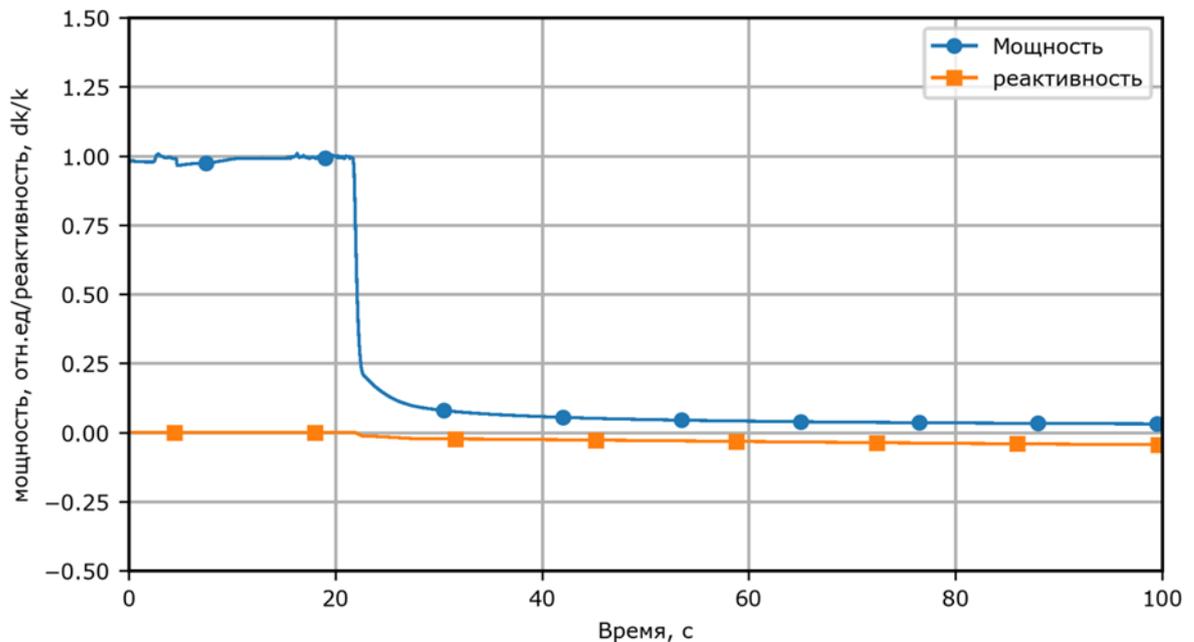


Рисунок 27 – Суммарная мощность и реактивность (от.ед.)

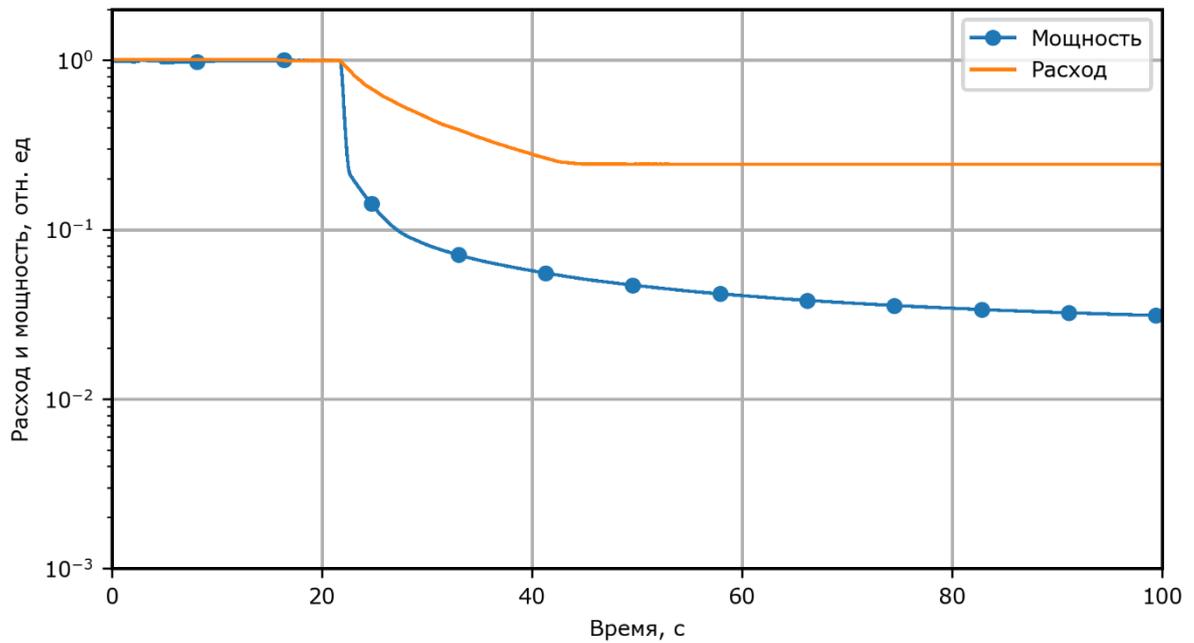


Рисунок 28 – Мощность и расход в реакторе

Изменение основных теплогидравлических параметров представлено на рисунках 29 – 31. Блокировка одной ТВС, даже с учетом распространения расплава на соседние сборки, не вносит значимых возмущений в интегральные параметры РУ. Температуры теплоносителя по тракту циркуляции не превышают  $600^{\circ}\text{C}$ , давление в газовой полости реактора не превышает уставку открытия гидрозатвора.

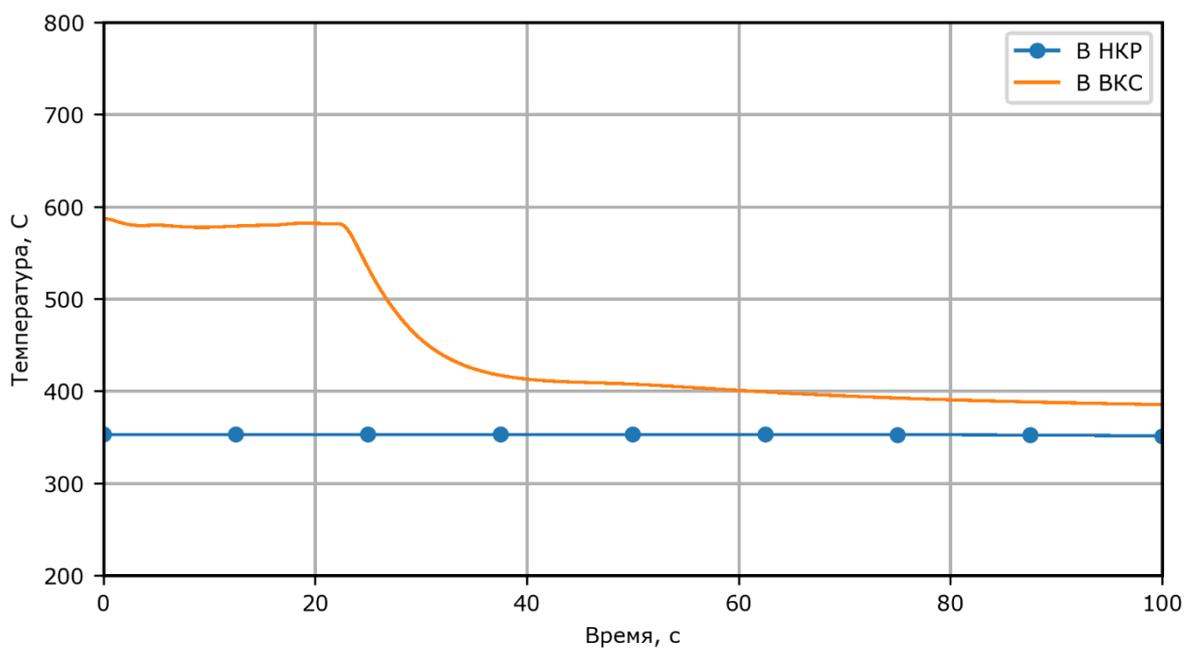


Рисунок 29 – Средние температуры теплоносителя на входе и выходе из ТВС а.з.

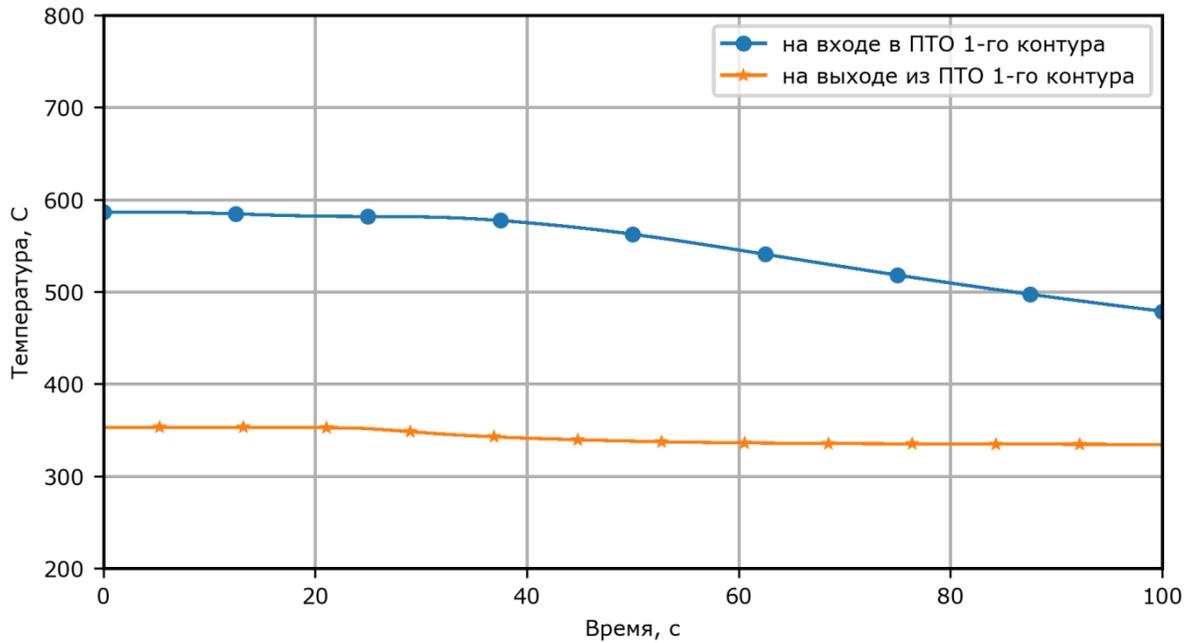


Рисунок 30 – Температура теплоносителя первого контура на входе и выходе из ПТО

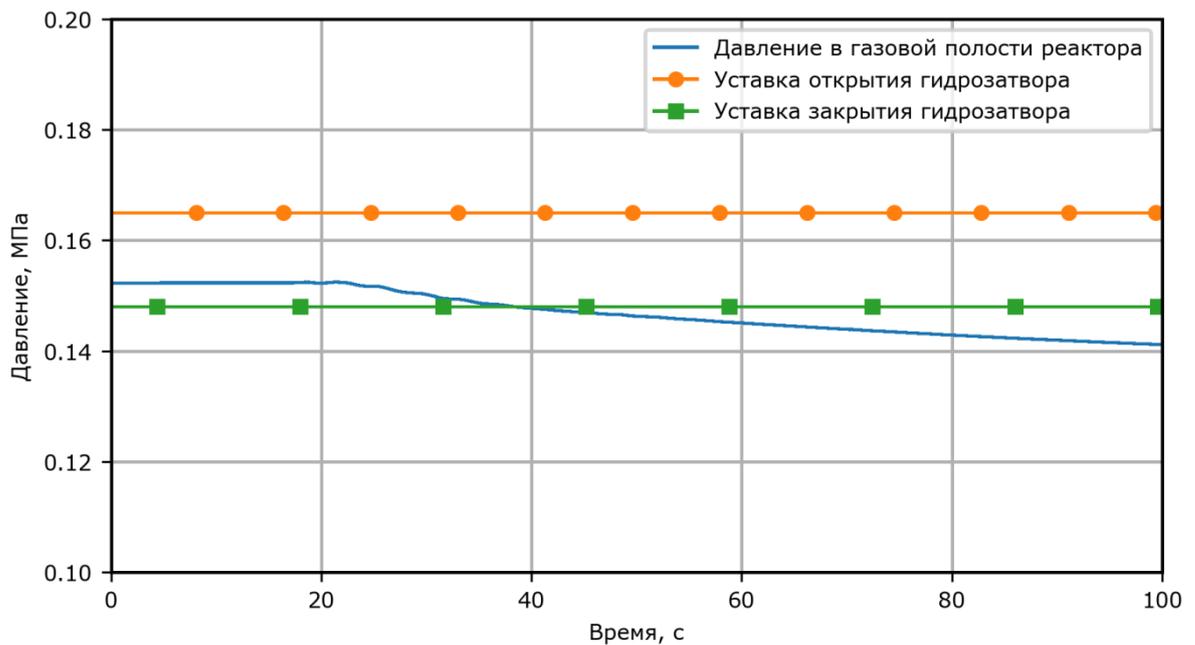


Рисунок 31 – Давление в газовой системе реактора

На рисунках 32 – 38 представлены изменение расхода в ТВС, температуры теплоносителя на выходе из ТВС, а также температуры чехлов, топлива и оболочек ТВЭЛОВ.

