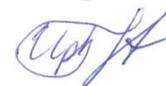


Федеральное государственное автономное образовательное
учреждение высшего образования
«Национальный исследовательский Томский политехнический университет»

На правах рукописи



Иркимбеков Руслан Александрович

ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В МОДЕЛЬНОЙ ТВС
ПРИ ТЕПЛОВЫХ ИСПЫТАНИЯХ
В ИМПУЛЬСНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ

01.04.14 – Теплофизика и теоретическая теплотехника

Диссертация
на соискание ученой степени
кандидата физико-математических наук

Научный руководитель
доктор физико-математических наук,
профессор Шаманин Игорь Владимирович

Томск – 2016

Оглавление

ВВЕДЕНИЕ.....	4
1. АНАЛИЗ МЕТОДОЛОГИИ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНЫХ ТВС.....	12
1.1. Методики определения энерговыделения в ТВС физического макета спектрометрическим методом. Свойства коэффициента корреляции	12
1.1.1. Методика измерения интенсивности γ -излучения активационных детекторов	12
1.1.2. Методика определения энерговыделения в ТВС по измеренной температуре.....	13
1.1.3. Методика определения энерговыделения модельной ТВС методом моделирования стационарного нейтронного поля в реакторе ИГР	15
1.1.4. Методика определения энерговыделения в активной зоне реактора	15
1.1.5. Калибровка ионизационных камер реактора ИГР.....	17
1.1.6. Экспериментальное определение динамики коэффициента корреляции	19
1.2. Выводы	24
2. ПРОСТРАНСТВЕННАЯ КИНЕТИКА РЕАКТОРА ИГР	26
2.1. Свойства модели точечной кинетики ИГР и кинетические параметры реактора.....	26
2.2. Вывод системы уравнений пространственной кинетики	29
2.3. Получение уравнения точечной кинетики как частный случай модели пространственной кинетики	37
2.4. Выводы	38
3. МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ РЕАКТОРА ИГР	40
3.1. Модель реактора для нейтронно-физических расчетов	40
3.1.1. Описание модели.....	40
3.1.2. Верификация модели	51
3.2. Описание модели для тепловых расчетов.....	55
3.2.1. Описание модели.....	55

3.2.2.	Верификация тепловой модели	61
3.2.3.	Оценка пределов применения адиабатического приближения	63
3.3.	Описание сеточной структуры модели пространственной кинетики	70
3.3.1.	Наложение сетки	70
3.3.2.	Композиция расчетной ячейки	75
3.4.	Описание модели пространственной кинетики	81
3.4.1.	Описание библиотек нейтронных данных	81
3.4.2.	Описание программы моделирования пространственной кинетики	86
3.4.3.	Верификация модели	92
3.5.	Выводы	96
4.	МОДЕЛИРОВАНИЕ ХОДА ЭКСПЕРИМЕНТА	98
4.1.	Физико-технические характеристики экспериментального устройства	98
4.2.	Результаты экспериментов	103
4.3.	Моделирование диаграммы импульса на реакторе ИГР с помощью программы пространственной кинетики	107
4.4.	Выводы	112
	ЗАКЛЮЧЕНИЕ	114
	СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ	116
	СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ	118

ВВЕДЕНИЕ

Диссертационные исследования направлены на изучение взаимосвязей кинетических параметров исследовательского реактора ИГР [1, 2] и энергетических параметров модельных ТВС, испытываемых в центральном экспериментальном канале реактора, в рамках разработанной пространственно-распределенной расчетной модели.

При проведении экспериментов с модельными ТВС на реакторе ИГР в условиях, имитирующих процессы, происходящие при развитии тяжелых аварий энергетических реакторов [3, 4], активная зона реактора ИГР подвергается разогреву до 1700 К. Это приводит не только к изменению свойств реактора, как размножающей среды, но и к изменению соотношений энерговыделений в реакторе и в модельной тепловыделяющей сборке (ТВС). Экспериментально и теоретически подтвержден факт, что при разогреве активной зоны ИГР соотношение между мощностью в модельной ТВС и мощностью реактора изменяется более чем на 10 % [5]. В результате возникают проблемы выполнения технических требований, предъявляемых к эксперименту - в частности, требований к диаграмме мощности в исследуемом топливе, и к зависимости мощности реакторной установки от времени. В свою очередь, некорректные экспериментальные данные осложняют анализ и интерпретацию экспериментов.

Таким образом, реализация заданного энерговыделения в топливе испытываемых ТВС и определение его значения по результатам испытаний являются одними из наиболее актуальных задач при проведении внутриреакторных импульсных исследований на реакторе ИГР.

Для определения энерговыделения в модельных ТВС, а также для решения задачи выбора параметров работы реактора ИГР в испытаниях до настоящего времени применялась, главным образом, методика предварительного экспериментального определения энерговыделения в исследуемом топливе спектрометрическим методом, и сопоставления этого энерговыделения с

энерговывделением в реакторе с последующим использованием полученного коэффициента корреляции для выбора режима работы реактора. Основным существенным недостатком этого метода, кроме прочих, является то, что технически и методически предварительные эксперименты могут быть проведены лишь в ограниченном диапазоне изменения температуры активной зоны реактора и, следовательно, значение упомянутого выше соотношения будет экспериментально обосновано только в области относительно низкой температуры реактора.

Одно из решений проблемы расширения температурной области, где возможно экспериментальное измерение энерговывделения в модельной ТВС для цели расчета значений соотношений энерговывделения в ТВС и в реакторе, было предложено Витюком В.А. [6]. Это решение было основано на использовании в уравнениях теплового баланса для модельной ТВС значений, измеренных в эксперименте температур всех ее конструктивных элементов, включая топливо. Было показано, что предложенная методика позволяет не только повысить точность определения энерговывделения в ТВС, но и может быть применена для переходных режимов испытаний. Вместе с тем, применение этой методики носит ограниченный характер по диапазону температуры активной зоны реактора, и эти ограничения обусловлены, в первую очередь, пределами работоспособности средств измерения температуры в модельной ТВС и количеством средств измерения температуры, которые могут быть использованы в затесненном экспериментальном объеме модельных ТВС.

Таким образом, на сегодняшний день единственным универсальным методом прогнозирования величины соотношения энерговывделения в модельной ТВС и в реакторе во всем диапазоне возможной температуры активной зоны реактора остается аналитический метод, основанный на совместном расчете системы «модельная сборка - реактор ИГР». Поэтому качественное проведение этого расчета имеет большое значение. Однако, стандартный метод расчета, применявшийся до настоящего времени, имеет ограниченный характер, поскольку основан на стационарном подходе, при котором температура реактора задается

произвольно и не учитывается реальная диаграмма изменения мощности и реальное распределение температуры в объеме активной зоны.

В настоящей работе представлена новая численная модель, основанная на решении системы дифференциальных уравнений пространственной кинетики реактора ИГР [7] с учетом локальных эффектов реактивности как функции объемного распределения температуры активной зоны, а также эффектов реактивности, обусловленных работой системы управления и защиты реактора – перемещением контролирующих стержней системы управления и защиты (СУЗ).

Эксперименты на реакторе ИГР отличаются незначительной продолжительностью, при этом процессы, происходящие в активной зоне реактора, можно считать адиабатными. Вместе с тем, в ходе любого эксперимента в активной зоне изменяется температура [8], что наряду с изменением положения стержней регулирования приводит к резким перераспределениям потока нейтронов по объему реактора.

Основным преимуществом представляемого подхода является то, что модель пространственной кинетики реактора ИГР учитывает все изменения, связанные с изменением теплового состояния активной зоны. Это позволяет вносить корректировки при прогнозировании экспериментов, а также точнее оценивать выделенную энергию в модельной сборке при анализе экспериментов с ее формоизменением.

Задача пространственной кинетики решалась с использованием ресурсов пакета программ MCNP. При этом следует подчеркнуть, что математическую модель допустимо использовать с любой программой, которая предназначена для решения задач расчета переноса нейтронов.

Таким образом, целью диссертационной работы является разработка трехмерной нестационарной модели реакторной установки ИГР, связывающей нейтронные и теплофизические процессы, а так же изучение динамики тепловой мощности в аварийной тепловыделяющей сборке в условиях моделирования аварии с несанкционированным вводом положительной реактивности.

Для достижения поставленной цели необходимо было решить следующие задачи:

- разработать пространственно-распределенную модель генерации тепловой мощности и изменения нейтронного потока, нейтронной мощности, его спектра в пределах элементарной ячейки;

- провести систематические расчеты параметров энергетического и нейтронного баланса в пределах элементарных ячеек произвольной конфигурации, а также оценить параметры процессов теплопереноса в области активной зоны;

- выполнить реализацию численной модели в программе “Dimensional kinetics” на языке VB 2008 с использованием данных о теплопереносе в активной зоне и коэффициентов переноса нейтронов, полученных ранее в теплофизических и нейтронных расчетах;

- провести верификацию важных узлов программы, провести вычисления температурного коэффициента реактивности (ТКР) по параметрам роста мощности;

- провести численные эксперименты по определению динамики энерговыделения в модельной сборке на основе реальных диаграмм мощности и параметров движения стержней регулирования.

Объект исследования.

Пространственно-временное распределение тепловой мощности, поля нейтронов и поля температуры по объему активной зоны реактора ИГР в области расположения модельной ТВС и в области размещения измерительных приборов. Связь измеряемых параметров реактора ИГР с его энергетическими параметрами и с энергетическими параметрами модельной сборки.

Предмет исследования.

Энергетические параметры модельной сборки, их связь с тепловыми параметрами активной зоны реактора ИГР и с показаниями измерительных приборов. Изменения параметров процесса переноса нейтронов, вызванные изменением геометрических и тепловых характеристик активной зоны.

Методы исследования.

Математическое и компьютерное моделирование динамики пространственного распределения поля температуры и потока нейтронов в активной зоне реакторной установки, включая испытываемую ТВС.

Расчетные и экспериментальные исследования с установлением зависимости между энергетическими параметрами модельной ТВС и состоянием активной зоны реактора ИГР при проведении импульсных экспериментов.

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

– разработана трехмерная нестационарная модель процессов энерговыделения в объеме активной зоны импульсной реакторной установки ИГР с учетом наличия в центральном экспериментальном канале испытываемой ТВС;

– в серии импульсных экспериментов на реакторе ИГР с использованием результатов измерений энергетических параметров активной зоны реактора определены значения пиковой мощности и интегрального энерговыделения в модельных ТВС.

Практическая значимость работы.

Предложенный подход к решению задачи кинетики реактора открывает новые возможности в изучении физики реактора ИГР. Такие параметры как пространственный ТКР и интерференция регулирующих стержней в программе пространственной кинетики учтены естественным образом через фундаментальные характеристики теплового и нейтронного баланса в активной зоне.

Созданная математическая модель, а так же методика ее реализации с использованием программ расчета теплового состояния активной зоны реактора и переноса нейтронов может претендовать на универсальность в сфере расчета пространственной кинетики аналогичных импульсных реакторов теплоемкостного типа.

С помощью созданной программы можно проводить полномасштабное расчетное моделирование экспериментов на реакторе ИГР; в том числе и экспериментов, связанных с формоизменением модельных ТВС (например,

плавлением и перемещением топлива, или конструкционных элементов сборки). Использование программы повысит качество планируемых экспериментов и качество послеэкспериментального анализа их результатов.

Достоверность полученных результатов подтверждается хорошим соответствием динамики температуры элементов модельных ТВС, рассчитанной в численных экспериментах, с одной стороны, и зарегистрированной, с другой стороны, по показаниям термопар (различия не более 5 %), а также результатами верификации разработанной модели в серии расчетов реакторной установки в "холодном" состоянии.

На защиту выносятся:

1. Пространственно-распределенная модель, описывающая динамику мощности в зависимости от таких управляющих факторов, как неравномерный разогрев активной зоны и перемещение управляющих стержней.

2. Результаты моделирования динамики мощности в экспериментальной тепловыделяющей сборке во всем рабочем температурном диапазоне исследовательского реактора ИГР.

3. Результаты анализа энергетических параметров, реализованных в экспериментальных тепловыделяющих сборках при проведении внутриреакторных импульсных экспериментов.

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Коэффициент корреляции тепловой мощности модельной ТВС растет с ростом температуры активной зоны реактора ИГР и с ростом температуры центральной графитовой втулки.

2. Температуру центральной графитовой втулки можно определить как функцию второго интеграла мощности реактора ИГР.

3. Адиабатическое приближение для расчетов разогрева активной зоны ИГР пригодно для описания разрушающих экспериментов.

Связь темы диссертации с планами научных работ.

Диссертационная работа выполнена:

- в рамках Федеральной целевой программы "Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007 - 2010 годы и на перспективу до 2015 года";
- в рамках работы по проекту МОН РК «Исследование нейтронного и теплового полей реактора ИГР» №ГР 0115РК01460;
- в рамках Республиканской целевой научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан»: за 2015-2017 гг., шифр Ц. 0346;
- по теме «Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники», №ГР 0109РК00537;
- по контракту EAGLE с Японским агентством по атомной энергии (JAEA, O-arai);
- по программе OJ-30461-0003A «Снижение обогащения на реакторах НЯЦ РК» с Аргонской национальной лабораторией.

Личный вклад диссертанта

Непосредственная разработка тепловой и нейтронно-физической модели реактора ИГР; разработка математической модели пространственной кинетики и ее программной реализации; разработка методических основ расчета энергетических параметров модельных ТВС в импульсных экспериментах на основе решения задачи пространственной кинетики; проведение расчетов и анализ полученных результатов, написание статей, докладов и отчетов о НИР.

Основные положения, результаты и рекомендации, отражающие исследования автора, докладывались на следующих семинарах и конференциях:

- восьмая международная конференция «Ядерная и радиационная физика» ICNRP-2011 (г. Алматы, Республика Казахстан, 20-23 сентября 2011 г);
- международная конференция молодых ученых и специалистов «Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии» (г. Алматы, Республика Казахстан, 6-8 июня 2012 г);

– десятый семинар «Ядерный потенциал Республики Казахстан» (г. Алматы, Республика Казахстан), 7-8 ноября 2013 г);

– конференция молодых ученых и специалистов «Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии» (г. Курчатов, Республика Казахстан, 14-16 мая 2014 г);

– 35-th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors RERTR-2014 (Вена, 12-16 октября 2014 г);

– восьмая международная научно-практическая конференция Computational and Informational Technologies in Science, Engineering and Education CITech – 2015 (г. Алматы, Республика Казахстан, 24-27 сентября 2015 г);

– International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization: материалы научно-практической конференции (Вена, 16-20 ноября 2015).