Для «контрольных» ТВС максимальные температуры оболочек не превышают 654°С (на 146 ° ниже максимального проектного предела 800 °С)

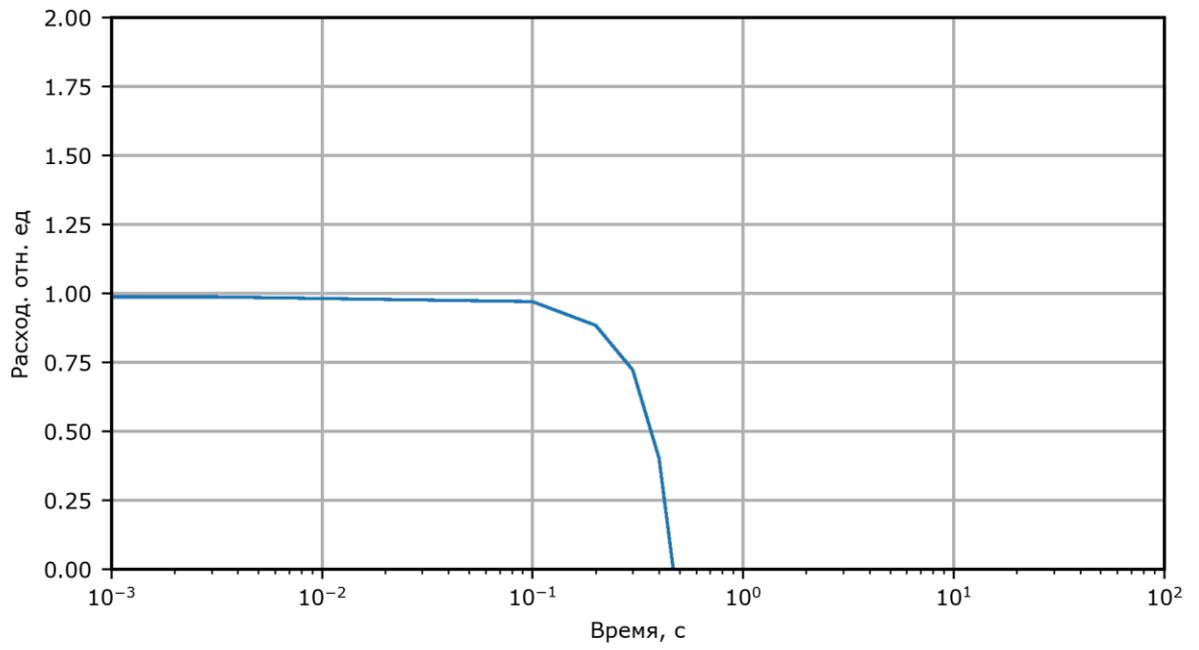


Рисунок 32 – Расход теплоносителя в заблокированной сборке

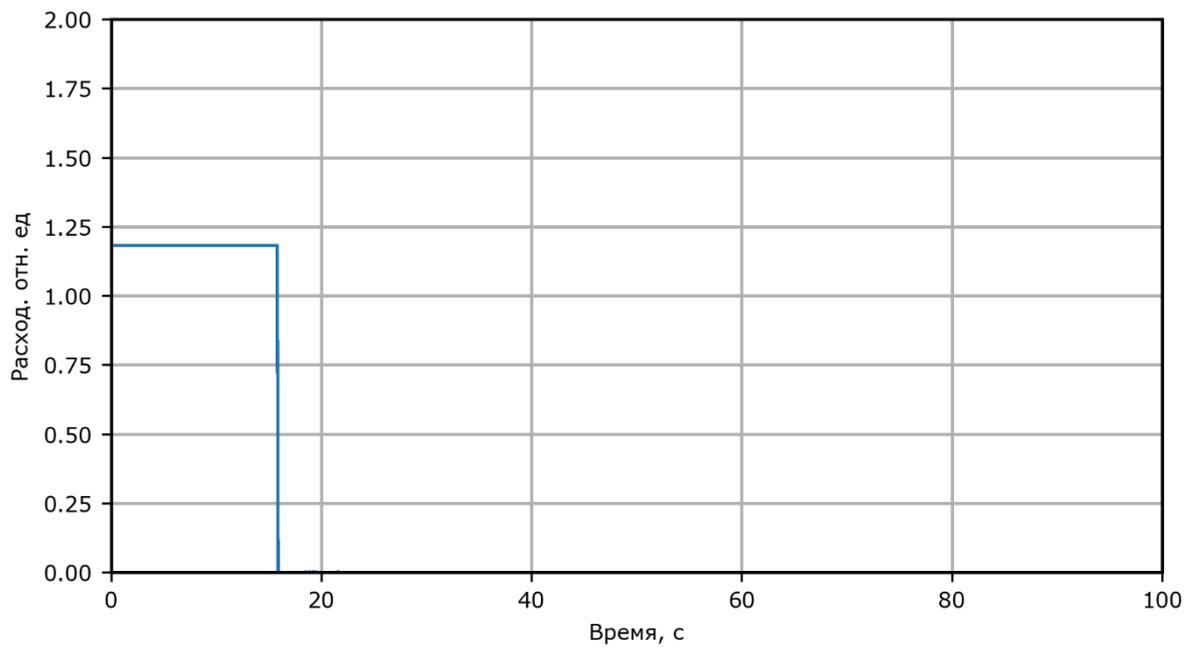


Рисунок 33 – Расход теплоносителя в окружающих 6 ТВС

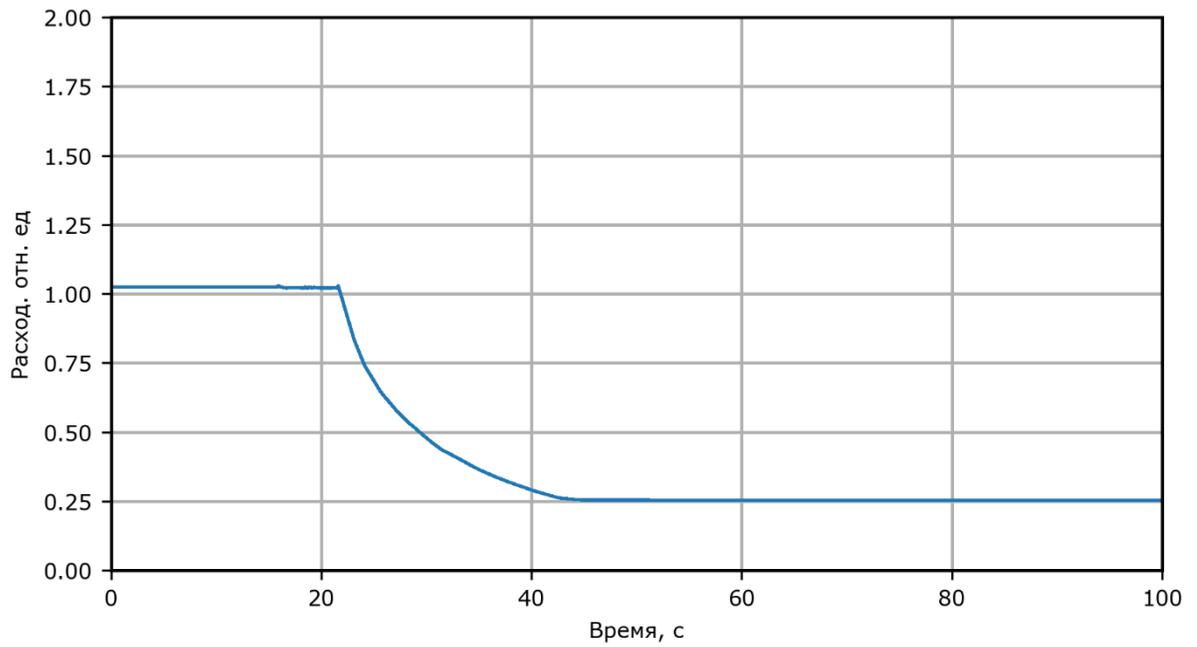


Рисунок 34 – Расход теплоносителя в контрольной сборке

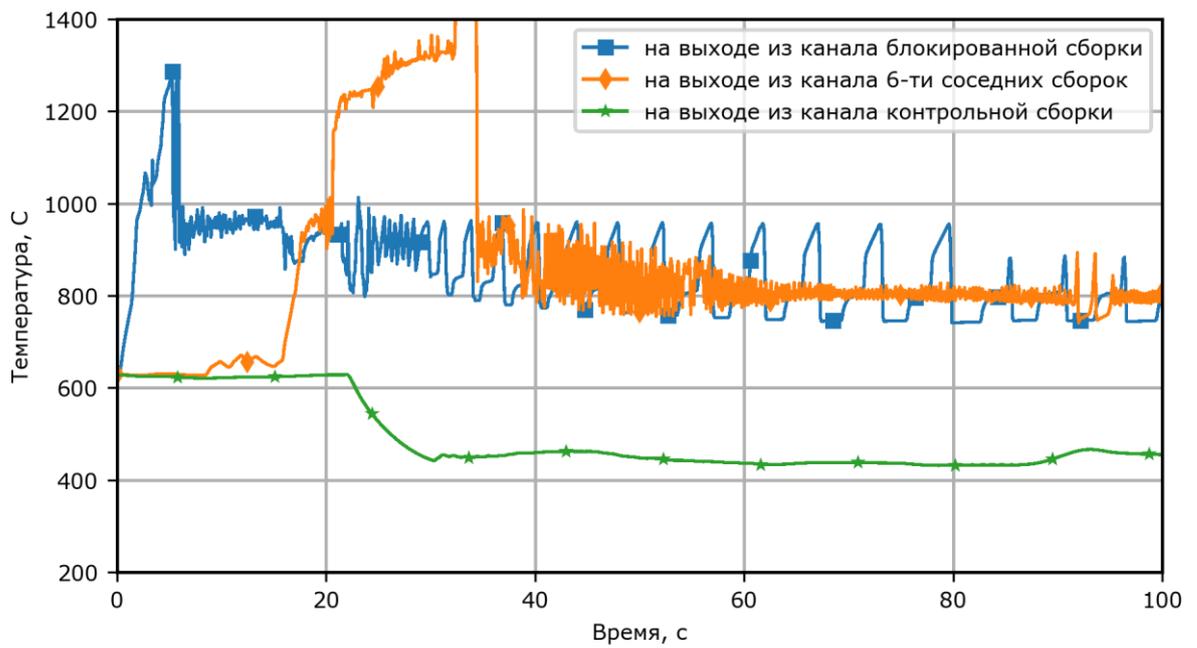


Рисунок 35 – Температура теплоносителя на выходе из заблокированных и контрольных каналов

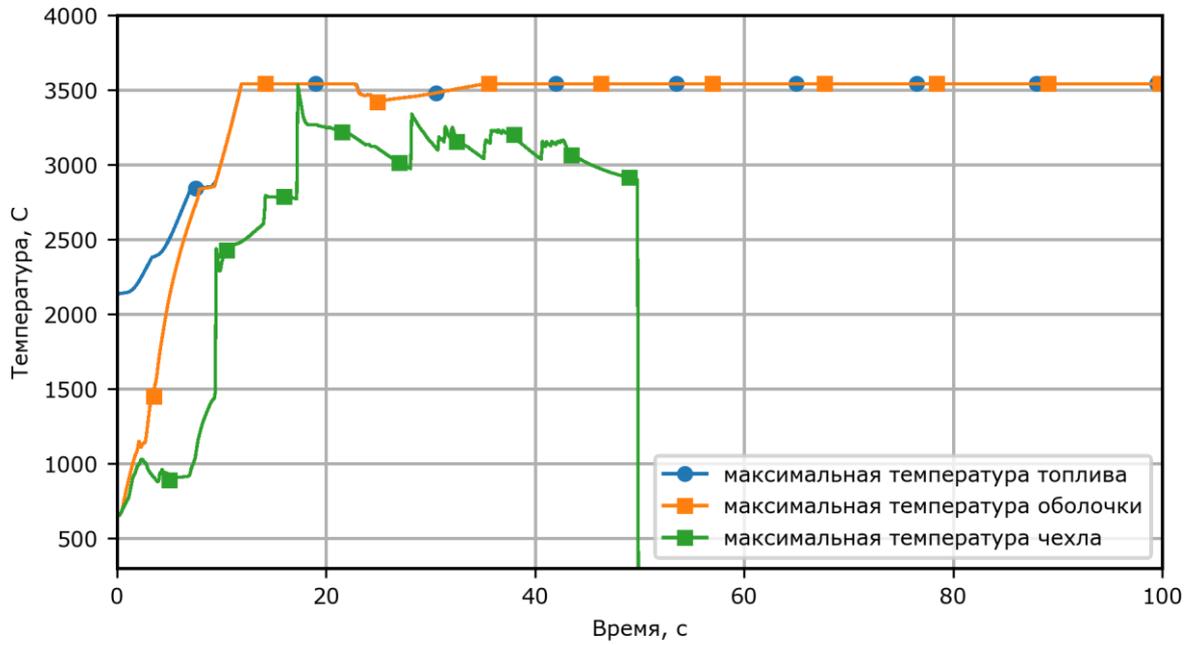


Рисунок 36 – Максимальная температура чехла, топлива и оболочки блокированной сборки

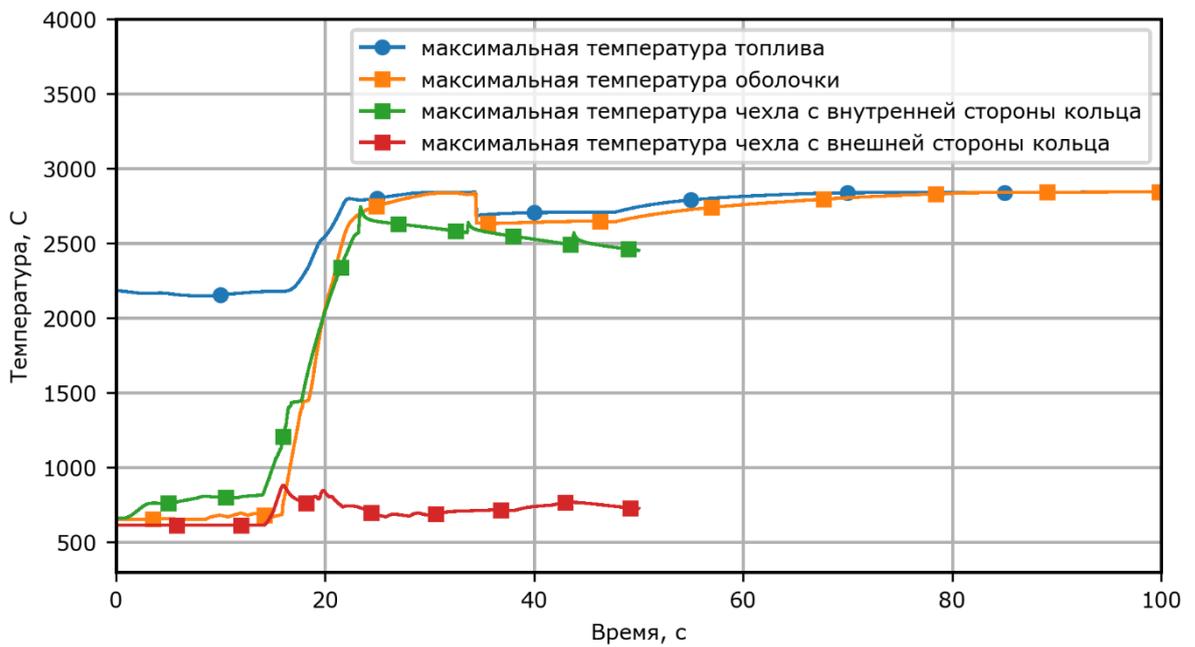


Рисунок 37 – Максимальная температура чехла топлива и оболочки в окружающих 6-ти ТВС

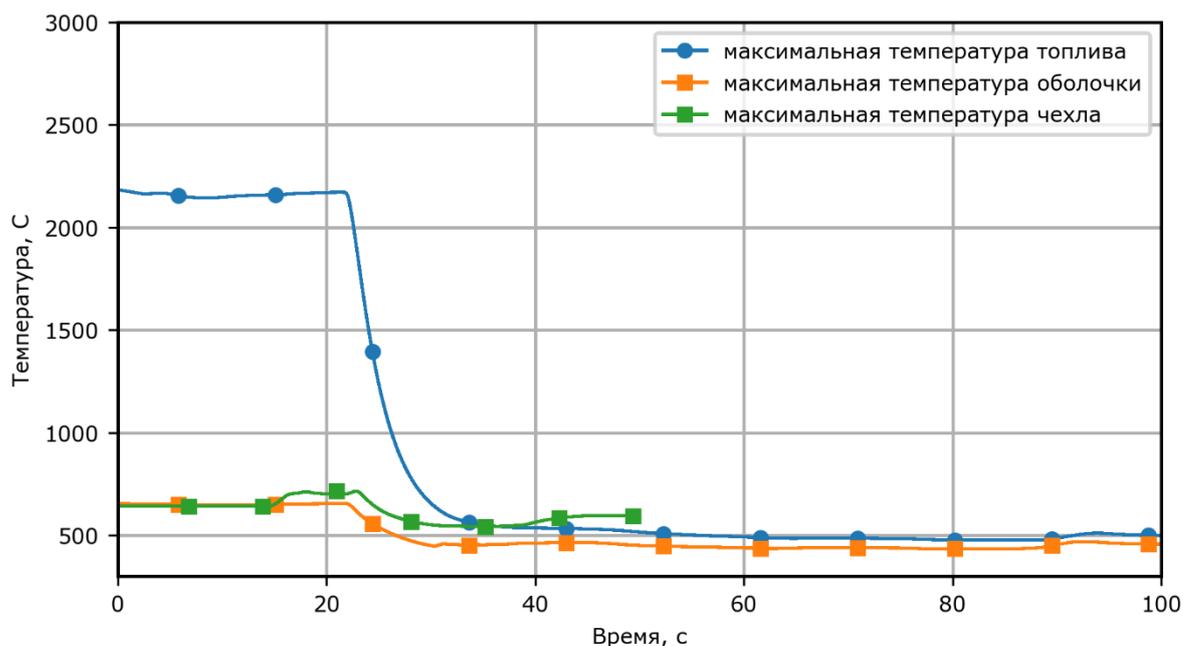


Рисунок 38 – Максимальная температура чехла, топлива и оболочки в контрольных ТВС

В процессе аварии типа ТПВ происходит быстрый разогрев заблокированной сборки, с последующим плавлением топлива через 3,6 секунды после начала аварии. Через 8 секунд начинается плавление чехла и к 11 секунде образуются локальные скопления расплав. Через 19 секунд начинается плавление 6-ти смежных ТВС. После срабатывания аварийной защиты через 21 секунду начинается снижение температуры расплава и он локализуется в районе 7 сборок, что соответствует принятым проектным ограничениям.

### Анализ неопределенностей

Для параметров, значение которых принимается в реалистичном приближении, диапазоны варьирования представлены в таблице 12.

Таблица 12 – Значения параметров для анализа неопределенностей

Наименование параметра	Диапазон варьирования, %	Закон распределения
Наружный диаметр твэл, м	$\pm 0,435$	НУ
Шаг расположения твэл внутри ТВС, м	$\pm 0,503$	НУ
Наружный радиус оболочки твэл, м	$\pm 0,435$	НУ
Внутренний радиус оболочки твэл, м	$\pm 0,492$	НУ
Множитель на коэффициент теплопроводности топлива, от.ед.	$\pm 20$	Р
Множитель на коэффициент теплоотдачи от натрия к чехлу ТВС, от.ед.	$\pm 20$	Р
Множитель на коэффициент трения о стенки каналов а.з.,	$\pm 20$	Р

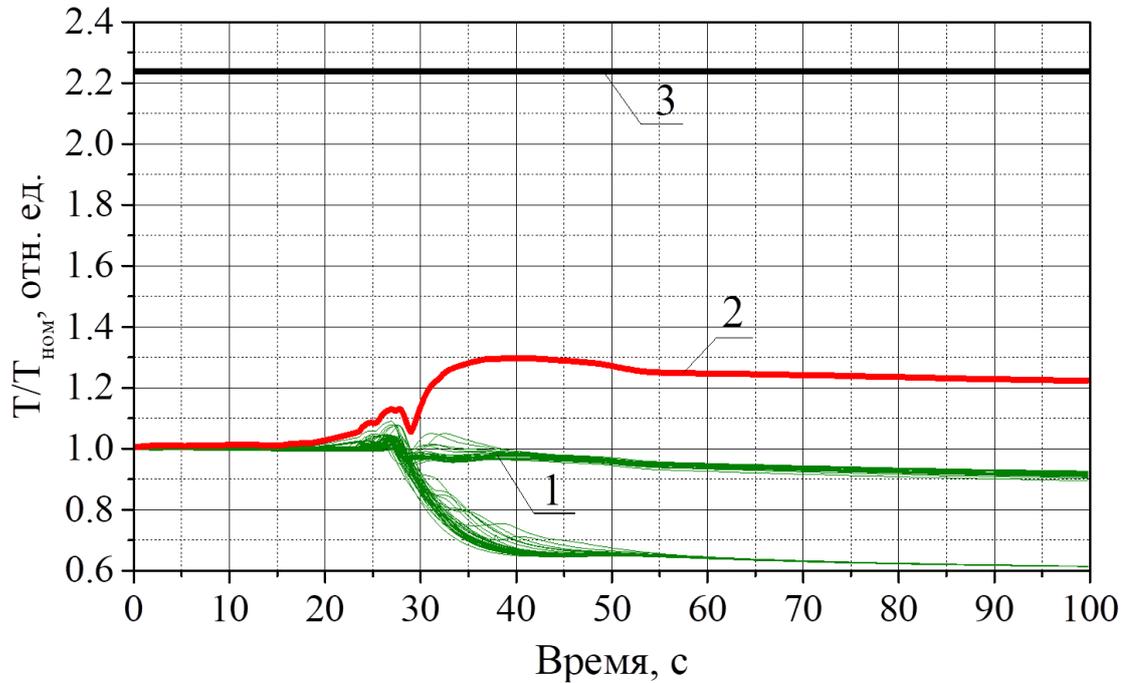
Наименование параметра	Диапазон варьирования, %	Закон распределения
от.ед.		
Множитель на коэффициент межфазного трения в каналах а.з., от.ед.	±20	P
Физический «вес» 1 РС, % $\Delta k/k$	±6	P
Физический «вес» 16 КС, % $\Delta k/k$	±6	P
Физический «вес» 4 КС, % $\Delta k/k$	±6	P
Физический «вес» АЗ, % $\Delta k/k$	±6	P
Множитель на долю предшественников запаздывающих нейтронов, от.ед.	±5	P
Натриевый плотностной коэффициент по температуре натрия на входе в активную зону	±20	P
Коэффициент радиального расширения активной зоны по напорной камере	±20	P
Коэффициенты аксиального расширения: - топлива по температуре топлива - топлива по температуре стали оболочки - стали активной зоны - диоксида урана НТЗВ - стали НТЗВ - диоксида урана БЗВ - стали БЗВ	±20 ±20 ±20 ±20 ±20 ±20 ±20	P P P P P P P
Доплеровские коэффициенты реактивности: - топлива - диоксида урана НТЗВ - стали активной зоны - диоксида урана БЗВ стали БЗВ	±20 ±20 ±20 ±20 ±20	P P P P P

\*НУ – нормальное распределение; P – равномерное распределение

Было выполнено 59 Монте Карло расчетов. По каждому исследуемому параметру был рассчитан толерантный предел. Для параметров, для которых указана погрешность  $\delta_{model}$  в паспорте программы для ЭВМ СОКРАТ-БН/В2 к толерантному пределу прибавлена удвоенная стандартная неопределенность валидации.

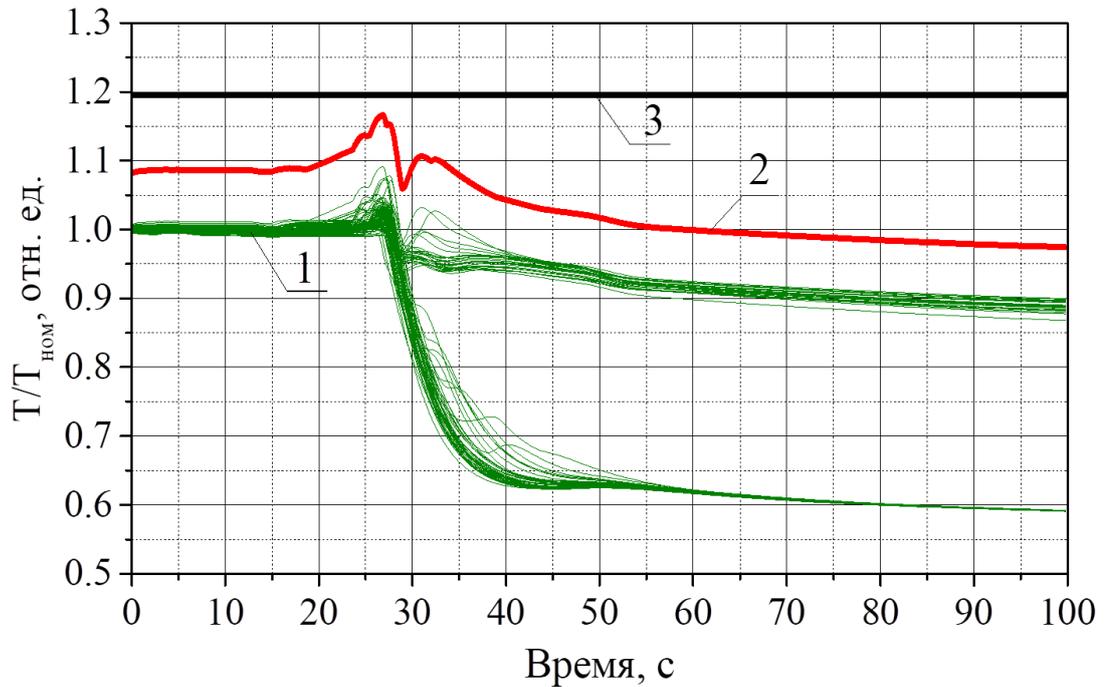
На рисунке 39 для температуры чехла ТВС 2-ого ряда изображены результаты Монте-Карло расчетов, консервативное значение температуры, полученное по формуле (21), и температура плавления чехла, которая выбрана в качестве приемочного критерия. Видно, что полученное консервативное значение не превышает приемочный критерий, а значит с учетом неопределенностей расчета аварии и погрешности кода разрушения чехлов ТВС 2-ого ряда, смежного с аварийной ТВС не произойдет. На рисунке 40 приведены результаты анализа погрешностей и неопределенностей для температуры

оболочки твэл ТВС 2-ого ряда. В качестве приемочного критерия изображен максимальный проектный предел эксплуатации твэл. Из графика видно, что полученное консервативное значение не превышает максимальный проектный предел на протяжении всего расчёта, следовательно, разгерметизации оболочек твэл и выхода активности в первый контур не произойдет.



1 – Монте-Карло расчеты; 2 – консервативное значение; 3 – температура плавления

Рисунок 39 – Температура чехла ТВС 2-ого ряда



1 – Монте-Карло расчеты; 2 – консервативное значение;  
3 – максимальный проектный предел.

Рисунок 40 – Температура оболочек ТВЭЛ ТВС 2-ого ряда.

### 3.3. Запроектная авария реактора типа ВВЭР-1000/В-320

Для демонстрации применения методики оценки погрешности и неопределенности результатов моделирования запроектной аварии выполнен анализ аварии «большая течь» (Ду279) на АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320. Серийный реактор ВВЭР-1000 входит в состав реакторной энергетической установки В-320 тепловой мощностью 3000 МВт в качестве основного элемента главного циркуляционного контура и предназначен для выработки тепловой энергии в активной зоне для передачи её в теплоноситель первого контура. Водно-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000 представляет собой реактор корпусного типа с водой под давлением на тепловых нейтронах.

Назначение реакторной установки – производство сухого пара для турбогенератора, в котором тепловая энергия пара преобразуется в электрическую.

Реакторная установка В-320 включает в себя:

- главный циркуляционный контур;
- систему компенсации давления;
- пассивную часть системы аварийного охлаждения активной зоны.

Главный циркуляционный контур включает в себя:

- реактор ВВЭР-1000;
- четыре циркуляционных петли, каждая из которых включает: парогенератор, главный циркуляционный насос, горячую и холодную нитки главного циркуляционного трубопровода, соединяющего оборудование контура с реактором.

Система компенсации давления включает:

- компенсатор давления (КД);
- три импульсных предохранительных устройства (ИПУ-КД);
- барботажный бак;
- соединительные трубопроводы и арматуру.

Пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны включает в себя следующие компоненты:

- четыре гидроемкости;
- соединительные трубопроводы и арматура.

Основные проектные характеристики реактора при условиях нормальной эксплуатации приведены в таблице 13.

Таблица 13 – Основные характеристики реактора [40].

Параметр	Значение
Тепловая мощность	3000 МВт
Давление	16 МПа
Расход теплоносителя	84800 м <sup>3</sup> /ч
Расход питательной воды	5880 т/ч
Давление пара	6,28 МПа
Уровень в КД	8,77 м
Уровень в ПГ	2,55 м

Исходным событием рассматриваемой тяжелой аварии является гильотинный разрыв соединительного трубопровода ГЕ САОЗ с одновременным наложением полного обесточивания. Разрыв линии впрыска ГЕ приводит к образованию течи диаметром 279

мм. При анализе аварии постулируется полное обесточивание энергоблока, что приводит к выходу из строя активной части САОЗ, а также системы подачи питательной воды в ПГ и спринклерной системы. Доступными остаются только пассивная часть САОЗ и клапаны сброса пара (в течение 2 часов, пока батареи еще заряжены). В данном сценарии действия оператора по снижению давления в первом контуре не рассматриваются, так как они не влияют на протекание аварии.

Для моделирования сценария с использованием была разработана модель реактора с использованием входного языка программы для ЭВМ СОКРАТ. Модель включает в себя модели первого контура, четырех парогенераторов, второго контура и защитной оболочки. Модель второго контура ограничена турбогенератором (моделируются граничными условиями).