По материалам диссертационной работы опубликовано 18 печатных работ, в том числе 3 статьи в рецензируемых научных журналах и 9 работ в сборниках материалов конференций.

Выражаю искреннюю благодарность: научному руководителю диссертационной работы, д-ру физ.-мат. наук, профессору кафедры технической физики НИ ТПУ Шаманину И.В., руководителю работы на предприятии, канд. физ.-мат. наук, заместителю директора по испытаниям ИАЭ РГП НЯЦ РК Вуриму А.Д. за методическую и практическую помощь при выполнении исследований, а так же в процессе подготовки диссертации; сотрудникам отдела «Разработки и испытания реакторных устройств» за активное участие в разработке компьютерных моделей реактора ИГР; сотрудникам КИР ИГР за консультации в отношении экспериментов, выполненных на реакторе ИГР, и по техническим характеристикам реактора.

1. АНАЛИЗ МЕТОДОЛОГИИ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНЫХ ТВС

1.1. Методики определения энерговыделения в ТВС физического макета спектрометрическим методом. Свойства коэффициента корреляции

Физические и методические исследования, выполненные с использованием физического макета, являются одним из этапов подготовки экспериментов. Исследования проводятся на реакторе ИГР в соответствии с программой пуска. В ходе физических и методических исследований проводится серия калибровочных пусков реактора ИГР. Основной целью данных пусков является определение соотношения между энерговыделением в топливе ТВС и энерговыделением в реакторе ИГР, объектом физических и методических исследований являлся физический макет экспериментального устройства.

1.1.1. Методика измерения интенсивности γ -излучения активационных детекторов

Гамма-спектрометрический метод основан на измерениях содержания накопившихся в мониторах продуктов деления ^{235}U , а именно, ^{140}Ba . Для каждого монитора определяется количество ядер ^{140}Ba на момент окончания пуска [9].

Методическую основу физических исследований, выполняемых на реакторе ИГР с физическим макетом экспериментального устройства, составляют:

- определение энерговыделения в топливе по числу делений;
- спектрометрический метод измерения интенсивности γ -излучения активационных детекторов.

Определение энерговыделения в топливе ТВС осуществляется по результатам спектрометрических исследований в соответствии с требованиями методики определения удельного энерговыделения в топливных детекторах [10].

Полная погрешность определения удельного энерговыделения по числу делений для топливных таблеток составляет 11% при доверительной вероятности $p=0,95$.

Согласно методике измерения интенсивности γ -излучения активационных детекторов спектрометрическим методом, производится облучение проволочных детекторов из меди. После облучения в реакторе медная проволока разделяется на отдельные участки для приведения условий измерения в соответствие с характеристиками γ -спектрометрического комплекса Canberra-InSpector с полупроводниковым детектором (ППД). Участки медной проволоки взвешиваются на весах ВЛР-200. Измеряется интенсивность γ -излучения ($E_{\gamma}=511$ кэВ), сопровождающего β -распад изотопа ^{64}Cu ($T_{1/2}=12,7$ ч) [11, 12]. Полная погрешность результатов измерения интенсивности γ -излучения при распаде ^{64}Cu составляет 2,2 % при доверительной вероятности $p=0,95$.

1.1.2. Методика определения энерговыделения в ТВС по измеренной температуре

Наличие измеренной температуры стенок ячейки натрия и ячейки аргона, а также температуры топлива нескольких твэлов и их оболочек, позволяет восстановить значение энерговыделения в топливе расчетным путем. При проведении расчетов подбираются такие значения мощности в реализованных диаграммах изменения мощности энерговыделения в ТВС, при которых наблюдается удовлетворительное совпадение расчетных и экспериментальных значений температуры в контролируемых точках. Недостатком такого подхода является то, что оценка качества совпадения результатов выполняется субъективно.

Для расчетов ранее использовался программный пакет SINDA/G [13, 14, 15], который позволяет создавать расчетные модели в трехмерном приближении. SINDA/G позволяет выполнить детальное описание теплонапряженных узлов, учитывать изменение теплофизических свойств материалов (теплоемкости, плотности и теплопроводности) в зависимости от давления и температуры, учитывать тепловые процессы, протекающие при фазовых переходах, и другие,

важные для описания теплообмена, свойства материалов и особенности конкретной конструкции.

В качестве исходных данных используются результаты измерения температуры и диаграммы изменения мощности реактора ИГР для каждого эксперимента. Для проведения расчетов используется трехмерная расчетная модель, которая подробно описывает ТВС и конструкцию физического макета в целом [16] (фрагмент расчетной модели изображен на рисунке 1).

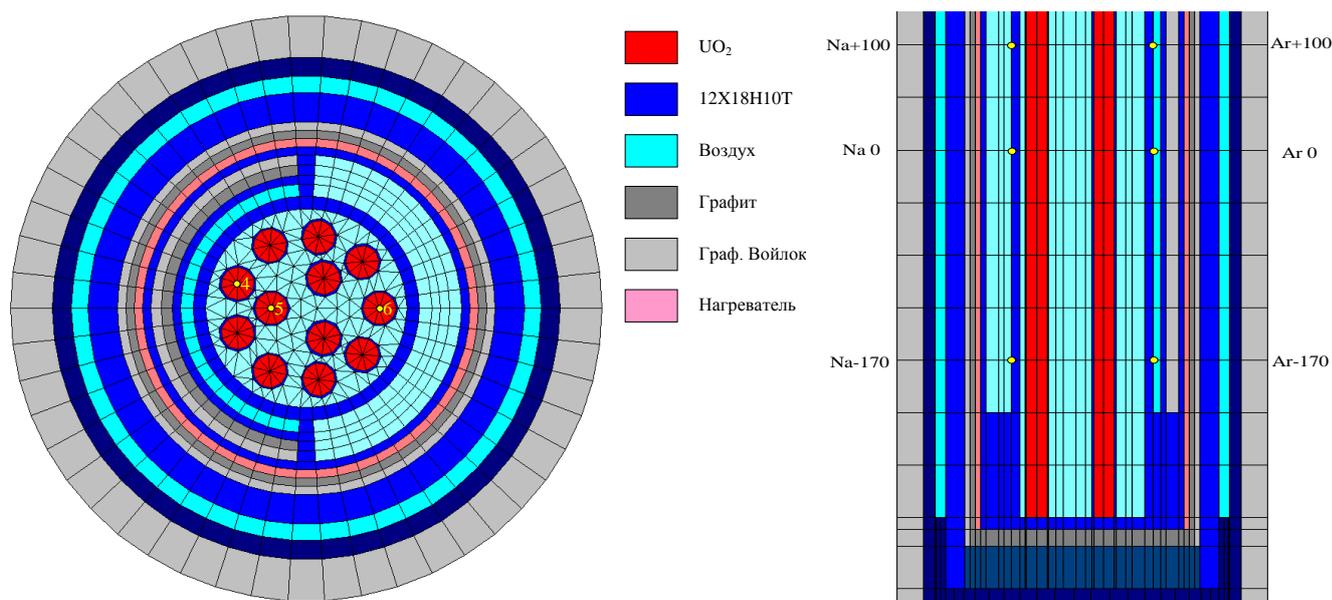


Рисунок 1 – Фрагмент расчетной модели блока плавления физического макета экспериментального устройства WF

При проведении расчетов использовались программные блоки теплофизических свойств материалов, сформированные на основе библиотеки теплофизических свойств материалов Аргонской национальной лаборатории теплофизических свойств стандартных материалов, приведенных в общей литературе [17, 18] и теплофизических свойств нетрадиционных материалов, используемых и проверенных в расчетах, выполняемых по проекту COTELS, такие как MOX-топливо [19], кориум [20].

В настоящее время для проведения тех же расчетов используется программный комплекс ANSYS Work Bench 14.5.7 [21] с модулями ANSYS Mechanical и ANSYS CFD.

1.1.3. Методика определения энерговыделения модельной ТВС методом моделирования стационарного нейтронного поля в реакторе ИГР

В качестве основного расчетного кода для проведения нейтронно-физического расчета реактора ИГР применяется программа MCNP [22, 23], реализующая численный метод Монте-Карло [24].

Расчет энерговыделения в экспериментальном устройстве и его отношение к мощности реактора, как правило, производится для холодного состояния реактора. Эти результаты легко верифицировать с экспериментальными методиками, описанными выше. Как правило, экспериментальные и расчетные исследования для холодного реактора совпадают в пределах погрешности.

Для проведения расчетов используется трехмерная расчетная модель реактора ИГР, подробно описывающая его активную зону [25, 26]. В данной модели достраивается фрагмент модельной ТВС, находящийся в активной зоне реактора (фрагмент расчетной модели ТВС изображен на рисунке 2).

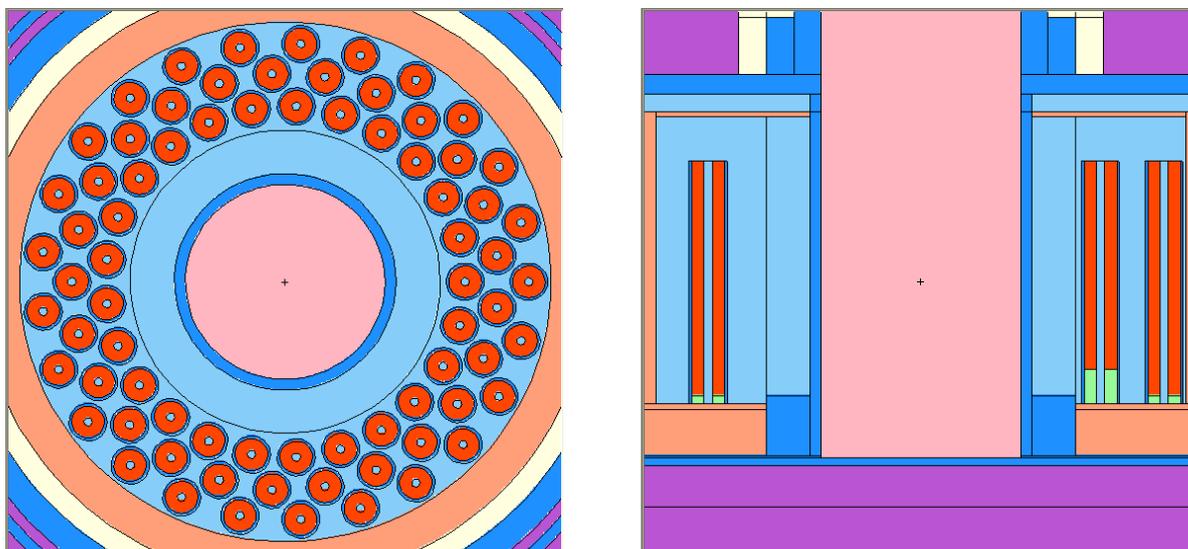


Рисунок 2 – Фрагмент расчетной модели блока плавления физического макета экспериментального устройства

1.1.4. Методика определения энерговыделения в активной зоне реактора

В основе способа определения энерговыделения в реакторе ИГР, при проведении физических и методических исследований с облучаемыми

устройствами, лежат измерения нейтронных потоков ионизационными камерами штатной системы измерения мощности реактора ИГР.

Активная зона реактора ИГР имеет относительно небольшие размеры, загрузка ОУ в центральный экспериментальный канал вызывает деформацию нейтронного поля в объеме активной зоны, отношение тока ионизационной камеры к мощности реактора изменяется, в связи с чем возникает необходимость уточнения этого параметра. Для этого необходимо проведение пуска реактора в режиме «Вспышка». Считается, что параметры реактора (максимальная мощность, энерговыделение в активной зоне и др.) при реализации данного режима не зависят от загрузки ЦЭЖ, определяются только величиной положительной реактивности, введенной в активную зону реактора, и связаны с ней известными для реактора зависимостями. Регистрируемые в процессе такого пуска токи ионизационных камер дают выраженное в токовом эквиваленте изменение мощности реактора.

Соотношение тока ионизационной камеры и мощности реактора вычисляется как отношение интегрального тока камеры к энерговыделению в активной зоне реактора, полученной расчетным путем по зависимости энерговыделения во «Вспышке» от начального скачка реактивности [27]:

$$J_{\text{всп}} = 0.41 + 0.209\rho_0 + 0.125\rho_0^2 \text{ [y.e.]} \quad (1)$$

В последующем, мощность и энерговыделение реактора определяются как величины, пропорциональные току и интегралу тока ионизационных камер, соответственно.

Полученное отношение тока ионизационной камеры к мощности реактора считается постоянным вне зависимости от теплового и физического состояния активной зоны и применяется для расчета мощности и энерговыделения в активной зоне реактора при проведении эксперимента.

В качестве дополнительного, применяется способ определения энерговыделения в реакторе ИГР по разогреву его активной зоны. Недостатком

этого способа является пониженная точность, обусловленная методической погрешностью измерения температуры активной зоны реактора.

1.1.5. Калибровка ионизационных камер реактора ИГР

Рассмотрим калибровку измерительных устройств реактора на примере проведения пусков с устройством FD. Проводится калибровочный пуск реактора в режиме «Вспышка» 166Ф-4В. В ЦЭК реактора помещен физический макет ЭУ FD. По результатам регистрации токов ИК10 и ИК13 определен начальный период разгона реактора с использованием зависимости для расчета начального скачка реактивности, который составил 1,761 $\beta_{эфф}$, определяемого по формуле обратных часов.

$$\rho = \frac{l}{T+l} + \frac{T}{T+l} \sum_i \frac{\beta_i}{1+\lambda_i T}. \quad (2)$$

Определено энерговыделение в активной зоне реактора по зависимости (1). Энерговыделение в пуске составило 1,166 у.е.хс. или 291,3 МДж. Используя значения интегральных токов штатных ИК и энерговыделения, реализованных в пуске, определены переводные коэффициенты токов ИК в мощность реактора (ПКТМ). Данные представлены в таблице 1.

$$\text{ПКТМ} = \frac{I_{ИК}}{J_{всп}} [\text{у.е.}]. \quad (3)$$

Таблица 1 – Данные калибровочного пуска

Пуск 166Ф-4В	ИК4	ИК6	ИК14	ИК15
Интегральный ток, мкАхс	692,4	67,8	664,4	87,2
ПКТМ, мкА/у.е.	594,3	58,2	570,3	75,2

Используем полученные результаты для определения энерговыделения в реакторе в режимах «Импульс». Проводится физический пуск 166Ф-2 в режиме «Импульс». В ЦЭК реактора помещен физический макет ЭУ FD с монитором энерговыделения для оценки энерговыделения в топливе экспериментального устройства. Используя ПКТМ, полученные по результатам пуска 166Ф-4В (таблица 1), определено значение энерговыделения в реакторе ИГР по интегральным токам ИК4 и ИК14. Данные приведены в таблице 2. Можно видеть, что различия в данных составляют менее 1 %. Энерговыделение в данном пуске на порядок меньше, чем в калибровочном.

Таблица 2 – Результаты измерения энерговыделения в реакторе

Пуск 166Ф-2	ИК4	ИК14
Интегральный ток, мкАхс	38,87	37,1
Энерговыделение, у.е.хс	0,0654	0,0651
Среднее значение энерговыделения, у.е.хс	0,0653	

Проводится физический пуск 166Ф-9 в режиме «Импульс». В ЦЭК реактора помещен физический макет ЭУ FD. Энерговыделение в пуске определено по токам ИК с использованием ПКТМ, полученным в пуске 166Ф-4В (таблица 1). Данные приведены в таблице 3. Можно видеть, что различия в данных составляют около 3 %. Энерговыделение в данном пуске на порядок больше, чем в калибровочном.

Таблица 3 – Результаты измерения энерговыделения в реакторе

Пуск 166Ф-9	ИК4	ИК6	ИК14	ИК15
Интегральный ток, мкАхс	6163	617,7	5992,8	773,5
Энерговыделение, у.е.хс	10,37	10,61	10,5	10,28
Среднее значение энерговыделения, у.е.хс	10,44			

1.1.6. Экспериментальное определение динамики коэффициента корреляции

Рассмотрим один из примеров наиболее детального изучения параметров модельной ТВС. В работе [28] приведено описание и основные результаты физических и методических исследований, выполненных с использованием физического макета экспериментального устройства WF, детекторов деления, активационных детекторов и датчиков температуры.

Выполнен анализ результатов измерений температуры элементов конструкции чехла ТВС, оболочек твэлов и топлива, анализ результатов измерений энерговыделения в топливе модельной ТВС и интенсивностей γ -излучения активационных детекторов. Определены соотношения между энерговыделением в топливе ТВС, мониторах энерговыделения и в реакторе ИГР.

Основной целью внутриреакторных исследований являлось определение соотношения между энерговыделением в топливе ТВС и энерговыделением в реакторе ИГР, необходимого для выбора режима работы реактора ИГР при проведении эксперимента WF.

В процессе проведения внутриреакторных исследований решались следующие основные задачи:

- измерение распределения энерговыделения в топливе ТВС;
- определение связи между энерговыделением в ТВС и температурой основных элементов конструкции чехла ТВС и топлива;
- оценка величины соотношения между флюенсом нейтронов в силовом корпусе физического макета WF и энерговыделением в реакторе во всем диапазоне возможного энерговыделения в реакторе;
- отработка технологии реализации диаграммы изменения мощности в реакторе, удовлетворяющей условиям проведения эксперимента WF;
- измерение величины разогрева силового корпуса, обусловленного взаимодействием реакторного излучения с нержавеющей сталью 12X18H10T, из которой изготовлен силовой корпус.

Особенностью выполненных исследований является то, что энерговыделение в топливе ТВС было определено двумя независимыми методами – по результатам спектрометрических измерений в физическом пуске 164Ф-8, и по результатам измерения температуры в методических пусках 164Т-10, 164Т-11 и 164Т-12. Это подход позволил установить искомые соотношения для таких значений энерговыделения в топливе ТВС, которые невозможно измерить спектрометрическим методом. Энерговыделение в реакторе было определено по показаниям нейтронных камер системы управления и защиты (СУЗ) реактора ИГР.

Основные параметры пусков реактора ИГР при проведении физических и методических исследований были определены по показаниям ионизационных камер СУЗ реактора и приведены в Таблице 4

Таблица 4 – Основные параметры реактора при проведении физических и методических исследований

Номер пуска	Режим работы реактора	Интегральное энерговыделение АЗ, МДж	Конечная температура АЗ, °С
164Ф-8	импульс	15	26
164Т-10	вспышка	325	143
164Т-11	импульс	520	182
164Т-12	импульс	865	254
164Т-15	импульс	3930	769
164Т-16	импульс	2020	458
164Т-17	импульс	710	226
164Т-18	импульс	5075	959

Спектрометрические измерения явились основной составляющей процесса определения энерговыделения в топливе ТВС и в мониторах энерговыделения [29, 30].

Анализ результатов спектрометрических измерений активационных детекторов был выполнен с целью количественной оценки величины изменения

отношения флюенса нейтронов к энерговыделению реактора по мере увеличения энерговыделения в реакторе. Анализ выполнен с учетом допущения пропорциональности интенсивности γ -излучения медных активационных детекторов и флюенса тепловых нейтронов.

По результатам спектрометрических измерений медных активационных детекторов, облученных в пусках 164Ф-15, 164Ф-16, 164Ф-17 и 164Ф-18, [31], рассчитано отношение интенсивности γ -излучения активационных детекторов к энерговыделению в активной зоне ИГР и относительное изменение флюенса тепловых нейтронов, путем нормирования величины отношения интенсивности γ -излучения активационных детекторов на значение этого отношения в пуске 164Ф-17 (Таблица 5).

Таблица 5 – Результаты спектрометрических измерений медных активационных детекторов

Индекс пуска	Энерговыделение в реакторе, МДж	Отношение интенсивности γ -излучения детектора к энерговыделению в АЗ ИГР, (имп/с·мг)/МДж
164Ф-15	3930	0,04507
164Ф-16	2020	0,04802
164Ф-17	710	0,04809
164Ф-18	5075	0,05005

Зависимость относительного изменения флюенса тепловых нейтронов от энерговыделения в реакторе (Рисунок 3) показывает, что происходит увеличение отношения флюенса тепловых нейтронов внутри силового корпуса к энерговыделению в реакторе приблизительно на 2...2,5 % на 1 ГДж энерговыделения в реакторе за счет увеличения температуры активной зоны.

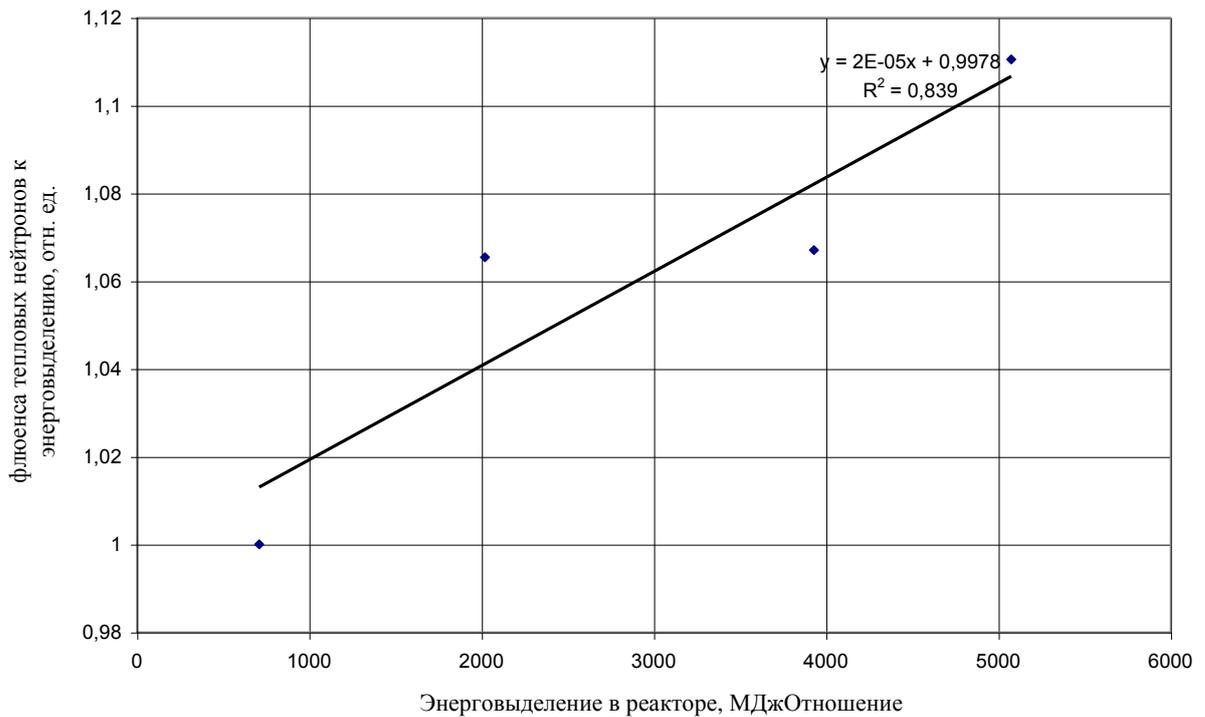


Рисунок 3 – Зависимость отношения флюенса нейтронов к энерговыделению в активной зоне от интегрального значения мощности ИГР

Как видно из рисунка 3, изменение распределения плотности потока нейтронов по объему активной зоны, с увеличением энерговыделения в активной зоне реактора ИГР, обусловленное уменьшением эффективных сечений захвата и деления, при увеличении энергии тепловых нейтронов в результате их термализации в графите с более высокой температурой, приводит к непропорциональному увеличению флюенса тепловых нейтронов в месте размещения монитора.

Отношение между энерговыделением в модельной ТВС с монитором и энерговыделением в реакторе (Рисунок 4, 5), имеет линейный характер. Это означает, что при энерговыделении в реакторе, не превышающем 865 МДж, перераспределением плотности потока тепловых нейтронов по активной зоне реактора, обусловленным ее разогревом, можно пренебречь.

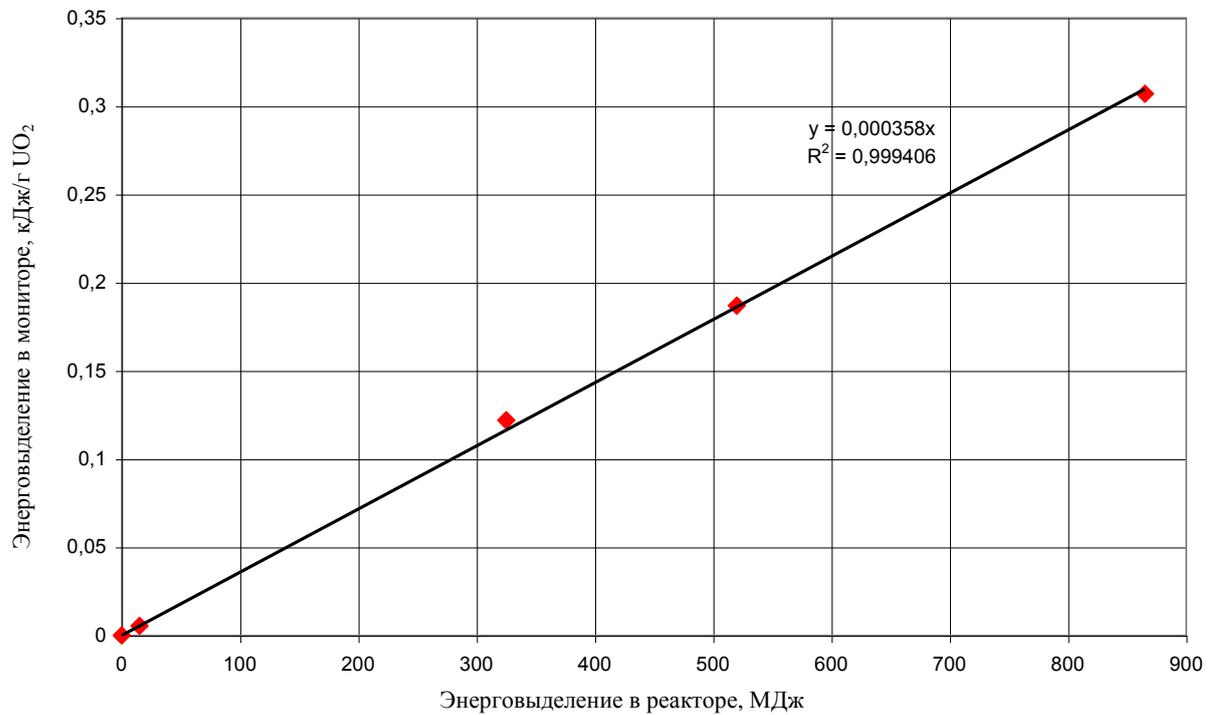


Рисунок 4 – Соотношение энерговыведения в мониторе и в реакторе для физического макета WF

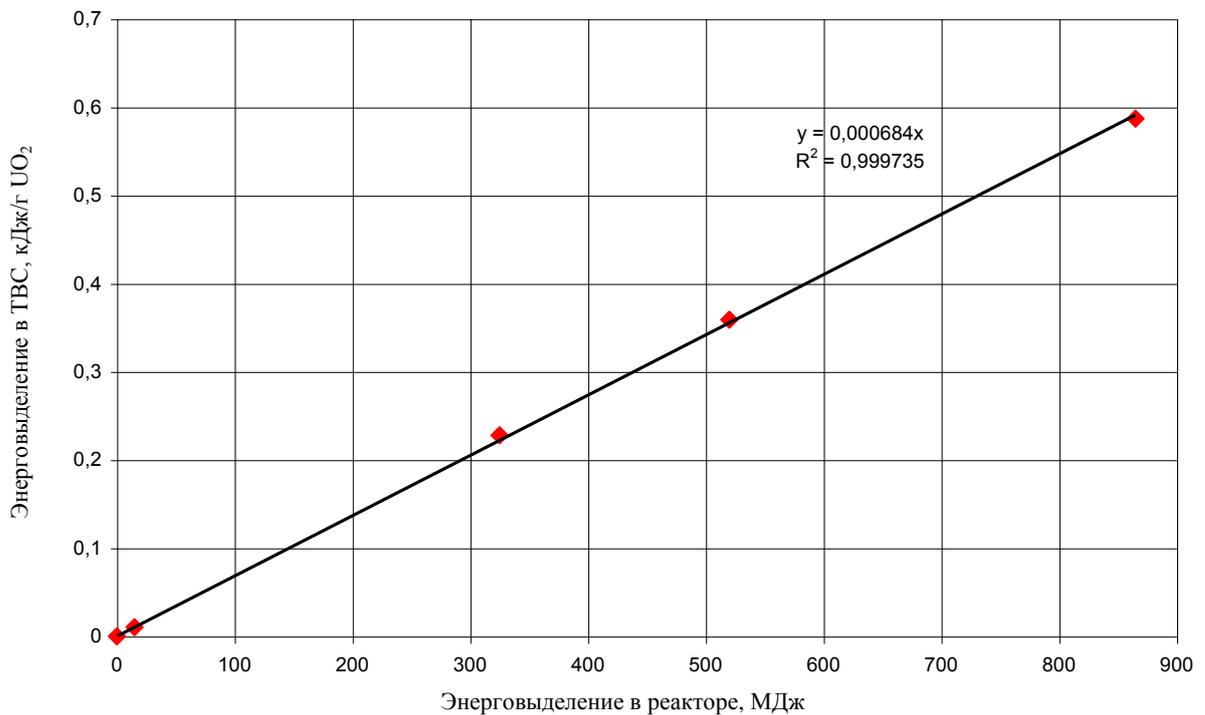


Рисунок 5 – Соотношение энерговыведения в ТВС и в реакторе для физического макета WF

В таблице 6 приведены расчетные и экспериментальные данные определения коэффициента корреляции в различных экспериментах на реакторе

ИГР [32, 33, 34, 35]. Данные характеристики измерены на низких уровнях облучения. Результаты измерения хорошо сходятся с рассчитанными параметрами экспериментального устройства в холодном состоянии. Но данные методы не учитывают возможность изменения под влиянием изменения теплофизических параметров модельной ТВС, реактора ИГР и режимов испытаний [36, 37].