Нодализационная схема корпуса реактора показана на рисунке 41. Активная зона реактора моделируется двумя параллельными гидравлическими каналами с реализованными горизонтальными поперечными потоками. Центральная часть активной зоны представлена одним гидравлическим каналом и двумя «средними» твэлами с соответствующими коэффициентами кратности. Второй канал с одним «средним» твэлом моделирует периферию активной зоны. Все три твэла моделируют сборки с различной мощностью и выгоранием. Параллельные каналы соединяют камеры, моделирующие верхний и нижний камеры реактора, где разделяются и смешиваются потоки теплоносителя.

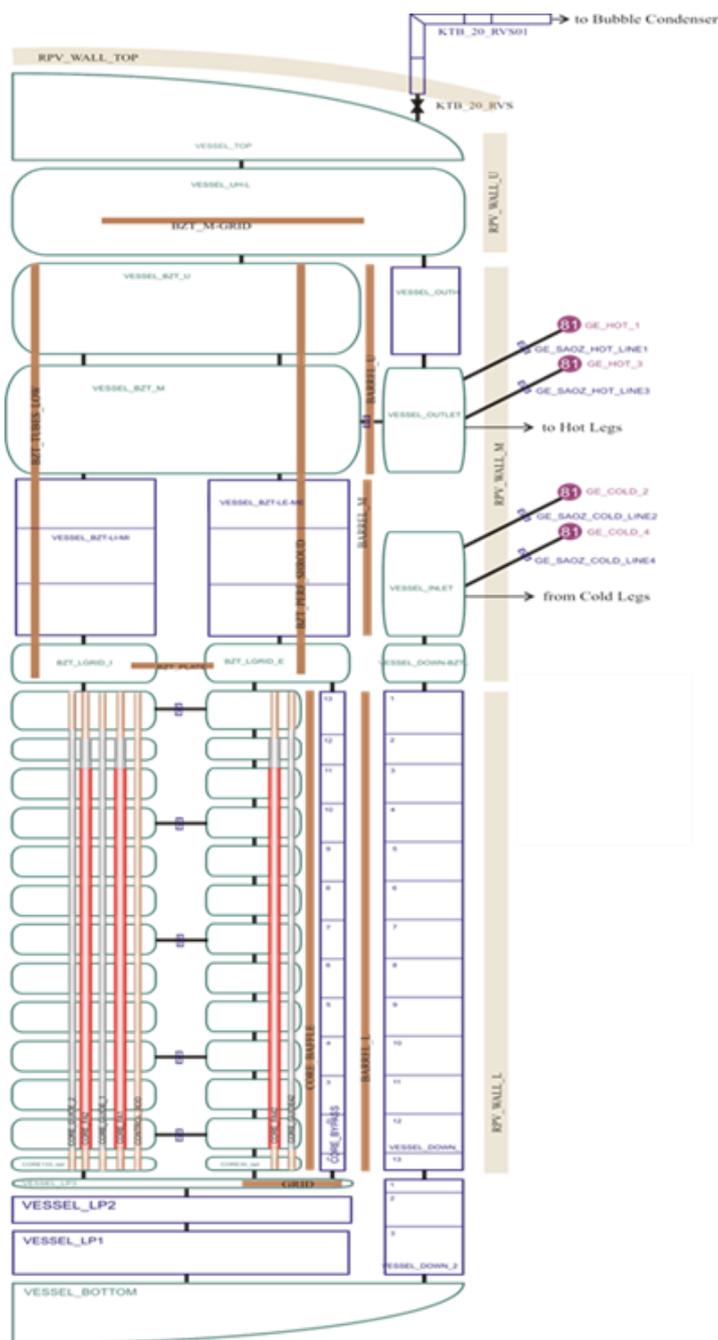


Рисунок 41 – Нодализационная схема корпуса реактора

Все четыре петли главного циркуляционного контура моделируются по отдельности. Все петли моделируются схожим образом. Нодализационная схема петли изображена на рисунке 42 на примере петли №4. Каждая петля представлена моделью горячей нитки, моделью парогенератора со стороны первого контура, моделями холодной нитки и главного циркуляционного насоса. Кроме того, в четвертой петле присутствует модель дыхательного трубопровода, который соединяет ГЦТ с КД. Модель парогенератора со стороны первого контура представлена теплообменными трубами, соединяющими горячий и холодный коллекторы. Три параллельных горизонтальных канала, расположенных на разных высотах, моделируют все теплообменные трубки. Эта

модель позволяет правильно описывать плавное снижение теплообмена между первым и вторым контуром со снижением уровня теплоносителя во втором контуре ПГ.

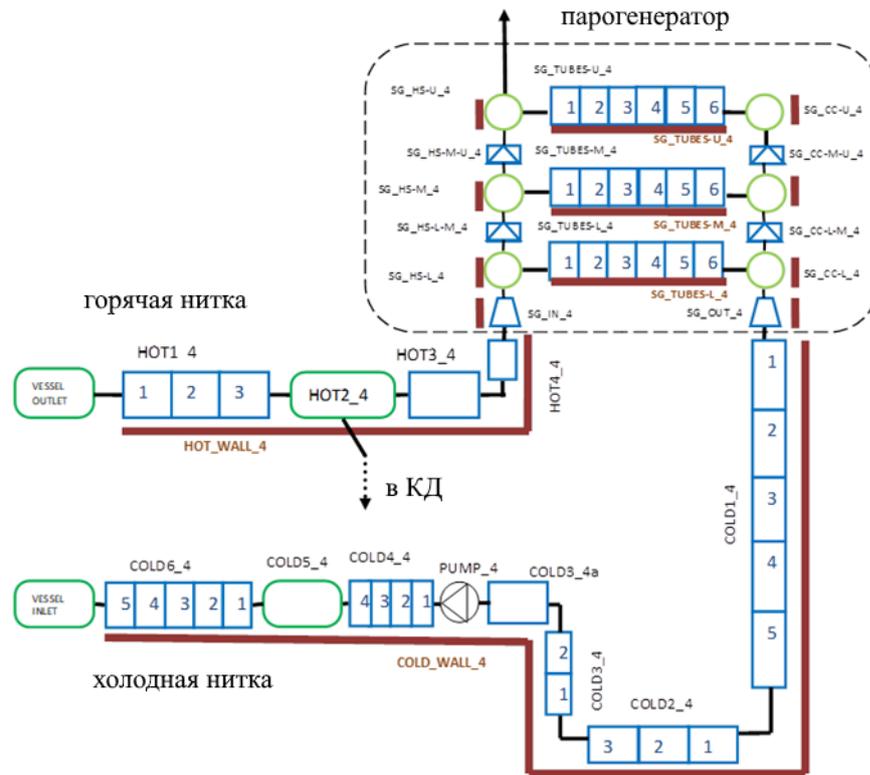


Рисунок 42 – Нодализационная схема 4-ой петли ГЦТ

Схема нодализации вторичной стороны парогенератора показана на рис. 141. Для моделирования рециркуляции воды в парогенераторе модель состоит из стояка и спускного коллектора. Модели четырех парогенераторов соединены с паровым коллектором. Последний связан с фиксированным граничным условием давления, которое моделирует турбину. Модель паропровода также снабжена клапанами сброса пара (BRU-A и BRU-K) и главным пароизоляционным клапаном, который срабатывает в случае аварии для изоляции парогенераторов от турбины. Подача питательной воды в парогенераторы моделируется граничными условиями с заданными массовым расходом и температурой воды.

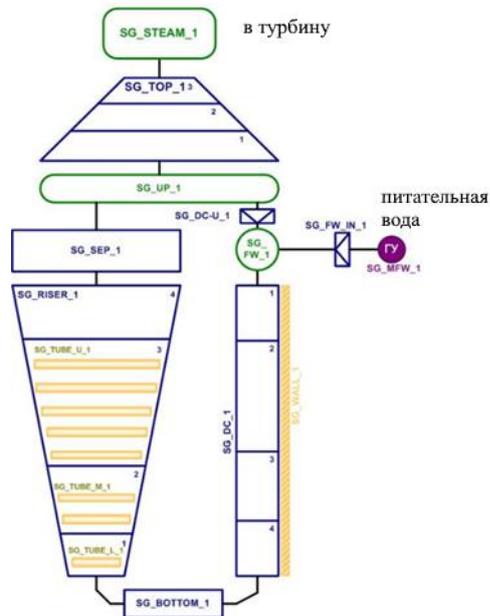


Рисунок 43 – Нодализация схема ПГ со стороны второго контура

Ниже представлено обоснование выбранных диапазонов варьирования выбранных параметров с точки зрения их влияния на характеристики среды, выбрасываемой из первого контура при ЗПА. Согласно нормам точности измерений теплотехнических величин для АЭС с ВВЭР [41], содержащим информацию о неопределенностях большого числа параметров, для всех представленных параметров, где установлен нормальный закон распределения плотности вероятности, доверительная вероятность равна 95 %.

Тепловая мощность реактора (№1 в таблице 14) в номинальном режиме работы определяет уровень мощности остаточного тепловыделение после срабатывания АЗ, влияя на время начала осушения и разогрева активной зоны, и, соответственно, на время начала генерации водорода. Требования к неопределенности в определении тепловой мощности активной зоны определены в общих требованиях к системе управления внутриреакторным оборудованием. В соответствии с [41] неопределенность определения тепловой мощности активной зоны не должна превышать 2% при доверительной вероятности 0,95. Поскольку доверительная вероятность для неопределенности этого параметра указана, то эта неопределенность интерпретируется как два стандартных отклонения при нормальном законе распределения.

Неопределенность расхода теплоносителя (№2 в таблице 14) в петлях ГЦТ влияет на неопределенность нагрева теплоносителя в активной зоне. В случае аварии с потерей теплоносителя это приводит к неопределенности температуры воды, сбрасываемой под защитную оболочку. В [42] указывается, что неопределенность паспортной напорной характеристики главного циркуляционного насоса (ГЦН) на ВВЭР-1000 может достигать

1320 м<sup>3</sup>/ч, что составляет ~6% от номинального расхода в петле (~21200 м<sup>3</sup>/ч). В начале эксплуатации энергоблока по результатам пусконаладочных работ погрешность измерения расхода в петле штатной внутриреакторной системой управления может составлять 3%, а в ходе эксплуатации она может увеличиться до 8% для разных петель реактора. В [42] к причинам роста неопределенности измерения расхода отнесены как реконструкция ремонтируемых частей системы внутриреакторного контроля, так и их длительная эксплуатация. Поскольку в [42] доверительная вероятность, которой соответствуют эти неопределенности, не указана, эти величины рассматриваются как крайние значения при равномерном распределении. Также предполагается, что неопределенности измерения расхода в каждом контуре независимы. Из всех приведенных значений выбрано наибольшее значение неопределенности, равное 8 %.

Мощность остаточного тепловыделения (№3 в таблице 14) фактически определяет хронологию всех ключевых процессов, связанных с осушением активной зоны. Мощность ОТВ является важным проектным параметром и оценивается в нейтронно-физическом расчете, учитывающем распады, превращения и деления нуклидов в топливе. Входные данные нейтронно-физического расчета включают в себя не только поток нейтронов, но и нейтронно-физические константы, определяемые по библиотекам оцененных ядерных данных. По результатам кросс-верификации программы для ЭВМ СОКРАТ с программой для ЭВМ РАДИОНУКЛИД было получено, что модельная погрешность расчета мощности ОТВ  $\delta_{model}$  лежит в интервале [-1%; +7%], где  $\bar{E} = 3\%$  и  $u_{val} = 4\%$ .

Неопределенность измерения уровня воды в компенсаторе давления составляет  $\pm 1,5\%$  в соответствии с нормами [41]. Для этого параметра принято нормальное распределение.

Неопределенность значения внешнего диаметра (№6 в таблице 14) оболочки твэла определяет неопределенность площади поверхности твэла, доступной для окисления после осушения активной зоны, и, следовательно, может повлиять на количество генерируемого водорода. Неопределенность внутреннего диаметра оболочки топливного стержня (№7 в таблице 14) влияет на толщину оболочки (и, следовательно, на массу циркония в активной зоне) и размер газового зазора в твэле. Таким образом, эта неопределенность влияет на теплообмен в активной зоне и количество генерируемого водорода. В диссертации [43] указано, что согласно техническим условиям на изготовление оболочек твэлов из сплава Э-110 на основе электролитического циркония, допуск на внешний диаметр оболочки составляет  $\pm 0,05$  мм, а на внутренний  $+0,06$  мм.

Поскольку доверительные вероятности для этих допусков не приводятся, мы будем считать, что в пределах этих допусков распределение равномерное.

Согласно [44], диаметр центрального отверстия в топливной таблетке составляет 1,2 мм с допуском +0,2 мм. Согласно [44], внешний диаметр топливной таблетки составляет 7,6 мм с допуском -0,3 мм. В пределах указанных допусков предполагается равномерное распределение параметров.

В ТВС ВВЭР-1000 шаг расположения твэл в треугольной решетке составляет 12,75 мм [45] (№10 в таблице 14). В настоящей модели реактора шаг расположения твэл влияет на три процесса. При неизменных геометрических условиях на основе этого параметра рассчитываются коэффициенты видимости для модели радиационного теплообмена. В случае потери геометрии свободный объем в ячейке, который может быть занят расплавом, определяется на основе расстояния между твэлами. При заполнении свободного объема в ячейке площадь свободной, незаблокированной поверхности расплава уменьшается. Конвективный теплообмен с протекающим газом и доступ пара к поверхности рассчитываются, в свою очередь, по площади свободной поверхности. По аналогии с [46], где рассматривались пучки тепловыделяющих элементов ВВЭР для экспериментов CORA-W2, неопределенность этого параметра принята равной  $\pm 0,15$  мм.

Важно отметить, что эти параметры характеризуют один твэл. В модели активной зоны тепловыделяющие сборки объединены в группы, поэтому неопределенности геометрических размеров одного твэла должны быть преобразованы в неопределенности для «среднего» твэла в группе. Для этого, при задании параметров варьирования во входном файле для программы для ЭВМ СОКРАТ, эти неопределенности должны быть разделены на корень из числа твэлов в группе для каждой отдельной группы в модели активной зоны, что соответствует формуле для наилучшей оценки дисперсии среднего значения.