Таблица 6 – Расчет и экспериментальное измерение коэффициента корреляции

Эксперимент	Экспериментальные данные	Расчетные данные
ID1	1.056e-6	Нет данных
ID3	7.855e-7	7.804E-07
ID4	7.560e-7	7.804E-07
FD	1.058e-6	1.062e-7
SFD	7.794e-7	7.635e-7

1.2. Выводы

Внутриреакторные испытания реакторного топлива являются наиболее представительными экспериментами для получения достоверных результатов по определению его теплоэнергетических параметров в переходных и аварийных режимах работы энергетических реакторов. Уникальные физико-технические и нейтронно-физические характеристики, а также многолетний опыт проведения экспериментальных исследований, позволяют рассматривать реактор ИГР как инструмент для проведения динамических испытаний новых типов реакторного топлива в моделирующих реакторных экспериментах [38, 39].

Специфическим требованием к качеству внутриреакторного эксперимента является наличие обоснованной и верифицированной методики оценки параметров испытаний, позволяющей подбирать режимы испытаний для получения приемлемой точности экспериментальных результатов.

Дополнительную проблему создает факт значительного изменения связи мощности реактора с мощностью модельной ТВС в процессе эксперимента. Данное изменение обусловлено сильным разогревом активной зоны и изменением положения органов регулирования. Современные расчетно-теоретические и экспериментальные методы определения мощности ТВС позволяют оценить ее мощность с полной погрешностью до 30 % к концу пуска. Это позволяет получить общее представление о мощности модельной ТВС в ходе пуска, но детальное изучение параметров ТВС возможно только расчетными методами. Также развитие расчетных методов открывает возможность изучения энергетических параметров ТВС и после ее деформации, когда многие экспериментальные приборы выходят из строя.

Таким образом, существует проблема моделирования нейтронно-физических и тепловых процессов происходящих в горячей активной зоне реактора ИГР и модельной сборке. Сущность данной проблемы состоит в сложной зависимости состояния нейтронного поля от текущего физического состояния активной зоны, что в свою очередь ведет к сложности прогнозирования хода эксперимента.

Решение данной проблемы видится в разработке новых методов компьютерного моделирования экспериментов на реакторе ИГР. В частности, предложено создание пространственной модели кинетики реактора ИГР [40]. Основная идея данного способа состоит в совместном пространственно-распределенном динамическом моделировании нейтронных и тепловых процессов.

2. ПРОСТРАНСТВЕННАЯ КИНЕТИКА РЕАКТОРА ИГР

2.1. Свойства модели точечной кинетики ИГР и кинетические параметры реактора

Разработка и программная реализация точечной модели кинетики реактора ИГР необходима для понимания физических процессов, связанных с контролем мощности реактора посредством органов регулирования. Основным моделируемым параметром является усредненный поток нейтронов в однокрупном приближении в активной зоне, значение которого предполагается постоянным по отношению к мощности реактора. Такая характеристика реактора хорошо описывается уравнением кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов, [41, 42, 43], которое выводится на основе баланса нейтронов в некоторой точке, интегрирующей в себе размножающие и физические свойства активной зоны, и не учитывает пространственных эффектов:

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t)-1}{l} \cdot n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i \cdot c_i(t) + s, \\ \frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} \cdot n(t) - \lambda_i \cdot c_i(t), \end{cases} \quad (4)$$

Решение задачи по определению мощности реактора ИГР в зависимости от введенной реактивности сводится к решению уравнения кинетики (4) с учетом изменения реактивности за счет роста температуры активной зоны и движения регулирующих стержней.

Результаты моделирования точечной кинетики реактора ИГР используются во многих прикладных решениях по управлению реактором во время различных экспериментов. На основе решения точечной кинетики проведена модернизация системы АРМ [44]. Выполнены работы по расчету параметров

модернизированного реактора ИГР с топливом пониженного обогащения [45, 46, 47, 48].

При решении задачи выбора диаграммы мощности для эксперимента с имитацией тяжелой аварии существенную роль играет сложная зависимость между мощностью модельной ТВС и мощностью реактора. Несмотря на впечатляющие успехи решения данной проблемы экспериментальными методами, в том числе и с использованием измерений косвенных параметров, остается актуальной задача пространственного моделирования динамики нейтронного поля в объеме активной зоны для теоретического обоснования возможности и безопасности эксперимента. Компьютерное моделирование, в свою очередь, открывает возможность определения энергетических параметров, не поддающихся прямому измерению в экспериментах после формоизменения модельной ТВС [49, 50].

Невозможность установить закон корреляции мощности модельной ТВС с мощностью реактора в рамках точечной модели кинетики связана с упрощенностью применяемых моделей. В частности длительность эксперимента, диаграмма мощности и движения органов СУЗ создают уникальное температурное поле, влияющее на коэффициент связи мощности модельной ТВС и реактора [51, 52]. Анализ экспериментальных и расчетных данных показывает, насколько результаты исследований температурного коэффициента реактивности, показанные графически, зависят от методов определения [53, 54, 55, 56] (Рисунок 6).

Сложное взаимодействие органов СУЗ также приводит лишь к приближенному моделированию ввода положительной реактивности. Дифференциальная характеристика любого стержня из органов СУЗ является функцией температуры [57], положения остальных органов регулирования и характеристик модельной ТВС [58] (Рисунок 7).

Несмотря на указанные недостатки, точечная модель отлично справляется с задачей определения мощности реактора ИГР, что дает основание для

совершенствования компьютерных методов моделирования процессов в его активной зоне.

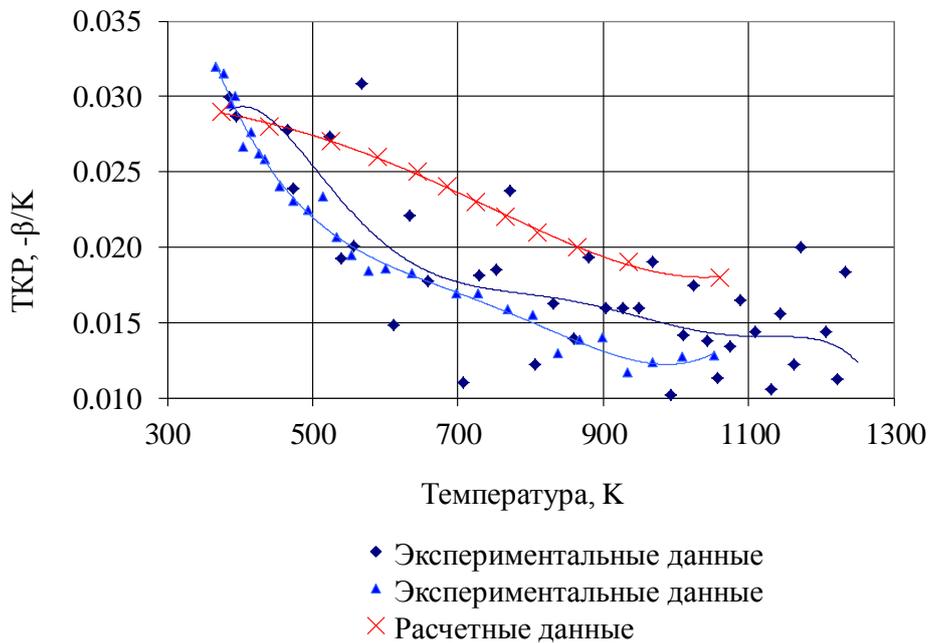


Рисунок 6 - Зависимость ТКР ИГР от температуры

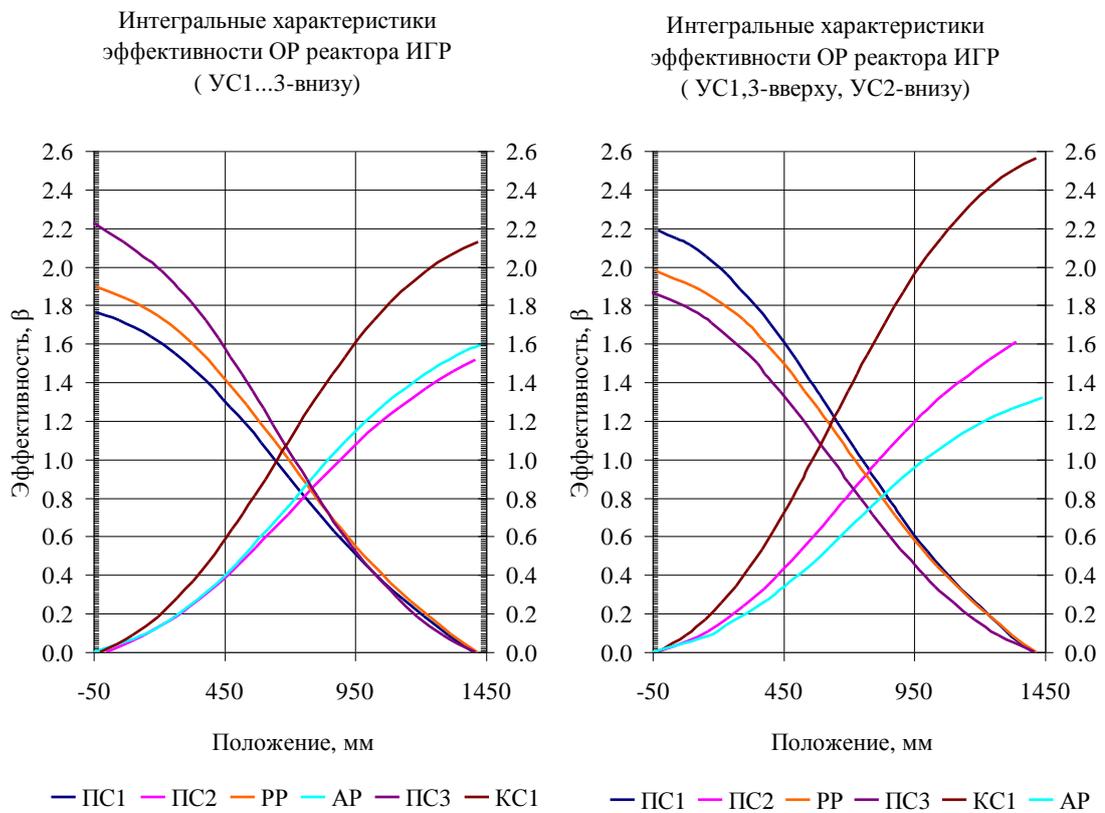


Рисунок 7 - Интегральная характеристика эффективности стержней регулирования

2.2. Вывод системы уравнений пространственной кинетики

Целью данной работы является разработка математической модели и компьютерного расчетного кода пространственной кинетики для компьютерного моделирования изменения характеристик исследовательского импульсного графитового реактора ИГР.

Кинетический расчетный код, который планируется создать, позволит систематизировать на высоком качественном уровне накопленный опыт эксплуатации реактора ИГР включающий исследования особенностей трехмерного теплового и нейтронного поля [59, 60, 61, 62]. Использование такой программы повысит качество планируемых экспериментов и качество после экспериментального анализа. В ранних попытках трехмерного моделирования эксперимента на реакторе ИГР, описанных в работе [63], применяются методики, которые не учитывают транспорт тепловой энергии по объему активной зоны [64, 65]

Математическая модель основана на решении уравнений нейтронного баланса в элементарной ячейке и в узком энергетическом диапазоне. Математическая модель представлена в виде системы уравнений, описывающих разогрев активной зоны, обмен нейтронами между элементарными ячейками и их термализацию. Это позволяет учесть специфические особенности системы регулирования мощности реактора, расположения экспериментальных полостей, изменения поля температуры и широкого диапазона эксплуатационных режимов.

Рассмотрим баланс нейтронов с энергией $E \in (E_i, E_i + dE)$ в элементарном объеме dV , расположенном в окрестности некоторой произвольной точки в пределах области активной зоны реактора ИГР:

$$\Delta n_{E_i} = n_{in} - n_{out} + n_{E_{i+1}} - n_{E_{i-1}} + n_v - n_a. \quad (5)$$

Используя зависимость (5), можно вычислить нейтронный баланс в каждой элементарной ячейке, в каждом элементарном диапазоне энергии нейтрона, и составить карту температурной зависимости каждого слагаемого.

При решении задачи переноса нейтронов не применим классический набор параметров точечной модели кинетики, таких как реактивность, среднее время жизни мгновенных нейтронов, коэффициент реактивности. Вместо них используется набор параметров, которые должны переходить к классическим, в случае точечной модели кинетики. Ниже приведено описание этих классических параметров и их аналоги в пространственной модели кинетики.

Реактивность

Реактивность связана с коэффициентом размножения среды.

$$\rho = \frac{k-1}{k} \cdot \frac{1}{\beta_{эфф}}. \quad (6)$$

В свою очередь коэффициент размножения, это отношение эмиссии нейтронов к потерям нейтронов в системе, в течение среднего времени жизни одного поколения нейтронов:

$$K_{эфф}(t) = \frac{(1-P) \cdot \sum_i [(v_i \cdot \sigma_{fi} + 2 \cdot \sigma_{2ni}) \cdot N_i(t)]}{\sum_i [(\sigma_{fi} + \sigma_{ai} + \sigma_{2ni}) \cdot N_i(t)]}, \quad (7)$$

где $N_i(t)$ – количество ядер i -го изотопа в момент времени t ;

P – потери нейтронов в активной зоне реактора,

v_i – число вторичных нейтронов i -го изотопа,

σ_{fi} – сечение реакции деления i -го изотопа,

σ_{2ni} – сечение реакции $(n, 2n)$,

σ_a – сечение реакции захвата нейтрона без деления.

Другими словами, коэффициент размножения, это параметр целой системы, которая не обменивается нейтронами с окружающей средой. Для описания отдельных пространственных зон, между которыми осуществляется перенос нейтронного поля, необходимо перейти к набору параметров эмиссии и потери нейтронов в каждой ячейке. В результате записи баланса нейтронов получим систему уравнений пространственной кинетики:

$$\frac{dn_{Ei,j}(t)}{dt} = [v_{Ei}J_{f,j}(1-\beta) - J_{a,j} + \sum S_j(m) - \sum S_m(j)]n_{Ei,j}(t) + S_{Ei+1}n_{Ei+1,j}(t) - S_{Ei}n_{Ei,j}(t), \quad (8)$$

где $n_{Ei,j}(t)$ – концентрация нейтронов в фазовой ячейке (элементарная ячейка, взаимодействующая с другими элементарными ячейками в пространстве и ячейками на других уровнях энергии нейтрона), 1/см³;

$J_j = \sigma_j N_j V_{Ei}$ – скорость реакции на один нейтрон в фазовой ячейке, 1/с;

$S_m(j)$ – ток нейтронов через площадь взаимодействия на один нейтрон в фазовой ячейке, 1/с;

S_{Ei} – ток нейтронов между энергетическими уровнями, 1/с;

индекс j – идентификатор пространственной ячейки под номером j ;

индекс m – идентификатор пространственной ячейки под номером m ;

индекс i – идентификатор уровня энергии нейтронов.

Как видно, в данной системе нельзя перейти к уравнению, выраженному через коэффициент размножения и время жизни нейтронов, оставаясь в рамках пространственной модели. Но, возможно сделать это при сворачивании пространственной модели в точечную, что будет показано ниже.

Среднее время жизни мгновенных нейтронов

Этот параметр описывает время жизни нейтрона в системе в целом [66]. Он зависит от вероятности нейтрона поглотиться в системе или покинуть ее. В случае пространственной кинетики данный параметр теряет смысл, поскольку в уравнении баланса нейтронов мы рассматриваем время жизни нейтрона в

элементарной фазовой ячейке. Это время определяется вероятностью вылета нейтрона из пространственной ячейки, поглощением, либо рассеянием. Таким образом, время жизни нейтрона в фазовой ячейке существенно меньше времени жизни нейтронов в реакторе.

Используемые параметры эмиссии поглощения рассеяния и потери нейтронов несут полную информацию о динамике нейтронного поля со временем.

Температурный коэффициент реактивности

Опираясь на систему уравнений баланса нейтронов в элементарной ячейке, ТКР опишем снижением способности тепловых нейтронов отдавать свою энергию замедлителю. Параметры, связанные с нейтронными реакциями, будем считать независимыми от температуры. Применительно к реактору ИГР это допустимо, поскольку композиция активной зоны реактора практически не имеет резонансов в тепловой области энергии. Перепишем уравнение (8) в соответствии с этими утверждениями:

$$\frac{dn_{Ei,j}(t)}{dt} = [v_{Ei} J_{f,j}(1-\beta) - J_{a,j} + \sum S_j(m) - \sum S_m(j)] n_{Ei,j}(t) + S_{Ei+1}(T) n_{Ei+1,j}(t) - S_{Ei}(T) n_{Ei,j}(t), \quad (9)$$

Снижение замедляющей способности с ростом температуры замедлителя приводит к смещению максимума в распределении плотности тепловых нейтронов в область более высоких энергий и, как следствие, изменению суммарного поглощения и эмиссии нейтронов.

При сворачивании пространственной модели в точечную, все коэффициенты должны свернуться в значение классического ТКР реактора. В свою очередь, классическое определение ТКР реактора ИГР сильно зависит от текущей конфигурации активной зоны. Пространственная модель кинетики реактора сглаживает этот эффект.

Регулировочная характеристика органов регулирования

Поскольку в классической кинетике регулировочная характеристика задана в терминах реактивности, то в данной модели регулировочная характеристика стержней должна быть пересчитана в фундаментальных параметрах, как влияние на количество поглощенных нейтронов (5).

Таким образом, можно естественным образом моделировать интерференцию стержней регулирования.

Расчет выделенного тепла

В предлагаемую модель кинетики входит температура элементарной ячейки для учета эффектов, связанных с изменением температуры. Поэтому важно рассчитать поле температуры в объеме активной зоны реактора. Поскольку эксперименты, связанные с разрушением модельной сборки на реакторе ИГР, длятся в течение порядка ста секунд, то процесс разогрева активной зоны можно считать адиабатным. Функция, описывающая изменение температуры во времени задается в неявном виде, в зависимости от динамики мощности:

$$\int W_j(t)dt = m_j \int C_p(T_j)dT_j, \quad (10)$$

где $C_p(T_j)$ – средняя теплоемкость элементарной ячейки под номером j ;

$W(t)$ – балансовая мощность в элементарной ячейке в момент времени t .

$$W_j(t) = W_{j_n}(t) + W_{j_{in}}(t) + W_{j_{out}}(t), \quad (11)$$

где $W_{j_n}(t)$, $W_{j_{in}}(t)$, $W_{j_{out}}(t)$ выделенная в ячейке, перенесенная в ячейку и выведенная из ячейки мощность соответственно.

Таким образом, задача определения поля температуры по активной зоне сводится к решению задачи пространственного распределения мощности. Пространственно-временное распределение мощности будет отличаться от пространственно-временного распределения поля нейтронов вследствие переноса

энергии γ -квантами и нейтронами, и наличия источников запаздывающего излучения мощности.

Источники энергии в реакторе делятся на мгновенные и запаздывающие. Энергия мгновенных источников - это энергия осколков деления и энергия мгновенных гамма-квантов, выделяющихся при делении, и при радиационном захвате нейтрона.

Около 90 % тепловой энергии деления выделяется мгновенно или в течение одной миллисекунды. Оставшиеся 10 % выделяются при распаде продуктов деления. Наиболее распространенная формула, описывающая остаточное выделение мощности, – формула Вэй-Вигнера – не имеет параметров для описания запаздывающей мощности после кратковременных динамических нагрузок, характерных для реактора ИГР. В случае представленной модели, запаздывающее выделение энергии, связанное с падением потока нейтронов, учитывается естественным образом. Запаздывающее выделение мощности за счет распада источников γ и β излучений можно представить по аналогии с запаздывающими нейтронами, введением концентрации активного элемента – источника запаздывающего излучения энергии.

Пространственное выделение энергии задано следующим образом:

- кинетическая энергия осколков деления и энергия, связанная с поглощением α и β излучения, выделяется в области деления мгновенно;
- энергия мгновенных, запаздывающих гамма-квантов, и гамма-квантов, выделяющихся при радиационном захвате нейтронов, выделяется в соответствии с рассчитанным профилем мощности в MCNP;
- кинетическая энергия нейтронов преобразуется в тепловую энергию в области их рассеяния и поглощения;
- энергия нейтрино не преобразуется в тепловую энергию.

Предложена система уравнений, описывающая выделение мощности в реакторе:

$$\left\{ \begin{aligned} W_j(t) &= \left[\left((1 - \gamma_m - \gamma_z - \beta_z) q_0 \cdot J_{f,j} + J_{s,j} \right) n_j(t) \right] + \\ &+ \delta_{\gamma,j} \left(\lambda_w C_\gamma(t) + \sum_j (J_{f,j} q_0 \gamma_m + J_{\gamma,j} q_\gamma) n_j(t) \right) + \lambda_w \beta_z C_{\beta,j}, \\ \frac{dC_\gamma(t)}{dt} &= \sum_j [\gamma \cdot q_0 \cdot J_{f,j} n_j(t)] - \lambda_w C_\gamma(t), \\ \frac{dC_{\beta,j}(t)}{dt} &= \beta \cdot q_0 \cdot J_{f,j} n_j(t) - \lambda_w C_{\beta,j}(t); \end{aligned} \right. \quad (12)$$

где γ_m , γ_z , β_z – доля энергии мгновенного γ -излучения, запаздывающего γ -излучения и запаздывающего β -излучения соответственно;

$\delta_{\gamma,j}$ – доля γ -излучения в ячейке j ;

$\lambda_w = 1c^{-1}$ – константа распада элемента запаздывающего излучения;

$C_\gamma(t)$, $C_{\beta,j}(t)$ – концентрация источников запаздывающего излучения.

Таким образом, получим одnogрупповое приближение для описания процесса выделения энергии с учетом запаздывания.

Система уравнений пространственной кинетики

С учетом всего сказанного выше, запишем систему уравнений пространственной кинетики для шести групп запаздывающих нейтронов и одной группы источников запаздывающего теплового излучения:

$$\left\{ \begin{aligned}
\frac{dn_{Ei,j}(t)}{dt} &= \left[(v_{Ei} \sigma_{f,j} N_{f,j} (1-\beta) - \sigma_{a,j} N_{a,j}) V_{Ei} + \sum S_j(m) - \sum S_m(j) \right] n_{Ei,j}(t) + \\
&\quad + S_{Ei+1}(T_j) n_{Ei+1,j}(t) - S_{Ei}(T_j) n_{Ei,j}(t) + A_{Ei} \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t), \\
\frac{dC_{n,j}(t)}{dt} &= \sum_i \left[v_{Ei} \beta \cdot \sigma_{f,j} N_{f,j} V_{Ei} n_{Ei,j}(t) \right] - \lambda_n \cdot C_{n,j}(t), \\
W_j(t) &= \sum_i \left[V_{Ei} n_{Ei,j}(t) \left((1-\gamma_m - \gamma_z - \beta_z) q_0 \cdot \sigma_{f,j} N_{f,j} + \sigma_{s,j} N_{s,j} q_s \right) \right] \\
&\quad + \delta_{\gamma,j} \left(\lambda_w C_\gamma(t) + \sum_j \sum_i \left(\sigma_{f,j} N_{f,j} q_0 \gamma_m + \sigma_{\gamma,j} N_{\gamma,j} q_\gamma \right) V_{Ei} n_{Ei,j}(t) \right) + \lambda_w \beta_z C_{\beta,j}(t), \\
\frac{dC_\gamma(t)}{dt} &= \sum_j \sum_i \left[\gamma \cdot q_0 \cdot \sigma_{f,j} N_{f,j} V_{Ei} n_{Ei,j}(t) \right] - \lambda_w C_\gamma(t), \\
\frac{dC_{\beta,j}(t)}{dt} &= \sum_i \left[\beta \cdot q_0 \cdot \sigma_{f,j} N_{f,j} V_{Ei} n_{Ei,j}(t) \right] - \lambda_w C_{\beta,j}(t), \\
\int W_j(t) dt &= m_j \int C_p(T_j) dT_j.
\end{aligned} \right. \quad (13)$$

Запись в первой строке представляет собой систему уравнений баланса нейтронов в элементарной ячейке j в окрестности энергии нейтрона E_i , с учетом шести групп запаздывающих нейтронов. Коэффициент v отличен от нуля только в окрестности энергии нейтронов 2 МэВ и равен числу вторичных нейтронов деления. Коэффициент A равен единице только в окрестности энергии нейтронов 0,5 МэВ, во всех остальных случаях равен нулю. Это означает, что эмиссия нейтронов в элементарную ячейку за счет мгновенных нейтронов деления и запаздывающих нейтронов возможна только при соответствующих энергиях.

Запись во второй строке представляет собой систему уравнений, описывающих динамику изменения концентрации источников всех групп запаздывающих нейтронов в элементарной ячейке j .

Запись в третьей строке представляет собой систему уравнений выделения энергии в элементарной ячейке j , с учетом мгновенного выделения тепловой энергии за счет деления, за счет радиационного захвата нейтронов, за счет рассеяния нейтронов и за счет выделения запаздывающей тепловой энергии.

Запись в четвертой и пятой строке представляет собой систему уравнений, описывающих динамику изменения концентрации источников запаздывающего энерговыделения.

Запись в шестой строке связывает интегральную мощность с температурой элементарной ячейки j .

2.3. Получение уравнения точечной кинетики, как частный случай модели пространственной кинетики

Покажем, как при сворачивании системы уравнений пространственной кинетики может быть получено уравнение точечной кинетики. При этом используем следующие определения:

– время жизни мгновенного нейтрона обратно пропорционально скорости реакции его поглощения:

$$\frac{1}{l} = J_a = \sigma_a N_a \frac{\varphi(t)}{n(t)} \quad (14)$$

– вероятность нейтрона покинуть активную зону определяется как отношение тока нейтронов через наружную стенку отражателя S_{esc} к эмиссии мгновенных нейтронов:

$$P = \frac{S_{esc}}{\nu \cdot \sigma_f N_f \frac{\varphi(t)}{n(t)} (1 - \beta)}. \quad (15)$$

Тогда уравнение кинетики в точечном шестигрупповом приближении получается следующим образом:

$$\begin{aligned}
\frac{dn(t)}{dt} &= \sum_{j, Ei} \frac{dn_{Ei, j}(t)}{dt} = \left[(v\sigma_f N_f (1-\beta) - \sigma_a N_a) \frac{\varphi(t)}{n(t)} - S_{esc} \right] n(t) + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t) = \\
&= \sigma_a N_a \frac{\varphi(t)}{n(t)} n(t) \left[v \frac{\sigma_f N_f}{\sigma_a N_a} (1-\beta) - \frac{S_{esc}}{\sigma_a N_a \frac{\varphi(t)}{n(t)}} - 1 \right] + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t) = \\
&= \frac{n(t)}{l} \left[v \frac{\sigma_f N_f}{\sigma_a N_a} (1-\beta) - v \frac{\sigma_f N_f}{\sigma_a N_a} (1-\beta) \frac{S_{esc}}{v \cdot \sigma_f N_f \frac{\varphi(t)}{n(t)} (1-\beta)} - 1 \right] + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t) = \\
&= \frac{n(t)}{l} \left[v \frac{\sigma_f N_f}{\sigma_a N_a} \left(1 - \frac{S_{esc}}{v \cdot \sigma_f N_f \frac{\varphi(t)}{n(t)} (1-\beta)} \right) (1-\beta) - 1 \right] + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t) = \\
&= \frac{n(t)}{l} [k(1-P)(1-\beta) - 1] + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t) = \frac{n(t)}{l} [k_{eff} (1-\beta) - 1] + \sum_{n=1}^6 \lambda_n \cdot C_n(t).
\end{aligned} \tag{16}$$

Приведенное сворачивание пространственной кинетики в точечную модель несколько упрощено. Мгновенные и запаздывающие нейтроны по-разному покидают активную зону, в связи с этим в полученном уравнении отсутствует определение эффективной доли запаздывающих нейтронов.