Неопределенность уровня котловой воды в парогенераторе (№10 в таблице 14) определяет неопределенность времени полного осушения парогенератора и потери теплопередачи от первого контура ко второму при авариях со средними или малыми течами теплоносителя, а также при авариях с полным обесточиванием станции или разрывом паропроводов. В свою очередь, снижение теплового потока в парогенератор определяет время начала прогрева активной зоны. При авариях с большими течами теплоносителя, когда из-за интенсивных потерь теплоносителя тепловой поток направлен из второго контура в первый, неопределенность уровня в парогенераторе фактически

определяет неопределенность нагрева теплоносителя и параметров теплоносителя, поступающего в защитную оболочку. После слива воды из петель первого контура и начала подачи воды из ГЕ САОЗ запас воды в парогенераторах влияет на испарение поступающих капель воды, выбрасываемых через теплообменные трубки парогенератора, и тем самым влияет на параметры теплоносителя, поступающего в разрыв со стороны парогенератора. В диссертации [47] указано, что на серийных энергоблоках уровень котловой воды в парогенераторах измеряется с помощью двух систем уровнемеров: однокамерных с базой 4000 мм и двухкамерных с базой 1000 мм. Показания однокамерных уровнемеров в большей степени характеризуют массовый уровень теплоносителя, и их показания используются для сравнения с уставками защит и блокировок по снижению уровня. Показания двухкамерных уровнемеров, в свою очередь, характеризуют запас парового пространства во втором контуре парогенератора. Их показания в основном используются для сравнения с уставками повышения уровня. Погрешность показаний уровнемеров зависит от величины уровня теплоносителя и давления в парогенераторе и может достигать величины 50 мм при максимальном значении уровня и давления 6,85 МПа.

Давление пара во втором контуре парогенератора (№11 в таблице 14) определяет температуру насыщения воды, которая влияет на теплообмен между первым и вторым контурами как непосредственно в номинальном режиме работы, так и в случае аварии, поскольку задает начальное значение давления в момент исходного события. Неопределенность теплообмена между контурами влияет на неопределенность параметров теплоносителя, выбрасываемого из первого контура в защитную оболочку. Согласно [44], давление пара в ГПК (на выходе из парового коллектора) составляет  $6,27 \pm 0,19$  МПа. Неопределенность  $\pm 1\%$  и нормальная функция распределения параметра приняты аналогично приведенным в [41] для давления в главном паровом коллекторе.

Температура питательной воды, подаваемой в парогенераторы (№13 в таблице 14), определяет количество недогретой воды в номинальном режиме работы. В случае аварий с малыми или средними течами теплоносителя, с полным обесточиванием станции или разрывом паропроводов, она влияет на время испарения всей воды второго контура и, следовательно, на время потери теплоотвода во второй контур. В случае большой течи температура питательной воды косвенно влияет на нагрев теплоносителя, поступающего в разрыв со стороны парогенератора. В [44] в качестве характеристик парогенератора ПГВ-1000 указан расчетный диапазон температуры питательной воды 164-220°C. Однако 164°C соответствует режиму работы парогенератора без подогревателей высокого давления, а

температура 220°C - номинальному режиму работы парогенератора с действующими подогревателями высокого давления. При этом, согласно [40], при работе парогенератора с подогревателями высокого давления температура питательной воды может отклоняться на  $\pm 5$  К, а при работе без подогревателей высокого давления на  $\pm 4$  К. В расчетах предполагается, что до исходного события парогенератор работает в номинальном режиме с активными подогревателями высокого давления. В этом случае температура питательной воды составит 220 °С. Важно отметить, что соответствующий диапазон  $\pm 5$  °С не является неопределенностью параметров, а представляет собой расчетный диапазон рабочих температур. Фактически это означает, что в номинальном режиме работы парогенератора с подогревателями высокого давления допускается подача питательной воды с температурой от 215 до 225 °С. Неопределенность измерения температуры питательной воды в соответствии с нормами [41] составляет  $\pm 1,5$  К, функция распределения нормальная.

Температура воды в гидроемкостях САОЗ (№13 в таблице 14) может влиять на параметры пароводяной смеси, поступающей из первого контура в защитную оболочку. В случае аварии с потерей теплоносителя, особенно в случае большой течи, более горячая вода после поступления в реактор интенсивнее испаряется на горячих поверхностях внутренних элементов реактора, генерируя больше пара и создавая более высокое давление в первом контуре. Соответственно, скорость потока пара в направлении разрыва увеличивается, и более высокая скорость потока пара приводит к более интенсивному увлечению воды из корпуса реактора, которая, таким образом, не участвует в отводе тепла от активной зоны. Температура воды в ГЕ в номинальном режиме работы находится в температурном равновесии с окружающим воздухом в защитной оболочке. В [48] указано, что температура воды в ГЕ находится в диапазоне 60 - 70°C. Для целей анализа неопределенности предполагается, что температура воды в ГЕ имеет равномерное распределение в этом диапазоне.

Давление в ГЕ САОЗ (№15 в таблице 14) для аварий с течами влияет на перепад давления между реактором и ГЕ, а значит, влияет на время начала поступления воды из ГЕ в первый контур и на время начала отвода тепла от активной зоны. Более позднее начало слива воды из ГЕ приводит к поступлению воды в более нагретую активную зону и, как следствие, сопровождается более интенсивным кипением воды и повышением давления в реакторе, что замедляет дальнейшее поступление воды из аккумулятора. Неопределенность давления в ГЕ принимается в соответствии с нормами [41].

Уровень (№15 в таблице 14), при котором происходит отсечение ГЕ от соединительных трубопроводов для предотвращения поступления азота в первый контур, определяет количество воды, которое может поступить из ГЕ в реактор. Таким образом, этот параметр напрямую влияет на параметры теплоносителя, выбрасываемого в защитную оболочку, и на хронологию осушения и разогрева активной зоны. Неопределенность уровня отсечения ГЕ принимается в соответствии с нормами [41].

Таблица 14 – Параметры реактора.

№	Параметр	Реф. значение	Диапазон	ФПВ
Первый контур				
1	Номинальная мощность	100 %	(96; 104) %	равномерная
2	Номинальный расход	21200 м <sup>3</sup> /ч	(92; 108) %	нормальная
3	Мощность ОТВ	100 %	(89; 105) %	нормальная
4	Давление в КД	100 %	(99; 101) %	нормальная
5	Уровень в КД	100 %	(98,5; 101,5) %	нормальная
6	Диаметр ТВЭЛ	9,13 мм	(9,08; 9,18) мм	равномерная
7	Внутренний диаметр оболочки ТВЭЛ	7,73 мм	(7,73; 7,79) мм	равномерная
8	Толщина центрального отверстия	1,2 мм	(1,2; 1,4) мм	равномерная
9	Внешний диаметр таблетки	7,6 мм	(7,57; 7,60) мм	равномерная
10	Шаг расположения ТВЭЛ	12,75 мм	(12,60; 12,90) мм	равномерная
Второй контур				
11	Номинальный уровень котловой воды	100 %	(98; 102) %	равномерная

12	Давление второго контура	100 %	(99; 101) %	равномерная
13	Температура питательной воды	220°C	(218,5; 221,5)°C	нормальная
Системы безопасности				
14	Температура воды в ГЕ	60°C	(58; 62)°C	нормальная
15	Начальное давление в ГЕ	100 %	(99; 101) %	нормальная
16	Минимальный уровень в ГЕ	100 %	(98,5; 101,5) %	нормальная

Коэффициент расхода в течь влияет на расход охлаждающей жидкости из первичного контура. Последний определяет скорость осушения активной зоны, а вместе с ней и время оголения оболочек ТВЭЛ. Чтобы охватить все возможные случаи, геометрия входа в разрыв варьируется от сопла Лавала (минимальное сопротивление) до острой кромки (максимальное сопротивление). Диапазон изменения локального сопротивления входа в разрыв (№ 17 в таблице 15) задается от 0 до 0,5 [49] по равномерному закону распределения.

Эффективная теплопроводность в модели модуля HEFEST в составе программы для ЭВМ СОКРАТ определяется на основе корреляций для числа Нуссельта, характеризующего конвективный теплообмен на границе с бассейном расплава. При этом рассматриваются две конфигурации бассейна расплава: гомогенная (без расслоения) и расслоенная. Число Нуссельта  $Nu_x$  в направлении  $x$  (№ 18 в таблице 15) определяется на основе корреляций для криволинейной (нижней) полусферической границы бассейна расплава, полученных из экспериментов BALI [50] и распространенных на случай 3-мерной геометрии. В однородном (без расслоения) расплаве предполагается, что  $Nu_z = Nu_x$ . Следует отметить, что в типовом расчете ТА с помощью программы для ЭВМ СОКРАТ гомогенная (без расслоения) конфигурация бассейна расплава используется в двух случаях:

1) для стадии взаимодействия расплавленного кориума с конструкциями (опоры ТВС, стенка внутрикорпусной шахты), расположенными под нижней

дистанционирующей решеткой активной зоны, до формирования бассейна расплава на днище корпуса реактора. На данной стадии конфигурация материалов в расчетной области характеризуется высокой степенью неравномерности (твердый относительно холодный дебрис в нижней эллиптической части внутрикорпусной шахты в области опор ТВС и относительно горячий расплав в верхней цилиндрической части). Геометрия границы расплава далека от полусферической и может включать внутренние границы на поверхности опор ТВС;

2) для переходной стадии, начинающейся сразу после разрушения стенки внутрикорпусной шахты, до формирования расслоенного бассейна расплава на днище корпуса реактора. На данной стадии существенное влияние на теплообмен может оказывать гидродинамика вытекающего расплава, заполняющего свободный объем между внутрикорпусной шахтой и корпусом реактора.

В обоих случаях имеет место относительно короткий переходный процесс, характеризующийся нестационарностью границ бассейна расплава. Поэтому в указанных случаях при выполнении расчёта с помощью программы для ЭВМ СОКРАТ принимается, что  $Nu_z = Nu_x$ . А для случаев, когда бассейн расплава можно считать сформированным, используются соотношения между  $Nu_x$  и  $Nu_z$ , характерные для квазистационарного режима теплообмена. Диапазон значений эффективной теплопроводности определяется неопределенностью измеренного значения среднего числа Нуссельта, которая, согласно [50], составляет 10 %.

Величина  $Nu_x/Nu_z$  определяется отношением плотности теплового потока вблизи горизонтальной верхней границы (максимум) к плотности теплового потока в приосевой области на нижней криволинейной границе полусферического бассейна расплава. Общий вид распределения теплового потока вдоль нижней криволинейной границы корпуса был установлен экспериментально при изучении вопросов удержания расплава в корпусе реактора (эксперименты СОРО [51], BALI [52, 53, 54], RASPLAV-A-SALT [55, 56]). В экспериментах RASPLAV это соотношение составляет 1/10, в экспериментах BALI - около 1/100, а в экспериментах СОРО ~0 [57].

Число Нуссельта  $Nu_x$  (№ 19 в таблице 15) для металлического слоя в горизонтальном направлении определяется на основе корреляции Churchill-Chu [58] при  $Pr_m \approx 0,13$ .

Число Нуссельта  $Nu_z$  (№ 22 в таблице 15) для металлического слоя в вертикальном направлении определяется на основе корреляции Globe-Dropkin [59] при  $Pr_m \approx 0,13$ .

При проведении реакторных расчетов по программе для ЭВМ СОКРАТ используется инженерный подход, учитывающий значительную передачу энергии от оксидного расплава к металлическому слою (данный подход был продемонстрирован и обоснован в ходе валидации программы для ЭВМ СОКРАТ на экспериментах BALI [60]). По результатам предварительных расчетов было получено, что аспектное отношение  $h/R$  для расплава на дне корпуса реактора составляет 0,85 до разрушения корпуса реактора. В экспериментах BALI с соотношением сторон между 0,75 и 1,0 через верхнюю границу проходит от 49 до 61 % мощности, выделяемой в бассейне [61]. Эти значения используются в качестве диапазона для возможных долей мощности, передаваемой от оксидного расплава к металлическому слою.

Таблица 15 – Параметры моделей.

№	Параметр	Реф. значение	Диапазон	ФПВ
17	Локальное сопротивление входа в течь	0	(0; 0,5)	равномерная
18	Число Нуссельта для гомогенного расплава	100 %	(90; 110) %	равномерная
19	$Nu_x$ для оксидного слоя стратифицированного расплава	100 %	(90; 110) %	равномерная
20	$Nu_x/Nu_z$ для оксидного слоя стратифицированного расплава	10	(10; 100)	равномерное
21	$Nu_x$ для металлического слоя стратифицированного расплава	100%	(90; 110) %	равномерное
22	$Nu_z$ для металлического слоя стратифицированного расплава	100%	(90; 110) %	равномерное

23	Доля мощности, передаваемая в металлический слой	0,5	(0,49; 0,62)	равномерное
----	--	-----	--------------	-------------

### Результаты референтного расчета

Масса водорода, образовавшегося на внутрикорпусной стадии, полученная в референтном расчете, представлена на рисунке 44 в сравнении с массой водорода, вышедшего в защитную оболочку. Единственным источником водорода, рассматриваемым в исследовании, является окисление оболочек твэлов и других конструкционных материалов, а радиолит не рассматривается.

Авария начинается с образования течи в соединительном трубопроводе в результате гильотинного разрыва (диаметр разрыва 279 мм) и одновременного наложения полного обесточивания энергоблока (постулируется потеря электроэнергии за пределами площадки и отказ всех дизель-генераторов). Рассматриваемый разрыв расположен в реакторной шахте. Обесточивание приводит к отказу активной части САОЗ, насосов подачи питательной воды парогенераторов и спринклерной системы. ГЕ (пассивная часть САОЗ) и клапаны сброса пара (2 часа работы от аккумуляторных батарей) остаются доступны. Любые действия оператора по управлению аварией в данном исследовании не рассматриваются.

Сигнал АЗ срабатывает по условию потери электроснабжения и цепная реакция в реакторе заглушается. После этого мощность активной зоны полностью определяется мощностью ОТВ в твэлах. Все четыре ГЦНА начинают выбегать в результате потери электропитания. Во втором контуре ПГ отключается подача питательной воды и главными пароизоляционными клапанами отсекаются турбогенераторы с задержкой в 5 секунд.

Давление в корпусе реактора быстро снижается в результате потери теплоносителя через разрыв, что приводит к открытию обратных клапанов на оставшихся ГЕ. Вода поступает из ГЕ и заполняет корпус реактора в течение ~ 100 с (интервал 1 на рисунках 45 и 46). После слива воды из всех ГЕ уровень воды в активной зоне снижается до головок ТВМ, и начинается осушение активной зоны. Теплоноситель из опускного участка поддерживает уровень воды в активной зоне на квазистационарном уровне ~1,7 м (ноль соответствует низу активной части твэл), рисунок 45. После выравнивания уровней воды в

активной зоне и опускном участке на  $\sim 750$  с уровень в активной зоне снова начинает снижаться. Некомпенсированные потери теплоносителя и испарение воды из активной зоны вызывают ухудшение теплоотвода от ТВЭЛов и приводят к нагреву оболочек ТВЭЛов. Разгерметизация оболочек ТВЭЛов начинается на  $\sim 1220$ -й секунде после исходного события.