2.4. Выводы

Моделирование процессов, протекающих в активной зоне, позволяет получить полную информацию о ее физическом состоянии. Предлагаемая методика определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов позволит обеспечить достаточную степень точности прогнозирования энергетических параметров в испытываемом топливе и упростить существующую процедуру подготовки испытаний.

Модель точечной кинетики реактора ИГР удовлетворительно описывает динамику мощности реактора ИГР в адиабатных процессах при моделировании нерегулируемого режима самогасящейся вспышки. Чтобы воспроизвести

импульсную диаграмму, необходим индивидуальный подход к определению функциональных зависимостей переменных параметров уравнения точечной кинетики (4).

Точечной модели кинетики недостаточно для определения динамики мощности экспериментального устройства, помещенного в ЦЭК ИГР, и реальной калибровки ионизационных камер.

Представленные методические основы показывают возможности определения мощности и энерговыделения ТВС на основании моделирования динамики трехмерного нейтронного и теплового полей в активной зоне ИГР.

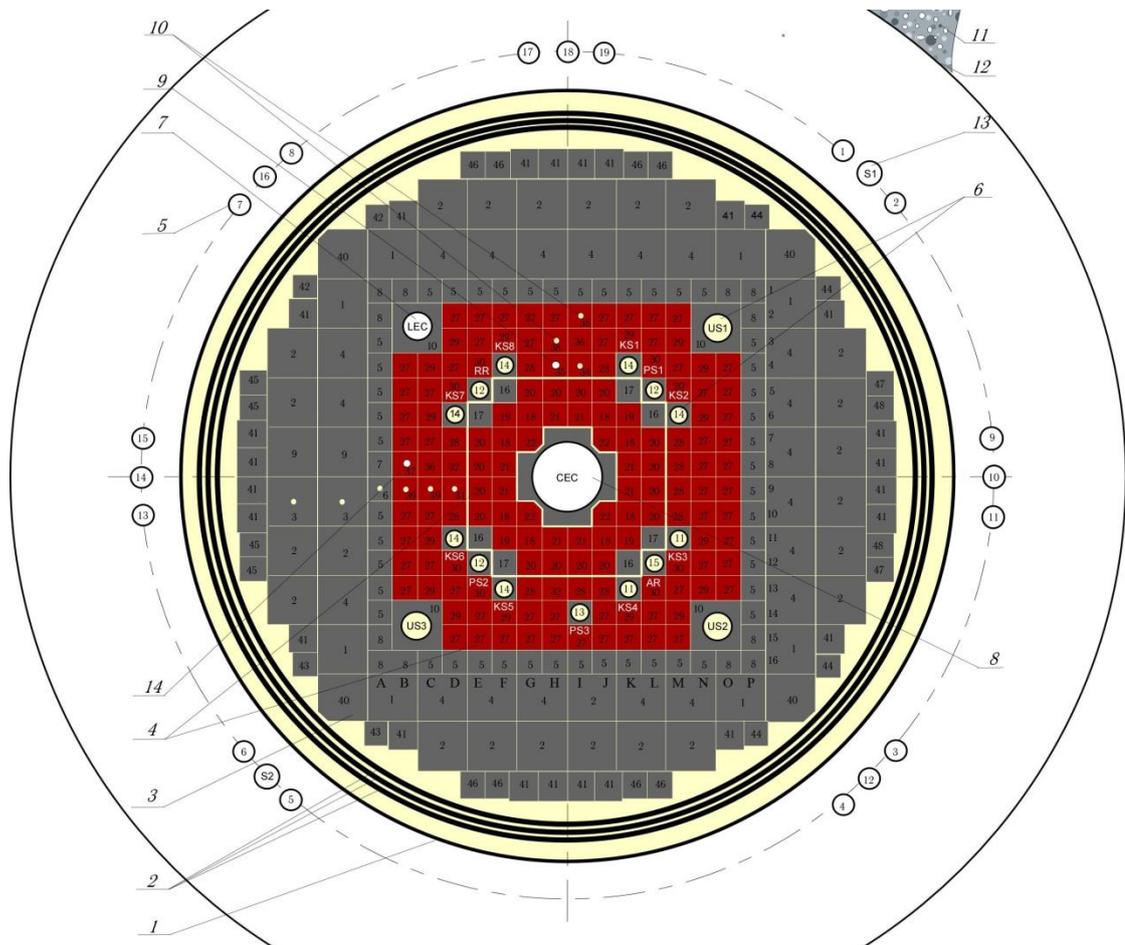
Параметры трехмерного распределения нейтронного и теплового поля в активной зоне реактора определяются на основе численного моделирования, поэтому их достоверность зависит от достоверности информации о физико-технических характеристиках элементов конструкции реактора ИГР и достоверности использованных библиотек микросечений взаимодействия материалов с нейтронами.

3. МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ РЕАКТОРА ИГР

3.1. Модель реактора для нейтронно-физических расчетов

3.1.1. Описание модели

При создании модели для нейтронно-физических расчетов с использованием программы MCNP [67, 68, 69, 70] были максимально точно описаны все узлы активной зоны реактора в соответствии с имеющейся документацией. На рисунке 8 представлено горизонтальное сечение моделируемой области реактора ИГР. Все графитовые колонны активной зоны имеют идентификационный номер, который указывает на их конструкционные и композитные различия. Подробное описание конструкции каждой колонны представлено в работе [71]. Важно отметить, что не все колонны имеют значительные различия, которые могут повлиять на результаты расчетов. Используемые библиотеки ENDF/B-VI.6 имеют допуски с ошибкой менее 1 %, для получения сечений необходимой энергии используется программа NJOY [72]. В настоящее время осуществлен переход на библиотеки ENDF/B-VII.1 [73] с уточненными нейтронными данными.



1 – кожух; 2 – экран боковой (три обечайки); 3 – отражатель; 4 – активная зона (неподвижная и подвижная части); 5 – канал ионизационной камеры (19 шт.); 6 – канал стержней регулирования (16 шт.); 7 – боковой экспериментальный канал; 8 – центральный экспериментальный канал; 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрического преобразователя (9 шт.); 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – канал счётчика нейтронов (2 шт.); 14 – канал источника нейтронов

Рисунок 8 – Горизонтальное сечение активной зоны реактора ИГР

Описание конструкции: подвижная часть кладки

Графитовые колонны под номерами 18, 19, 20 и 21 отличаются конструкцией верхнего графитового блока для обеспечения крепления между собой. В модели данные колонны представлены однотипной структурой. Размеры колонн $98 \times 98 \times 2543$ мм, высота активной части 1463 мм. На торцах активной части имеется не пропитанный ураном графитовый шпиль диаметром 32 мм, вставленный в графитовый блок активной части на глубину 65 мм.

Графитовые колонны под номером 22 имеют размеры $98 \times 98 \times 1753$ мм, размер активной части 1480 мм с графитовым шпилем на торцах. На блоках имеется диагональный срез на расстоянии 49 мм от оси блока. Данные колонны

жестко сцеплены с центральной графитовой втулкой и сдвинуты в ее сторону на 2 мм от основной решетки колонн реактора.

Графитовые колонны №№ 16 и 17 имеют размеры $98 \times 98 \times 1753$ мм и набраны из графитовых блоков марки ГМЗ.

Описание конструкции: неподвижная часть кладки.

Колонны №№ 28, 31, 32, 34, 35 имеют размеры $98 \times 95 \times 4400$ мм, активная часть высотой 1332 мм и борная отсечка высотой 690 мм колонны установлены таким образом, что зазор между ними и подвижной частью кладки составляет 5 мм. В колоннах под номерами 31, 34, 35 имеются каналы, заполненные гелием.

Колонны №№ 27, 29, 30, 36, 37, 38 и 39 имеют размеры $98 \times 98 \times 4400$ мм с активной частью высотой 1332 мм. В графитовых колоннах 36, 37, 38 и 39 имеются каналы, заполненные гелием. В данных колоннах располагаются термоэлектрические преобразователи и источник нейтронов.

Описание конструкции: отражатель

Графитовые колонны отражателя набраны из блоков графита марки ГМЗ. Графитовые колонны № 5 имеют размеры $98 \times 98 \times 4400$ мм в нижней части и $96 \times 96 \times 4400$ мм в верхней части.

Графитовые колонны № 8 имеют размеры $98 \times 98 \times 4359$ мм в нижней части и $96 \times 96 \times 4359$ мм в верхней части.

Графитовые колонны №№ 5 и 8 размещены в один ряд по периферии активной зоны.

Графитовые колонны №№ 1, 2, 3 и 9 имеют размеры $196 \times 196 \times 4400$ мм.

Графитовые колонны № 4 имеют размеры $197 \times 197 \times 4400$ мм.

Графитовые колонны №№ 6, 7 имеют размеры $98 \times 98 \times 4400$ мм.

Графитовые колонны № 41 имеют размеры $108 \times 108 \times 4367$ мм.

Графитовые колонны №№ 42-49 имеют размеры $98 \times 98 \times 4369$ мм.

Блоки подвешенного отражателя высотой 500 мм и сечением 98×98 мм, смонтированы с помощью металлических штанг на верхней плите реактора над подвижной частью кладки. Подвешенный отражатель имеет центральное отверстие сечением 400×400 мм (Рисунок 9).

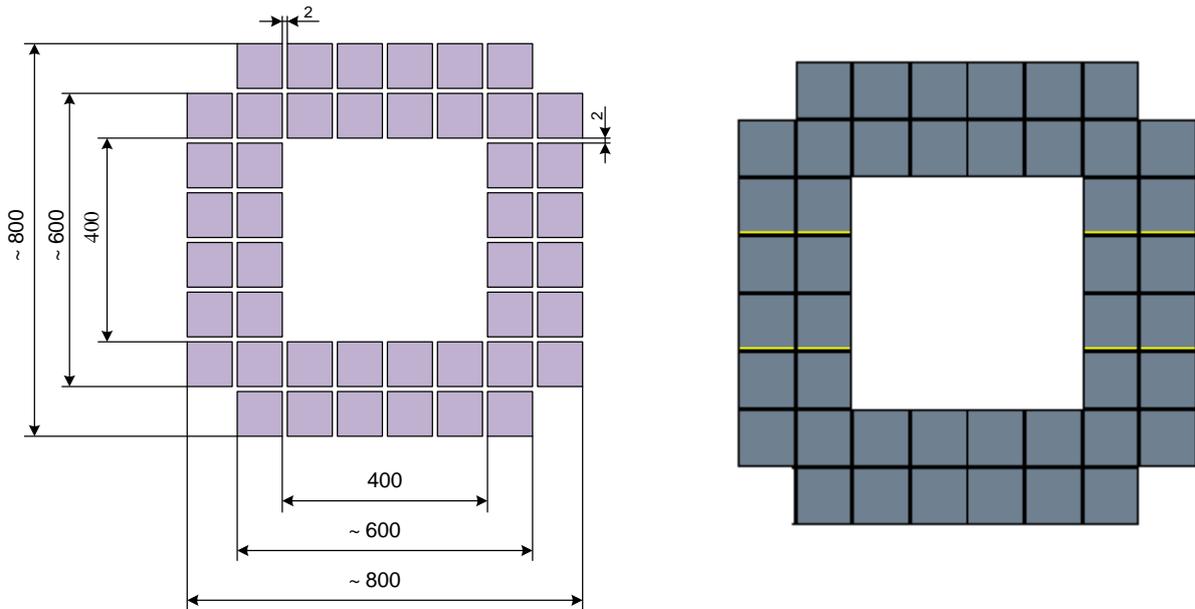
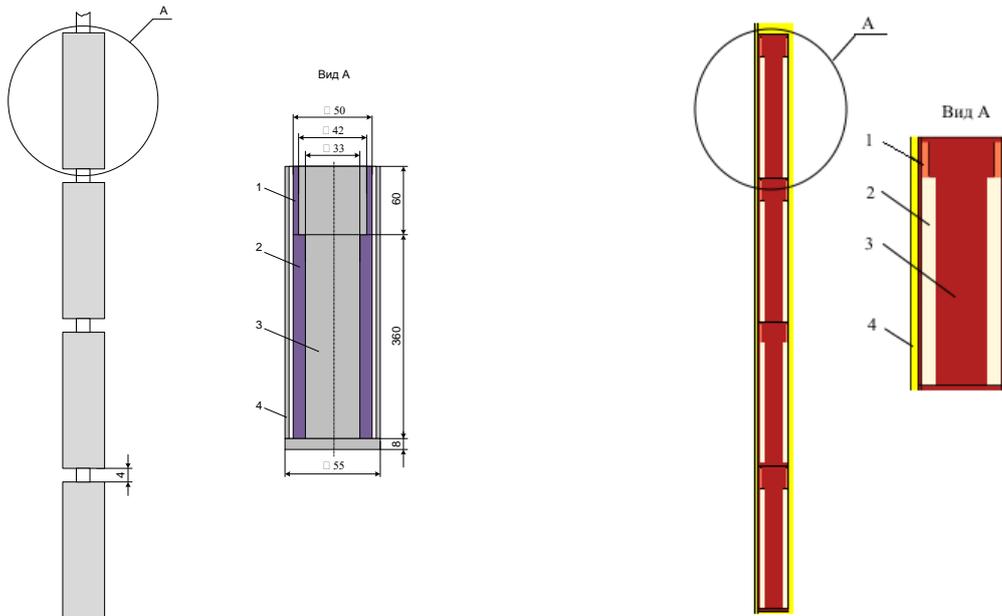


Рисунок 9 – Подвесной отражатель реактора ИГР

Функции нижнего и верхнего отражателя выполняют соответственно верхняя и нижняя части колонн, формирующих активную зону, набранные из непропитанных блоков. Нижний отражатель имеет высоту 920 мм в подвижной, и 2275 мм в неподвижной частях кладки, верхний – 160 мм в подвижной, и 793 мм в неподвижной частях кладки.