Как показано на рисунке 47, резкое повышение температуры оболочек в средней части наиболее горячих ТВЭЛ происходит при 1300 с за счет интенсификации реакции окисления циркония паром после достижения температуры 1400-1500 К. Процесс выделения водорода ускоряет разогрев активной зоны за счет экзотермичности химической реакции пар - цирконий. По мере снижения уровня теплоносителя интенсивность испарения воды уменьшается, что приводит к формированию условий для окисления в режиме голодания. В этом режиме концентрация водорода над активной зоной корпуса реактора достигает 100 %, а скорость выделения водорода полностью определяется скоростью испарения воды.

После достижения температуры оболочек ТВЭЛов 2250 К (к 1610 секунде) тонкий внешний слой  $ZrO_2$  разрушается, и расплав начинает поступать в проточную часть сборок. Слой  $ZrO_2$  образовался в условиях парового голодания и был недостаточен для удержания расплава.

Интенсивность генерации водорода заметно снижается к  $\sim 1700$  секунде из-за уменьшения парообразования при низком уровне воды в активной зоне.

Сталь, Zr,  $B_4C$  и их эвтектические смеси периодически выпадают на дно тепловыделяющих сборок и их опор, нижнюю дистанционирующую решетку в течение периода времени 3400-3935 секунд. Перемещение этих материалов с относительно низкой температурой плавления приводит к испарению оставшейся воды. В результате образуется около 70 кг водорода.

Разрушение тепловыделяющих сборок начинается в 3935 с и вызвано деградацией их хвостовиков. Разрушившиеся сборки падают вниз и образуют слой обломков над нижней частью активной зоны. В это время активная зона теряет стержневую геометрию. В слое обломков появляются локальные бассейны расплавленного топлива.

После разрушения нижней дистанционирующей решетки в 4090 с расплав перемещается непосредственно в нижнюю камеру реактора, рисунок 48.

После перемещения расслоение расплава происходит по достижении им температуры 2753 К [62], [63], [64] через 7828 с после образования разрыва. Поверх тяжелой фракции расплава образуется легкий металлический слой. Расплав нагревает оставшиеся твердые внутренние элементы корпуса реактора за счет радиационного теплообмена. Нагретые стальные элементы дополнительно окисляются с выделением ~ 7 кг водорода. Следует отметить, что ~20 кг образовавшегося водорода осталось в корпусе реактора к окончанию внутрикорпусной стадии аварии, рисунок 44.

Таблица 16 – Хронология основных событий

Время		Событие
с	ч	
0	0	Образование течи, полное обесточивание станции
0,15	—	Срабатывание АЗ
0,6	—	Отсечение турбогенератора
115	—	Начало подачи воды из ГЕ САОЗ
219	—	Полное опустошение ГЕ САОЗ
277	—	Начало осушения а.з.
1220	—	Разгерметизация оболочек ТВЭЛ
1300	—	Интенсификация реакции окисления циркония
1610	0,5	Начало деградации а.з.
4090	1,2	Разрушение нижней дистанционирующей решетки и перемещение расплава в нижнюю камеру реактора
7830	2,2	Стратификация расплава
8600	2,4	Разрушение корпуса реактора. Начало поступления расплава в шахту реактора.

Бассейн расплава является теплоотдающей жидкостью, и благодаря интенсивному конвективному теплообмену в бассейне пик теплового потока (к корпусу реактора) наблюдается в верхней, металлической части расплава. Фокусировка теплового потока приводит к локальному плавлению корпуса реактора (в точке контакта с металлической фракцией) примерно через 2,4 часа после начала аварии, и расплав начинает выливаться из реактора. Авария переходит в внекорпусную стадию, и расчет прекращается.

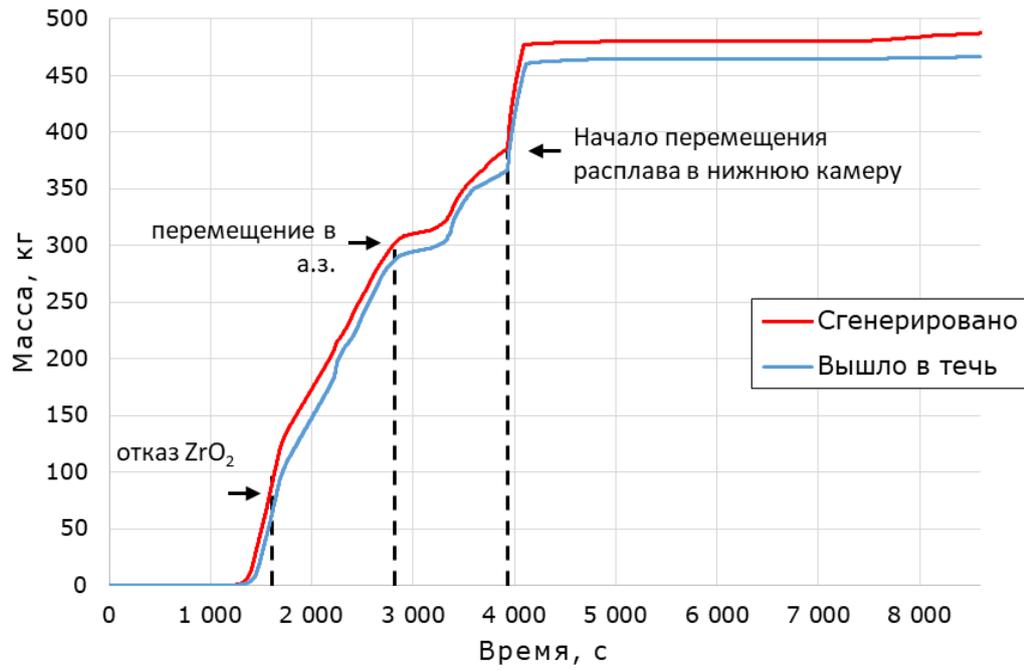


Рисунок 44 – Интегральная масса водорода.

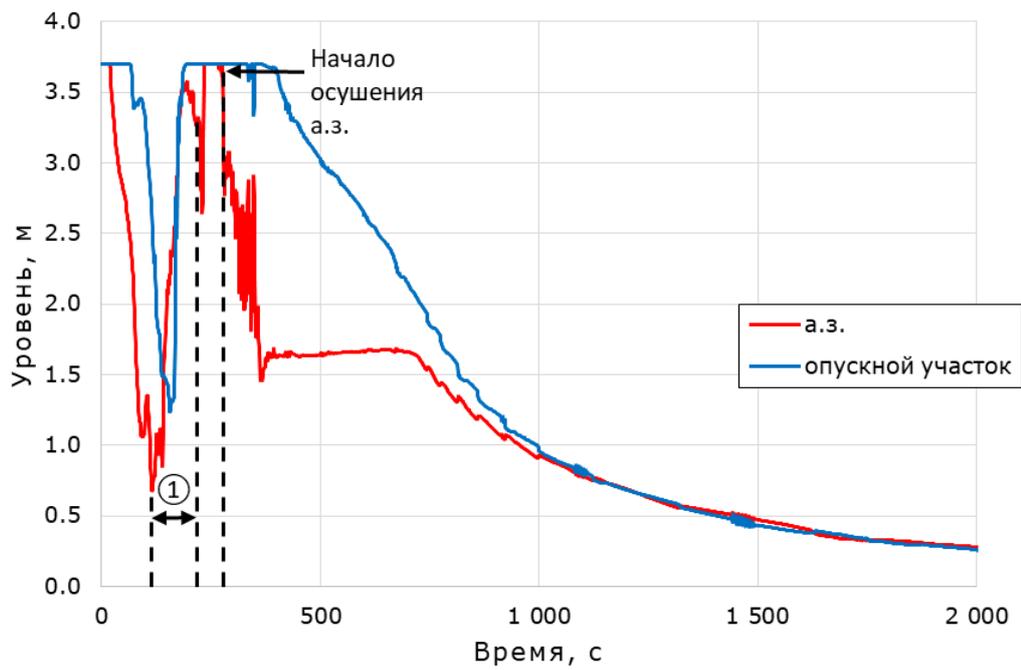


Рисунок 45 – Уровень воды в а.з. и в опускном участке.

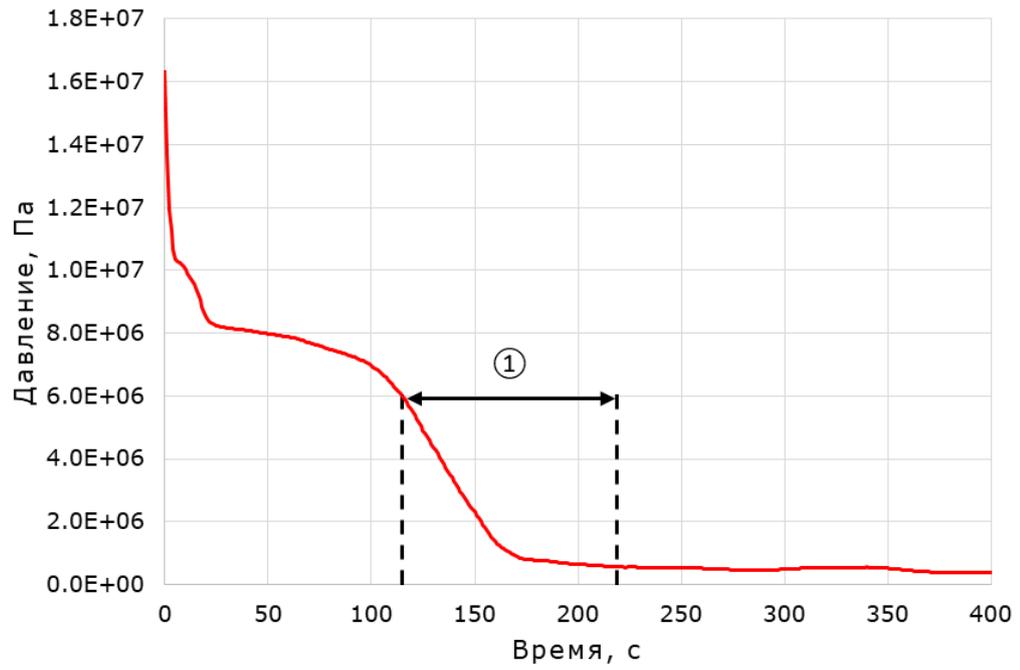


Рисунок 46 – Давление над а.з.

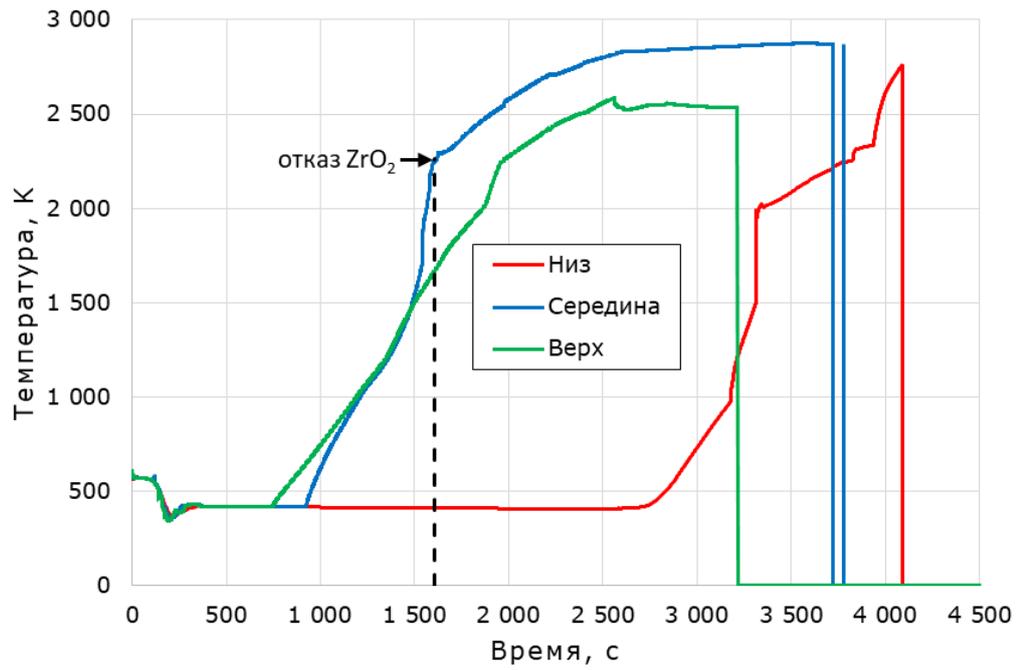


Рисунок 47 – Температура оболочек твэл.

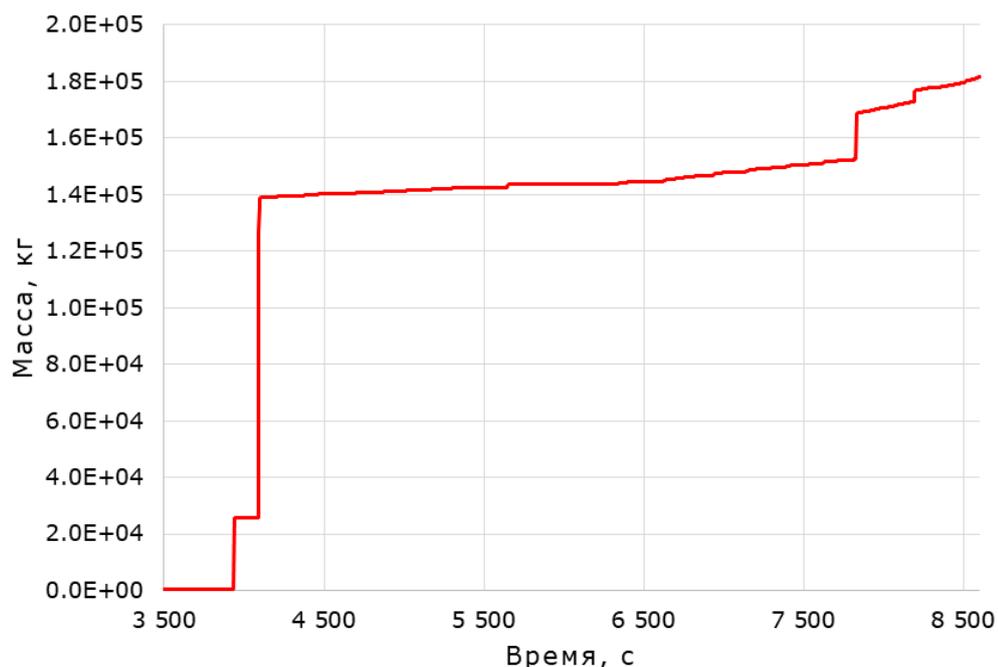


Рисунок 48 – Масса расплава.