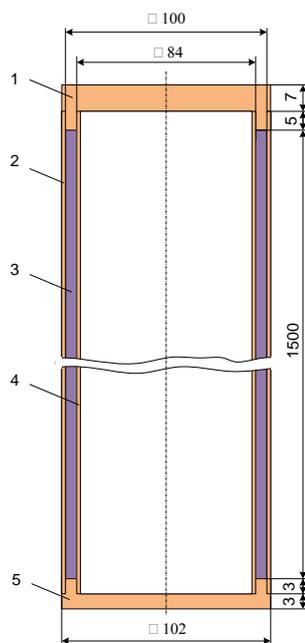
Описание конструкции: органы регулирования

Конструктивно стержни регулирования, за исключением УС1-УС3, представляют собой (Рисунок 10) набор из четырех соединенных на шарнирах графитовых звеньев, на которые нанизаны кольца-поглотители, изготовленные из смеси графита марки ГМГ с окисью гадолиния (Ga_2O_3). Наружный диаметр колец 50 мм, внутренний – 42 мм и 33 мм, высота – 20 мм. Количество колец-поглотителей в одном звене: с внутренним диаметром 33 мм – 18 шт., с внутренним диаметром 42 мм – 3 шт. Содержание окиси гадолиния в кольцах-поглотителях с внутренним диаметром 42 мм – 4 % масс., с внутренним диаметром 33 мм – 2 % масс. Звенья с кольцами размещены в графитовых трубах длиной 210 мм и толщиной 2 мм.



1, 2 – кольца-поглотители; 3 – звено графитовое; 4 – труба графитовая
Рисунок 10 – Реактор ИГР. Конструкция стержня регулирования АР, РР, ПС, КС

Стержни регулирования УС1-УС3 конструктивно представляют собой (Рисунок 11) два коаксиально соединенных стальных цилиндра из стали ВЖ-98 с толщиной стенок 1 мм и высотой 1510 мм. В кольцевой зазор между цилиндрами засыпана смесь графитового порошка (марка ГМГ) и окиси гадолиния. Масса смеси около 4,8 кг, содержание окиси гадолиния в смеси – 4 % масс.



1 – крышка; 2 – обечайка наружная; 3 – порошок-поглотитель; 4 – обечайка внутренняя; 5 – дно

Рисунок 11 – Реактор ИГР. Конструкция стержня регулирования УС

Материальный состав

Изотопная композиция активной зоны представлена следующими материалами:

Воздух представлен в виде сухой смеси азота 79 % и кислорода 21 % с плотностью $1,28838 \cdot 10^{-3}$ г/см³, соответствующей температуре 300 К при абсолютном давлении 1,05 атм. Воздух содержится в полости центральной и боковой ампул;

Вода представлена в чистом виде в пропорции, соответствующей ее молекулярной формуле. Плотность воды 0,999744 г/см³ соответствует температуре 300 К и нормальному атмосферному давлению. Вода содержится в охлаждающем контуре центральной и боковой неподвижных ампул и в водяном баке реактора;

Гелий представлен в виде чистого газа, содержащего изотоп He³ в количестве 0,01 % (mass), плотность гелия $1,78146 \cdot 10^{-3}$ г/см³ соответствует температуре 300 К при абсолютном давлении 1,05 атм. Гелий заполняет все полости активной зоны между графитовыми колонами;

Сплав алюминия АМГ-6 представлен композицией, соответствующей ГОСТ 4784 [74], плотность сплава 2,65 г/см³, состав сплава представлен в таблице 7. Сплав АМГ-6 содержится во внутреннем и промежуточном кожухе охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-228;

Таблица 7 – Химический состав материала АМГ-6

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
железо, Fe	до 0,4000	0,4000
кремний, Si	до 0,4000	0,4000
марганец, Mn	0,5000 – 0,8000	0,8000
титан, Ti	0,0200 – 0,1000	0,1000
алюминий, Al	91,1000 – 93,6800	91,7974
медь, Cu	до 0,1000	0,1000
бериллий, Be	0,0002 – 0,0050	0,0026

Продолжение таблицы 7.

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
магний, Mg	5,8000 – 6,8000	6,2000
цинк, Zn	до 0,2000	0,2000
Прочие примеси	0,1000	0,0000

Цирконий-ниобиевый сплав Э-125 представлен композицией, соответствующей ТУ топливной компании ТВЭЛ [75], плотность сплава 6,65 г/см³, состав сплава представлен в таблице 8. Сплав Э-125 содержится в наружном кожухе охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-228;

Таблица 8 – Химический состав примесей материала Э-125

Элемент	Количество примесей, ppm	Фактически заданное значение, ppm
алюминий, Al	80,0	80,0
бор, B	0,5	0,5
бериллий, Be	30,0	30,0
углерод, C	200,0	200,0
кальций, Ca	100,0	100,0
кадмий, Cd	0,3	0,3
хлор, Cl	20,0	20,0
медь, Cu	50,0	50,0
хром, Cr	200,0	200,0
фтор, F	30,0	30,0
гафний, Hf	500,0	500,0
калий, K	40,0	40,0
литий, Li	8,0	8,0
марганец, Mn	20,0	20,0
молибден, Mo	50,0	50,0
азот, N	60,0	60,0
никель, Ni	70,0	70,0

Продолжение таблицы 8.

Элемент	Количество примесей, ppm	Фактически заданное значение, ppm
кислород, O	1000,0	1000,0
свинец, Pb	50,0	50,0
титан, Ti	50,0	50,0
железо, Fe	500,0	500,0
кремний, Si	200,0	200,0

Титановый сплав ВТ1-0 представлен композицией, соответствующей ГОСТ 19807 (Титан и сплавы титановые, деформируемые) [76]. Элементный состав сплава представлен в таблице 9, плотность сплава $4,5 \text{ г/см}^3$. Из сплава ВТ1-0 выполнена нижняя часть наружного кожуха охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-228;

Таблица 9 – Химический состав материала ВТ1-0

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
титан, Ti	осн.	99,33
кремний, Si	0,10	0,10
железо, Fe	0,25	0,25
водород, H	0,01	0,01
углерод, C	0,07	0,07
азот, N	0,04	0,04
кислород, O	0,20	0,20
прочие примеси	0,30	0,00

Титановый сплав ОТ-4 представлен композицией, соответствующей ГОСТ 19807 (Титан и сплавы титановые, деформируемые) [76]. Элементный состав сплава представлен в таблице 10, плотность сплава $4,55 \text{ г/см}^3$. Из сплава ОТ-4 выполнена нижняя часть наружного кожуха охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-228;

Таблица 10 – Химический состав материала ОТ-4

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
титан, Ti	осн.	94,500
марганец, Mn	0,800 – 2,000	2,000
алюминий, Al	3,500 – 5,000	3,500
кремний, Si	0,120	–
железо, Fe	0,300	–
кислород, O	0,150	–
водород, H	0,012	–
азот, N	0,050	–
углерод, C	0,100	–
прочие примеси	0,300	–

Сплав алюминия Д16М представлен композицией, соответствующей ГОСТ 4784 [74], плотность сплава $2,80 \text{ г/см}^3$, состав сплава представлен в таблице 11. Сплав Д16М содержится в наружном кожухе охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-82;

Таблица 11 – Химический состав материала Д16М

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
алюминий, Al	осн.	93,00
магний, Mg	1,20 – 1,80	1,50
марганец, Mn	0,30 – 0,90	0,60
медь, Cu	3,80 – 4,90	4,40
кремний, Si	0,50	–
железо, Fe	0,50	–
хром, Cr	0,10	–
цинк, Zn	0,25	–
титан, Ti	0,15	–
сплав титана и циркония, Ti + Zr	0,20	–
прочие примеси	0,15	–

Элементный состав стали марки 12Х18Н10Т представлен в таблице 12 и соответствует ГОСТ 5632 [77]. Плотность стали 7,76 г/см³. Из стали выполнен внутренний и промежуточный кожух охлаждающего контура неподвижной ампулы НА-82;

Таблица 12 – Химический состав материала 12Х18Н10Т

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
Железо, Fe	Осн.	69,34
Углерод, С	Не более 0,12	0,06
Кремний, Si	Не более 0,80	0,40
Марганец, Mn	Не более 2,00	1,50
Хром, Cr	17,00 – 19,00	18,00
Никель, Ni	9,00 – 11,00	10,00
Титан, Ti	0,60 – 0,80	0,70

Кадмий. Из кадмия выполнен кадмиевый стержень безопасности Н-3. Стержень является абсолютно черным поглотителем для тепловых нейтронов в реакторе и поэтому не требует учета примесей;

Графит марки ГМЗ соответствует ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81 Высокочистый графит ОСЧ-7-3 [79, 80];

Графит, содержащий борную отсекку. Борная отсекка представляет собой таблетки бора, вставленные в просверленные отверстия графитовых блоков под активной зоной. Назначение борной отсеки - снижение реактивности реактора в заглушенном состоянии. Структура борной отсеки не может оказывать значимого эффекта на активную зону работающего реактора, поэтому борная отсекка представляет собой гомогенизированную смесь графита и бора в пропорции, соответствующей их гетерогенной структуре;

Элементный состав стали марки ВЖ-98 представлен в таблице 13 и соответствует ГОСТ 5632 [77]. Плотность стали 8,89 г/см³. Из стали выполнена обечайка стержней УС;

Таблица 13 – Химический состав материала ВЖ-98

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
Ni	осн.	32,936
C	0,010 – 0,100	0,050
S	0,013	0,007
Al	0,300 – 0,700	0,500
Cr	20,000 – 23,000	21,500
W	13,000 – 16,000	14,500
Si	0,800	0,500
Fe	3,000	2,000
P	0,013	0,007
Co	26,000 – 30,000	28,000

Порошок в виде смеси порошка графита марки ГМГ ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81 и оксида гадолиния. Засыпается в обечайку стержней УС и является поглощающим материалом этих стержней. Измеренная плотность порошка 1,384 г/см³;

Графит марки ГМГ ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81, смешанный с окисью гадолиния 4 %, – из графита выполнены узкие кольца поглощающих стержней. Измеренная плотность кольца 1,771 г/см³;

Графит марки ГМГ ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81, смешанный с окисью гадолиния 2 %, – из графита выполнены широкие кольца поглощающих стержней. Измеренная плотность кольца 1,736 г/см³;

Графит марки МГ-1 соответствует ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81 Высокочистый графит ОСЧ-7-3 [79]. Измеренная плотность 1,736 г/см³. Состав примесей графитов всех марок, соответствующих ОСЧ-7-3 [79] представлен в таблице 14;

Таблица 14 – Химический состав примесей особо чистого графита

Элемент	Количество примесей, %	Фактически заданное значение, %
Si	0,050	$1,50 \cdot 10^{-4}$
Fe	0,003	$1,30 \cdot 10^{-5}$
Al	0,003	$3,80 \cdot 10^{-5}$
Mg	0,003	$1,80 \cdot 10^{-4}$
B	0,001	$1,20 \cdot 10^{-5}$
Cu	0,001	$2,00 \cdot 10^{-6}$
Mn	0,001	$5,00 \cdot 10^{-6}$

Графит, пропитанный ураном, соответствует ГОСТ 17022 [78], ТУ 48-20-86-81. В качестве пропитки в графит добавлены изотопы урана. Все блоки, формирующие активную зону реактора ИГР, пропитаны по-разному для профилирования мощности по объему. Измеренная плотность пропитанного графита $1,71 \text{ г/см}^3$.

3.1.2. Верификация модели

Важным этапом при получении результатов компьютерного моделирования является их верификация. Достоверность полученных результатов невозможно проверить напрямую, но данные результаты содержат исчерпывающую информацию о конфигурации поля нейтронов, и любые неточности в формировании этого поля могут повлиять на общие характеристики реактора.

В различных работах, сделанных ранее, верификация моделей реактора ИГР проводилась исключительно по результатам расчетов нескольких стационарных состояний. При работе над данным проектом было обнаружено, что такой подход имеет серьезный недостаток – невозможно четко определить систематическую погрешность модели. В случае получения хорошей сходимости с экспериментом остается не исключенной значимая систематическая ошибка, поскольку в модели могут быть введены ряд ошибочных параметров, которые взаимно исключают связанные с ними реактивностные эффекты в стационарном состоянии, но могут проявлять себя в других конфигурациях реактора [81, 82].

Для исследований, выполняемых в рамках данной работы, необходимо быть уверенным в правильности моделирования конфигурации нейтронного поля. Поэтому верификация модели производится по различным параметрам.

Верификация по стационарным состояниям

Реактор имеет значительную высотную и радиальную несимметричность, и все органы регулирования взаимно влияют на вес друг друга. Это называется интерференцией органов СУЗ. Для проведения верификации по стационарным состояниям выполнены расчеты восьми конфигураций реактора, отличающихся расположением органов регулирования (Таблица 15). Данные верификации по стационарным состояниям представлены в таблице 16.