### Анализ неопределённостей

Для обоснования сходимости результатов расчетов по методу Монте-Карло сравнивались результаты первых 100 и всех 200 расчетов. При удвоении числа Монте-Карло расчетов среднее значение параметра, важного для безопасности (производство водорода на внутрисосудистой стадии), уменьшается на 1 кг. Это уменьшение можно считать пренебрежимо малым по сравнению со средним значением и связанной с ним стандартной неопределенностью (21,5 кг и 23,0 кг, соответственно), рисунок 49. Относительная стандартная неопределенность на 0,3 % при удвоении числа прогонов. Это изменение на порядок меньше, чем значение стандартной неопределенности, рисунок 50. Приведенные выше аргументы позволяют сделать вывод, что выбранного числа расчетов достаточно для оценки среднего значения параметра и его стандартной неопределенности. Дальнейшее увеличение объема выборки не требуется.

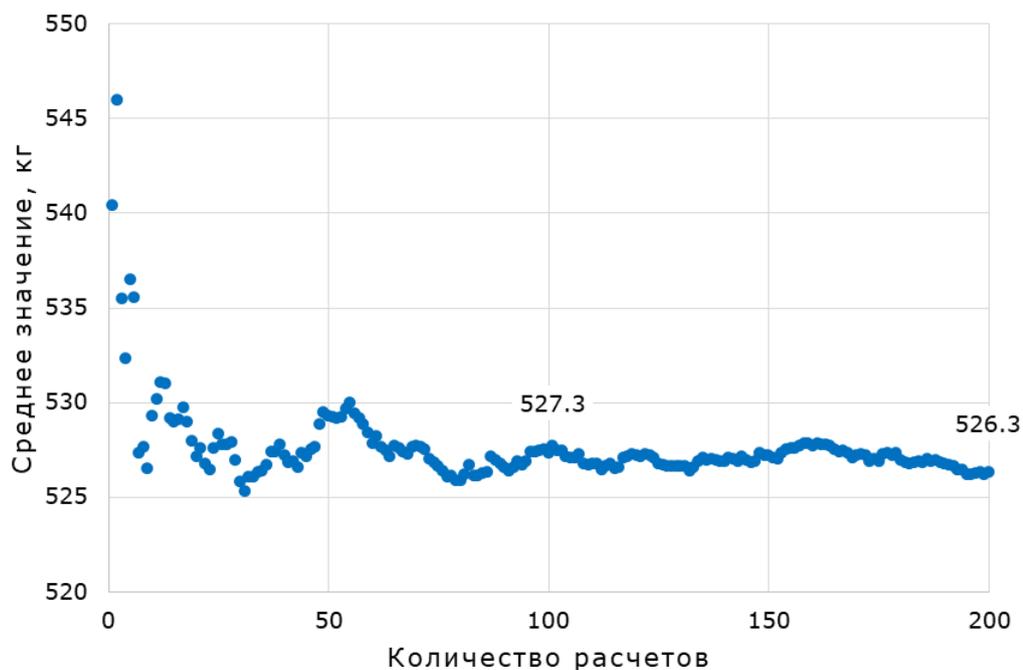


Рисунок 49 – Сходимость среднего значения

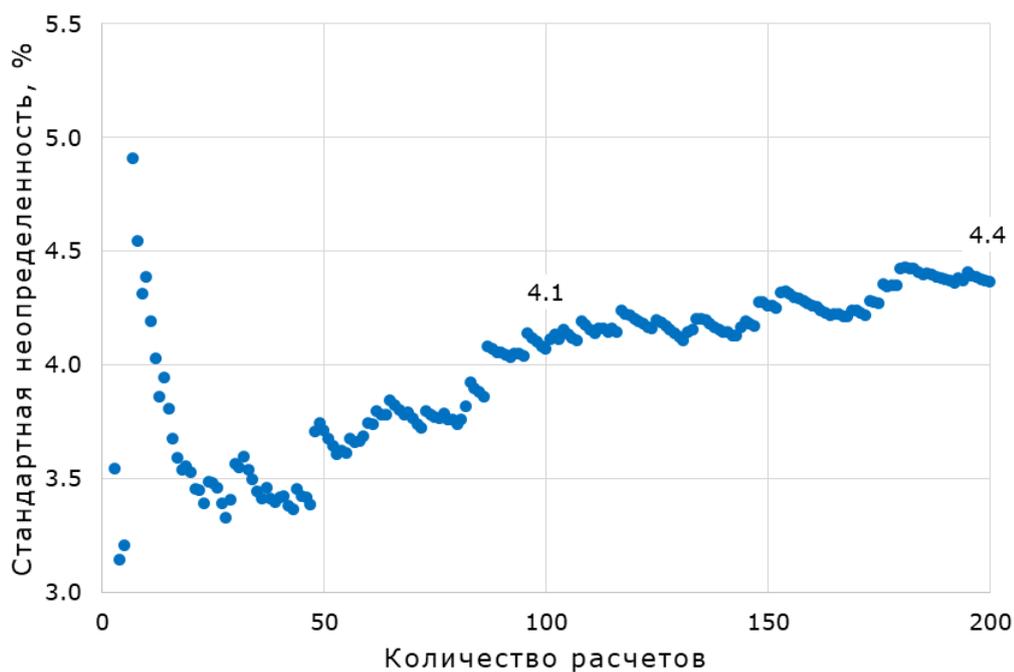


Рисунок 50 – Сходимость стандартного отклонения

Результат анализа неопределенности графически представлен на рисунке 51. Здесь пунктирной линией показано среднее значение массы водорода. В соответствии с предложенной методикой среднее значение было скорректировано с учетом оценки систематической составляющей модельной погрешности полученной при валидации программы для ЭВМ и представлено на графике сплошной линией. Стандартная

неопределенность, связанная с неопределенностями в расчете данного сценария и дополненная неопределенностью валидации, изображена черными вертикальными отрезками.

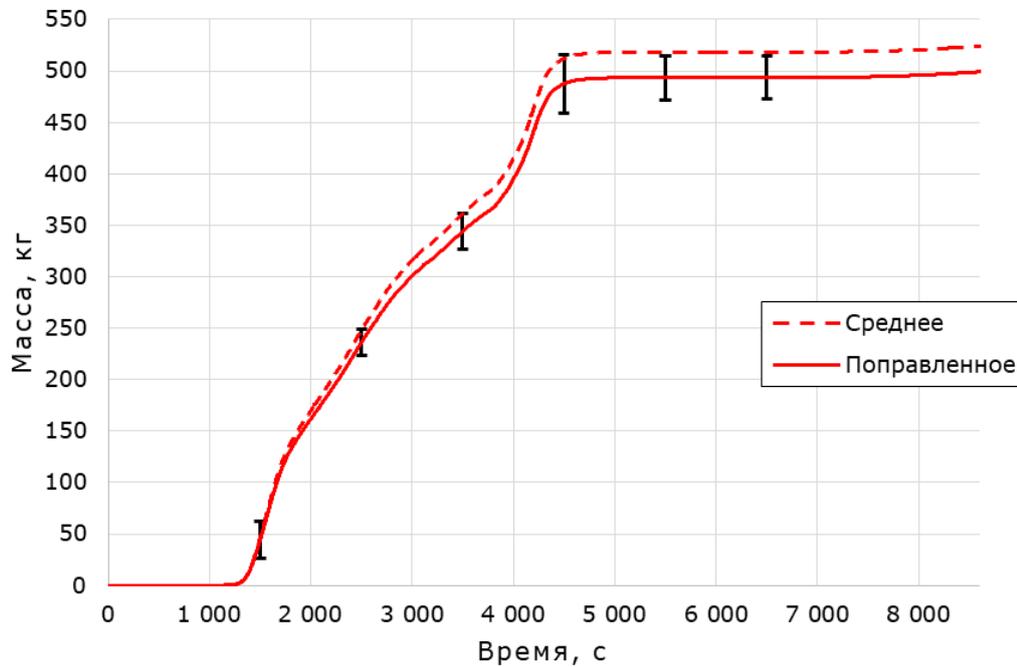


Рисунок 51 – Результаты анализа неопределенности массы вышедшего водорода.

Дополнительно выполнен анализ функции распределения полученного результата. Эмпирическая к.ф.р. массы сгенерированного водорода к концу внутрикорпусной стадии сравнивается с усеченным гауссовым распределением на рисунке 52. Эмпирически оцененное среднее значение и стандартное отклонение выборки были использованы для построения теоретической к.ф.р. Выполнена статистическая проверка сложной гипотезы, подтверждающая, что к.ф.р. близка к гауссову распределению. Использовался корреляционный критерий Филлибена [65], так как он не требует знания точных значений параметров гауссовского распределения. При доверительном уровне 0,9 тест подтвердил, что выборка результатов расчетов относится к усеченному гауссовому распределению с коэффициентом корреляции 0,99.

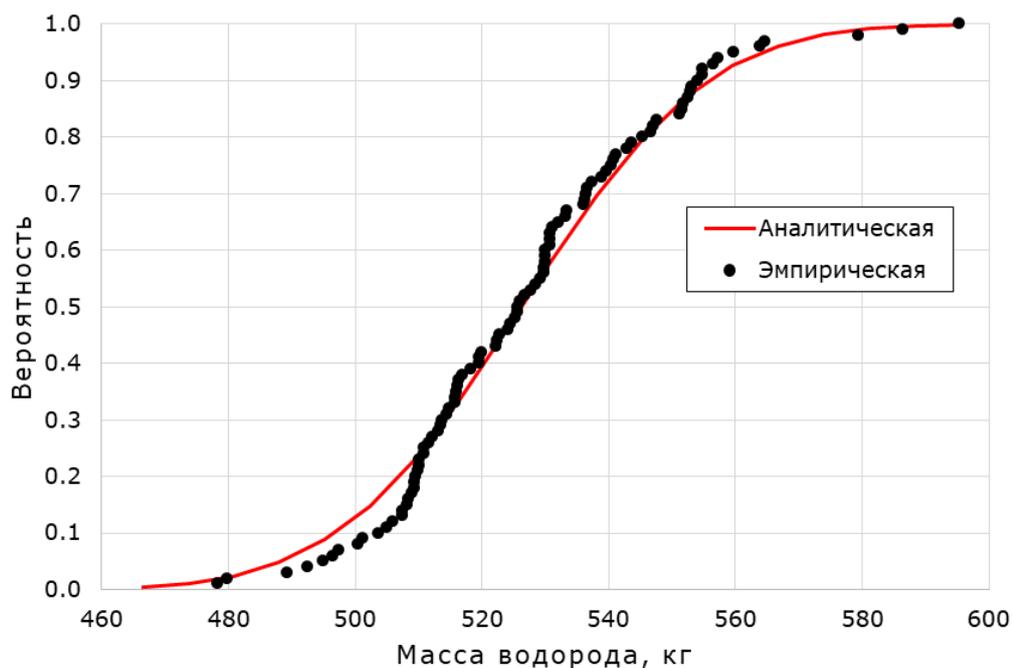


Рисунок 52 – К.ф.р. массы водорода, вышедшего к концу внутрикорпусной стадии.

Анализ неопределенности дополняется анализом чувствительности, чтобы найти параметры, которые коррелируют с параметром, важным для безопасности. Для этого была применена ранговая корреляция Спирмена, рисунок 53. Горизонтальные подписи на диаграмме связаны с нумерацией входных параметров в таблицах 14 и 15. Коэффициенты ранговой корреляции Спирмена (КРКС) широко используются для выявления наиболее важных входных параметров [13] в методологии GRS. Автор настаивает на том, что КРКС можно использовать только для проверки нулевой гипотезы, что является точным и обоснованным статистическим анализом. В данном анализе КРКС считаются статистически значимыми при доверительном уровне 0,95, если их абсолютные значения превышают 0,197 [34]. Нулевые гипотезы о независимости между входным параметром и результатом были отвергнуты для мощности ОТВ с доверительным уровнем 0,95. Это означает, что с увеличением мощности ОТВ в модели масса водорода, выделившегося к концу внутрикорпусной стадии, уменьшается. Это можно объяснить более интенсивным испарением из корпуса реактора, что приводит к сокращению времени окисления до разрушения активной зоны.

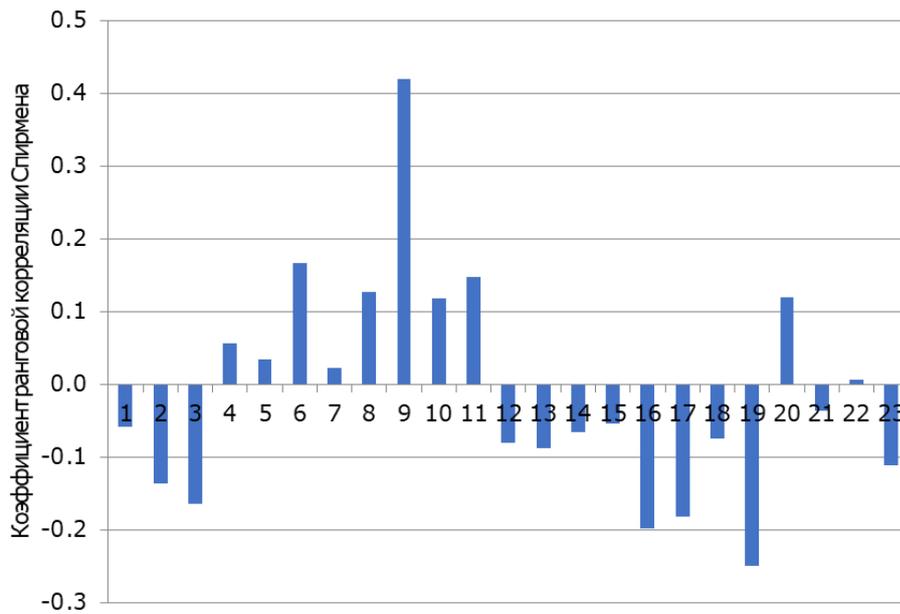


Рисунок 53 – Коэффициенты ранговой корреляции Спирмена.

### 3.1. Выводы к главе 3

1. В анализе референтного расчета в примере валидации на базе эксперимента QUENCH-06 показана необходимость обязательного учета более низкой частоты опроса масс-спектрометра по сравнению с основной системой измерений для корректного сравнения данных измерения максимального расхода водорода с результатом расчета.
2. В анализе погрешностей и неопределенностей расчета эксперимента QUENCH-06 показана возможность возникновения порогового эффекта, который выражается в возможности плавления сборки, при отклонении параметров эксперимента в пределах неопределенностей их измерения. Показано, что использованием всех вариантов поведения сборки (без плавления / с плавлением) дает смещенную оценку модельной погрешности. Более корректно использовать только варианты расчетов без плавления сборки, что соответствует данным наблюдений.
3. В анализе проектной аварии показано, что с учетом погрешностей программы для ЭВМ СОКРАТ-БН разрушения ТВС 2-ого ряда, смежного с аварийной не происходит и не превышает максимальный проектный предел для температуры оболочек ТВЭЛ.
4. На примере анализа запроектной аварии получено реалистическое значение массы водорода, вышедшей в течь, которое учитывает модельную погрешность программы для ЭВМ СОКРАТ. Анализ функции распределения показал, что результаты расчетов имеют усеченное нормальное распределение.

## Заключение

В рамках диссертационной работы разработана методика оценки погрешностей и неопределенностей результатов моделирования аварий на АЭС. Применение методики продемонстрировано на трех различных практических примерах.

В первом примере продемонстрировано применение методики на стадии валидации программы для ЭВМ на базе данных эксперимента QUENCH-06. Показан анализ референтного расчета с целью демонстрации корректности разработанной модели эксперимента. Проведено сравнение результатов расчетов на двух сетках разной степени детальности и оценена неопределенность результатов расчетов, связанная с выбором сетки. Применение методики завершается анализом неопределенностей, по результатам которого оценена модельная составляющая погрешности расчета по программе для ЭВМ СОКРАТ.

Второй пример посвящен применению разработанной методики к моделированию проектной аварии на реакторе большой мощности с натриевым теплоносителем. По методу Монте-Карло получен верхний толерантный предел параметра, важного для безопасности. Полученный толерантный предел поправлен на оценку модельной погрешности и показано непревышение приемочного критерия.

В третьем примере разработанная методика приложена к моделированию запроектной аварии «большая течь» с наложением обесточивания на АЭС с РУ ВВЭР-1000. На первом этапе показана зависимость ключевого параметра – массы водорода, вышедшей в течь, от выбора размера сетки в пределах корпуса реактора. На следующем этапе выполнено трансформирование неопределенностей входных параметров по методу Монте Карло и получены среднее значение ключевого параметра и его стандартная неопределенность. Результаты моделирования представлены средним значением ключевого параметра, поправленным на систематическую составляющую оценки модельной погрешности, и сопровождаются стандартной неопределенностью, которая учитывает неопределенность моделирования данного сценария и случайную составляющую оценки модельной погрешности.

Рассмотренные в диссертации примеры показывают, что разработанная методика позволяет в рамках единого подхода проводить оценку погрешностей и неопределенностей результатов моделирования на этапе валидации программы для ЭВМ и на этапе её практического применения к моделированию проектных и запроектных

аварий. При этом методика позволяет удовлетворять требованиям НП-001-15 с учетом различия в требованиях к анализам проектных и запроектных аварий. Таким образом поставленная цель исследования достигнута:

- Разработана методика оценки погрешностей и неопределенностей на стадии валидации программ для ЭВМ, которая применима как для программ для ЭВМ, предназначенных для моделирования ПА с использованием консервативного подхода, так и для программ для ЭВМ, предназначенных для моделирования ЗПА с использованием реалистического подхода. Методика валидации учитывает неопределенности экспериментальных измерений и неопределенности расчётов на количественном уровне.
- Разработана методика оценки погрешностей и неопределенностей на стадии моделирования ПА с использованием консервативного подхода. Методика учитывает результаты валидации и особенности консервативного подхода.
- Разработана методика оценки погрешностей и неопределенностей при детерминистическом анализе ЗПА с использованием реалистического подхода. Методика учитывает результаты валидации и особенности реалистического подхода.

## Перечень источников

- 1 НП-001-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, 2015.
- 2 РД-03-24-2000, Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии.
- 3 РБ-166-20 Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций, 2020
- 4 Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. - Vienna: International Atomic Energy Agency, Safety Reports Series No. 52, 2008.
- 5 Review of Uncertainty Methods for Computational Fluid Dynamics Application to Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NEA/CSNI/R(2016)4.
- 6 D’Auria, N. Debrecin, G.M. Galassi. Outline of the Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation F. Nuclear Technology. – 1995. – Vol. 109. – Issue 1. – P.21.
- 7 D’Auria, W. Giannotti. Development of Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty Nuclear Technology. – 2000. –Vol.131. – No.2. Pp. 159-196.
- 8 Zhao Haihua, Vincent A. Mousseau, Use of forward sensitivity analysis method to improve code scaling, applicability, and uncertainty (CSAU) methodology, *Nuclear Engineering and Design*. **249**: 188–196, 2012.
- 9 S. Tina Ghosh at al., Findings from uncertainty studies evaluating severe accident phenomena and off-site consequences using MELCOR and MACCS, IAEA-TECDOC-1872, pp. 163-176? 2019.
- 10 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project. Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station, NUREG/CR-7155, Sandia National Laboratories, Albuquerque, 2016.
- 11 State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project: Uncertainty Analysis of the Unmitigated Short-Term Station Blackout of the Surry Power Station DRAFT, available at NRC ADAMS Accession Number: ML15224A001, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2015.

- 12 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Report. Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses, NUREG/CR-7245, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2019.
- 13 Glaeser, H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, Science and Technology of Nuclear Installations. – 2008.
- 14 Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. Safety reports series. - International Atomic Energy Agency. – Vienna. – 2008. – ISSN 1020-6450. – No. 52. с.
- 15 Call for Research Proposals for participation in the New Coordinated Research Project (CRP) sponsored by the International Atomic Energy Agency (IAEA) «Advancing the State-of-Practice in Uncertainty and Sensitivity Methodologies for Severe Accident Analysis in Water Cooled Reactors», 2019.
- 16 Грицай А.С., Мигров Ю.А., Оценка неопределенностей моделей теплогидравлических расчетных кодов, Теплоэнергетика, 5, стр. 45-51, 2015.
- 17 Грицай А.С., Мигров Ю.А., Развитие метода обоснования неопределенностей моделей, используемых в теплогидравлических расчетных кодах, Теплоэнергетика, 5, стр. 25-31, 2019.
- 18 Грицай А.С., Мигров Ю.А., Оценка неопределенностей замыкающих соотношений теплогидравлических моделей на основе локальных экспериментов, Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, №2(16), стр. 9-20, 2019.
- 19 Яшников Д.А., Разработка и применение методики анализа неопределенностей теплогидравлических расчетов аварийных режимов реакторов РБМК, дисс. на соиск. уч. степ. к. т. н., Москва, 2013.
- 20 «Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer - V&V 20» // ASME, (2009).
- 21 РМГ 29-2013 Метрология. Основные термины и определения, Москва: Стандартиформ, 2014.
- 22 РБ-152-18 Комментарии к федеральным нормам и правилам «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2018

- 23 «International vocabulary of metrology – Basic and general concepts and associated terms (VIM)», 3-rd edition, JCGM 200:2012.
- 24 ГОСТ 34100.1-2017 Неопределенность измерения. Часть 1. Введение в руководства по выражению неопределенности измерения, Москва: Стандартинформ, 2018.
- 25 William L. Oberkampf, Christopher J. Roy, Verification and Validation in Scientific Computing, Cambridge University Press, 2010.
- 26 Silviu Guiasu, Abe Shenitzer, The Principle of Maximum Entropy, The Mathematical Intelligencer Journal, Vol. 7, No. 1, 1985
- 27 «Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, SSG-2 (Rev. 1)» // IAEA, 2019.
- 28 НП-095-15 «Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции».
- 29 Богдан С.Н., Ковалевич О.М., Козлова Н.А. и др. Об оценке погрешностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии, Ядерная и радиационная безопасность, №2 (84)-2017.
- 30 Шевченко С.А., Яшников Д.А. «Об оценке погрешностей и неопределенностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии», Межотраслевой научно-технический семинар «Моделирование динамики ЯЭУ», 5-7 июня 2018 г., г. Сосновый Бор (Ленинградская область).
- 31 Уилкс С., Математическая статистика, М: Наука, 1967 г, 632 с.
- 32 Andrej Prošek, Francesco D’Auria, Borut Mavko, Review of quantitative accuracy assessments with fast Fourier transform based method (FFTBM), Nuclear Engineering and Design 217 (2002) 179– 206.
- 33 Saltelli A., Ratto M., et. al., «Global Sensitivity Analysis» // The Primer, Wiley, 2008.
- 34 Лагутин М.Б., «Наглядная математическая статистика», Москва: БИНОМ, 2008.
- 35 Advancing the State of the Practice in Uncertainty and Sensitivity Methodologies for Severe Accident Analysis in Water Cooled Reactors in the QUENCH-06 Experiment. Final Report of a Coordinated Research Project, Vienna: IAEA, 2024, IAEA-TECDOC-2045

- 36 Sepold L., et. al., Experimental and Computational Results of the QUENCH-06 Test (OECD ISP-45), Karlsruhe: FZKA, 2004, FZKA-6664
- 37 Shtuckert J., et al., “Results of the QUENCH-12 Experiment on Reflood of a VVER-type Bundle”, FZKA, Karlsruhe (2008).
- 38 Пелетский В. Е., Бельская Е. А., Электрическое сопротивление тугоплавких материалов. Справочник, Москва: Энергоатомиздат, 1981.
- 39 НП-018-05, Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами на быстрых нейтронах. Москва, 2005.
- 40 Iegan, S., et al., TRACE VVER-1000/V-320 Model Validation, International Agreement Report NUREG/IA-0490, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2018.
- 41 РД ЭО 1.1.2.11.0515-2014, Нормы точности измерений основных теплотехнических величин для атомных электрических станций с водо-водяными энергетическими реакторами, ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2014.
- 42 В.В. Кузьмин, Л.Н. Богачек, Р.Р. Алычев, Корреляционные измерения расхода теплоносителя первого контура по активности  $^{16}\text{N}$  на Калининской АЭС, Ядерные измерительно-информационные технологии, стр. 10-17, 2005.
- 43 Маркелов В.А. Совершенствование состава и структуры сплавов циркония в обеспечение работоспособности твэлов, твс и труб давления активных зон водоохлаждаемых реакторов с увеличенным ресурсом и выгоранием топлива, Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук, 2010.
- 44 Денисов В.П., Драгунов Ю.Г., Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. – Москва: ИздАт, 2002.
- 45 Колпаков Г.Н., Селиванкова О.В., Конструкции твэлов, каналов и активных зон энергетических реакторов. Томский политехнический университет, 2009
- 46 Hagen, S., et al., Behavior of a VVER-1000 Fuel Element with Boron Carbide/Steel Absorber Tested under Severe Fuel Damage Conditions in the CORA Facility (Results of Experiment CORA-W2), (1994).

- 47 Горбунов Ю.С., Разработка, создание и применение на АЭС с ВВЭР-1000 системы прямого измерения расхода пара в паропроводах парогенераторов. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук, 2007.
- 48 Андрушенко С.А. и др., АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. – Москва: Логос, 2010.
- 49 Идельчик И.Е., Справочник по гидравлическим сопротивлениям. 3-е издание, переработанное и дополненное. – Москва: Машиностроение, 1992.
- 50 Bonnet J.M. et al., 1999, Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI experiment, ICONE-7057.CSNI/NEA RASPLAV SEMINAR 2000, Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2000)23, Munich, 2000.
- 51 Theofanus T.G. et al, In-vessel coolability and retention of a core melt, DOE/ID-10460, Volume 1, 1996
- 52 B.R. Sehgal et al. Final report for the “Melt-Vessel Interactions” Project, April 15, 1999
- 53 J.M. Bonnet, J.M. Seiler, “Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI experiment”, ICONE-7057, 1999
- 54 L. Bernaz, “Etude de transfert de chaleur a la frontiere superieure d’un bain fluide avec dissipation volumique de puissance”, these en mecanique, l’Universite Joseph Fourier de Grenoble, 1998
- 55 V. Asmolov, S. Abalin, A. Surenkov, I. Gnidoi, V. Strizhov, Results of Salt Experiments Performed during Phase I of RASPLAV Project, RP-TR-33, RRC "Kurchatov Institute", 1998
- 56 A. I. Surenkov, S.S. Abalin, I.P. Gnidoi, V.F. Strizhov, Results of Salt Experiments on Simulation of Heat Transfer in the Corium Melt at the RASPLAV-A-Salt Facility, RP-TR-28, RRC "Kurchatov Institute", 1997
- 57 Большов Л.А., Кондратенко П.С., Стрижов В.Ф., Свободная конвекция тепловыделяющей жидкости. Успехи физических наук, том 171, номер 10, стр. 1069-1070, 2001.
- 58 Stuart W. et al., 1975, Correlating Equations for Laminar and Turbulent Free Convection From a Vertical Plate, International Journal of Heat and Mass Transfer, Volume 18, Issue 11, Pages 1323-1329.

- 59 Globe S. et al, 1959, Natural-Convection Heat Transfer in Liquids Confined by Two Horizontal Plates and Heated From Below." ASME. J. Heat Transfer. February 1959; 81(1): 24–28.
- 60 Филиппов А.С., Каменская Д.Д., Моисеенко Е.В., Развитие модели теплообмена в расслоенном расплаве для задач моделирования тяжелых аварий на АЭС кодом СОКРАТ/HEFEST, Известия Российской Академии Наук. Энергетика, № 5, стр. 108-128, 2023.
- 61 Sehgal B.R. et al.,1999, Final report for the “Melt-Vessel Interactions” Project
- 62 Quaini A., 2016, Étude thermodynamique du corium en cuve - Application à l'interaction corium/béton, Ph. D. Thesis presented at the University of Grenoble-Alpes
- 63 Seiler J.M., Froment K. Material Effects on Multiphase Phenomena in Late Phase of Severe Accidents of Nuclear Reactor, Multiphase Science and technology, Vol.12, No2, p.117-257, 2000.
- 64 RASPLAV, Application Report, OECD RASPLAV seminar, Minich, 2000
- 65 Кобзарь А.И.. Прикладная математическая статистика. Для инженеров и научных работников. – Москва: Физматлит. 2006.