Таблица 15 – Результаты верификации расчетной модели в MCNP

Индекс пуска	Положение органов регулирования в критическом состоянии / перед пуском реактора, мм								Температура АЗ, °С		
	ПЧК	ПС1	ПС2	ПС3	АР	РР	КС1-8	УС1-3	Нач.	Кон.	Разогрев
182Ф-8В		291/ ВНК		376/ 376		ВНК/ ВНК			13	31	18
182Ф-9В		491/ ВНК		193/ 193					14	50	36
182Ф-10В		633/ ВНК	ВВК/ ВНК			1386/ 1386			13	64	51
182Ф-11В	ВВК/ ВВК	793/ ВНК		ВВК/ ВВК	ВВК/ ВВК	994/ 994	ВНК/ ВНК	ВНК/ ВНК	17	83	66
182Ф-12В		976/ ВНК				787/ 787			19	99	80
182Ф-13В		1278/ ВНК				594/ 594			21	118	97
182Ф-15В		ВНК/ ВНК	263/ ВНК	ВВК/ ВНК		545/ 545			14	129	115
182Ф-16В			385/ ВНК			363/ 363			18	144	126

*ВВК – стержень в верхнем положении (выведен из активной зоны)

*ВНК – стержень в нижнем положении (введен в активную зону)

Таблица 16 – Результаты верификации по стационарным состояниям

	182Ф-8В	182Ф-9В	182Ф-10В	182Ф-11В	182Ф-12В	182Ф-13В	182Ф-15В	182Ф-16В
Расчетные данные, β	-0.045	-0.073	-0.011	-0.043	-0.033	-0.016	0.013	0.049

Экспериментальное измерение коэффициента размножения в критическом состоянии возможно с большой точностью 1.0000 ± 0.0001 , что соответствует реактивности $\pm 0.02 \beta$. При измерении конфигурации активной зоны возможны погрешности, связанные с ошибкой измерения температуры ± 1.5 К, и ошибкой измерения положения органов регулирования ± 1 мм. Погрешность определения температуры дает неопределенность до 0.05β при расчете реактивности. Погрешность измерения положения органов регулирования дает неопределенность от 0 до 0.004β на каждый стержень, в зависимости от расположения его нижнего конца. Погрешность расчета реактивности составляет $\pm 0.03 \beta$ с доверительной вероятностью 95%. Таким образом, отклонение результатов расчета реактивности от результатов эксперимента не должно превышать 0.1β с вероятностью 95%.

Верификация по надкритическим состояниям

Извлечение органов регулирования из реактора с целью его перевода в надкритическое состояние ведет к значительному перераспределению конфигурации нейтронного поля и изменению его спектра. Поэтому верификация модели по надкритическим состояниям позволит оценить правильность моделирования нейтронного поля при изменении композитного состава активной зоны. Данные верификации представлены в таблице 17. Отклонение результатов расчета реактивности от результатов эксперимента также не должно превышать 0.1β с вероятностью 95%.

Таблица 17 – Результаты верификации по надкритическим состояниям

	182Ф-8В	182Ф-9В	182Ф-10В	182Ф-11В	182Ф-12В	182Ф-13В	182Ф-15В	182Ф-16В
Экспериментальные данные, β	0.255	0.512	0.740	0.984	1.250	1.530	1.850	2.020
Расчетные данные, β	0.279	0.581	0.747	1.023	1.342	1.602	1.804	1.971
Разница, β	0.024	0.069	0.007	0.039	0.092	0.072	-0.046	-0.049

Верификация по динамическим характеристикам

С помощью моделирования точечной кинетики реактора ИГР можно оценить качество расчета некоторых параметров реактора: время жизни мгновенных нейтронов, доля запаздывающих нейтронов, температурный коэффициент реактивности. Данные параметры влияют на высоту и ширину вспышки мощности в нерегулируемых режимах работы реактора. Эти данные можно оценить с достаточно высокой точностью. В таблицах 18, 19 представлены данные о расчетах реальных пусков, и показано их соответствие экспериментальным данным. Погрешность измерения полуширины вспышки 6%, погрешность определения амплитуды вспышки 10%.

Таблица 18 – Результаты верификации по полуширине вспышки

	182Ф-8В	182Ф-9В	182Ф-10В	182Ф-11В	182Ф-12В	182Ф-13В	182Ф-15В	182Ф-16В
Полуширина вспышки, с	144.50	42.000	17.900	6.730	2.000	0.968	0.593	0.492
Расчетная полуширина, с	144.50	42.96	17.67	6.38	1.913	0.956	0.566	0.510
Расхождение результата	0.00%	-2.23%	1.30%	5.49%	4.55%	1.26%	4.77%	-3.53%

Таблица 19 – Результаты верификации по амплитуде

	182Ф- 8В	182Ф- 9В	182Ф- 10В	182Ф- 11В	182Ф- 12В	182Ф- 13В	182Ф- 15В	182Ф- 16В
Амплитуда вспышки, МэВ	0.26	1.55	4.78	14.74	45.69	117.67	252.59	361.64
Расчетная амплитуда, МэВ	0.23	1.41	4.5	13.9	44.72	114.3	248	345
Расхождение результата	14.32%	10.05%	6.32%	6.05%	2.17%	2.95%	1.85%	4.82%

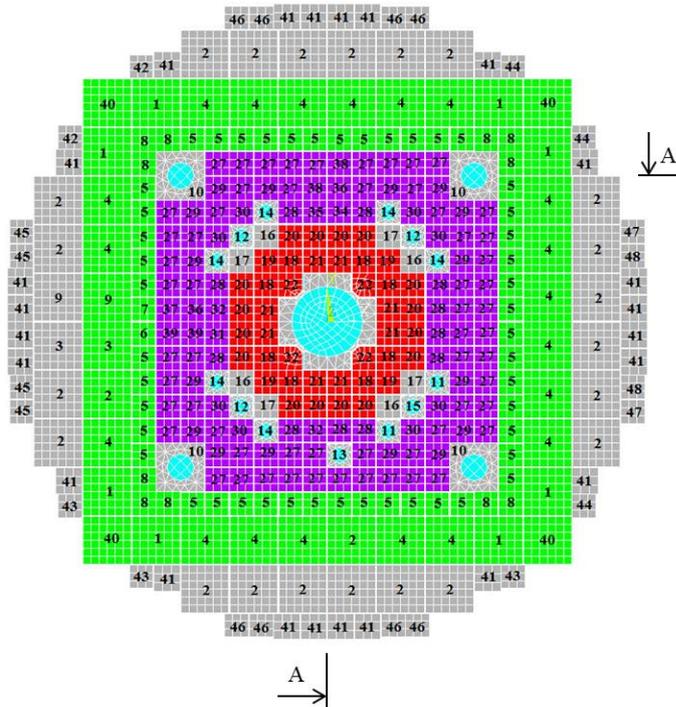
Таким образом, все расчетные данные согласованы с их экспериментальными значениями. Следовательно, при проведении нейтронно-физических расчетов ИГР в MCNP формируется поле нейтронов, которое достаточно точно описывает всевозможные эффекты, что в свою очередь дает основание считать, что все полученные аргументы уравнения пространственной кинетики будут соответствовать реальности.

3.2. Описание модели для тепловых расчетов

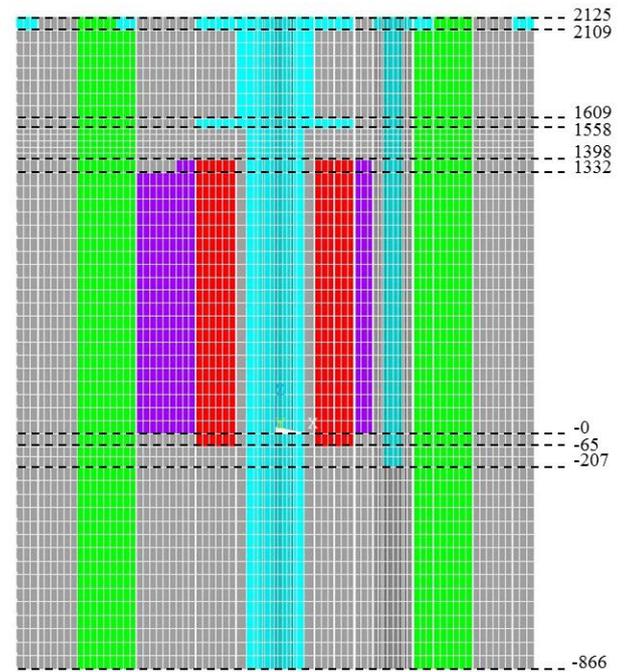
3.2.1. Описание модели

Описание конструкции

Для расчета температурных полей конструктивных элементов реактора ИГР была разработана трехмерная модель реактора (рисунок 12) с помощью программного комплекса ANSYS, позволяющая в процессе расчета определять температурное поле поперечного сечения конструктивных элементов реактора. Модель включает размерно-материальное описание колонн реактора и газовых зазоров между ними.



Горизонтальное сечение по центру активной зоны



Вертикальное сечение

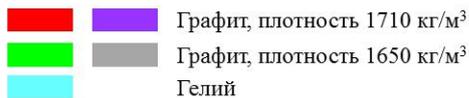


Рисунок 12 – Расчетная модель реактора ИГР

Активная зона реактора ИГР – сложная система, в которой заметную роль играют все виды теплообмена. Теплопроводность и лучистый теплообмен между колоннами играют примерно одинаковую роль. В холодной активной зоне роль лучистого теплообмена близка к нулю. Но, по мере роста температуры графитовой кладки, радиационная составляющая теплообмена между колоннами превалирует над эффектами теплопроводности в газе. Поэтому важно правильно задать все границы теплообмена и размеры графитовых блоков, составляющих активную зону. Для моделирования переноса тепла приняты следующие исходные допущения:

- начальная температура конструктивных элементов в нормальных условиях (293 К);
- исходное распределение энерговыделения по высоте всех графитовых колонн рассчитывается по нейтронной модели в холодном критическом состоянии;

– теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности, теплопередача между колоннами осуществляется посредством теплопроводности и лучистого теплообмена;

– конвективный теплообмен на границах отражателя $5 \text{ Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$, с температурой окружающей среды 300 К ;

– стержни органов СУЗ не воспроизведены в модели и не влияют на теплообмен в активной зоне в рамках тепловой модели.

Правильное задание размеров играет важную роль, поскольку ошибка в задании зазора между элементами конструкции может значительно исказить параметры теплопереноса в активной зоне.

Активная зона состоит из 172 колонн (№ 10 – 22, 27 – 32, 34 – 39). Колонны № 18 – 22, 27, 29, 30, 36 – 39 представлены однотипной структурой, размером $98 \times 98 \text{ мм}$ (рисунок 13а) и имеют зазоры 2 мм, заполненные гелием. Четыре колонны № 22 имеют диагональный срез на расстоянии 49 мм от оси колонны (рисунок 13б). Колонны № 28, 31, 32, 34, 35 представлены однотипной структурой, размером $95 \times 98 \text{ мм}$ (рисунок 13в), имеют зазоры 2 и 5 мм, заполненные гелием.

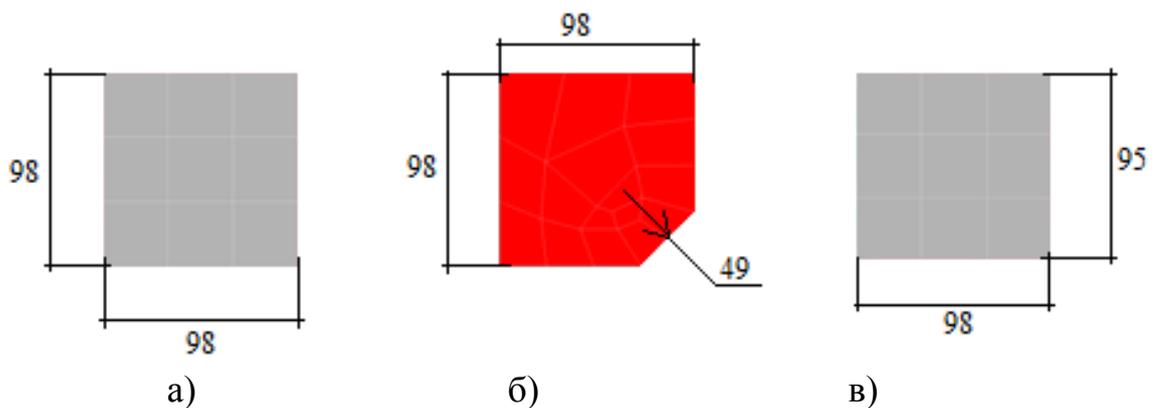


Рисунок 13 – горизонтальное сечение колонн активной зоны.

Колонны №№ 18 – 22 имеют высоту 1463 мм, колонны №№ 27 – 39 имеют высоту 1332 мм и имеют плотность графита $1710 \text{ кг}/\text{м}^3$.

Колонны № 16 и 17 представлены однотипной структурой размером $98 \times 98 \times 3263 \text{ мм}$ с плотностью графита $1650 \text{ кг}/\text{м}^3$ и имеют зазоры размером 2 мм, заполненные гелием. Графитовые колонны № 10 – 15 с плотностью

1650 кг/м³ смоделированы с каналом, заполненным гелием. Основные размеры указаны в таблице 20.

Таблица 20 – Основные размеры колонн с каналами

Колонны	10	11	12	13	14	15
Сечение, мм	198 × 198	96 × 98	95 × 95	97 × 98	96 × 98	95 × 95
Высота, мм	2991	2991	2991	2991	2991	2991
Диаметр и высота канала, мм	d=110 h=2332	d=65 h=2332	d=65 h=2332	d=65 h=2332	d=65 h=2332	d=65 h=2332

В центральной части расчетной модели учтено наличие крестообразной втулки из графита (плотность 1650 кг/м³) высотой 2424 мм, с каналом диаметром 290 мм и высотой 2991 мм, заполненным гелием. Основные размеры втулки показаны на рисунке 14.

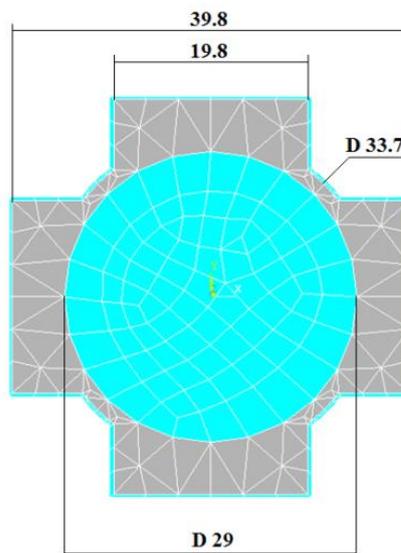


Рисунок 14 – Крестообразная втулка

Вокруг активной зоны расчетной модели реактора ИГР смоделированы 168 колонн из графита с плотностью 1650 кг/м³ (колонны № 1 – 9 и 40 – 48 рисунок 12). Основные размеры колонн указаны в таблице 21.

Таблица 21 – Основные размеры колонн

Колонны	1, 2, 3, 9	4	5	8	6, 7	40	41	42 – 48
Сечение, мм	196×196	197×197	96×96	98×98	96×98	198×198	108×108	98×98
Высота, мм	2991	2991	2975	2975	2975	2991	2975	2991

В центре активной зоны реактора внутри центральной графитовой втулки установлен водоохлаждаемый экспериментальный канал. Разогрев центральной втулки и отвод тепла из центра активной зоны ставит задачу определения теплового потока от центральной втулки к охлаждаемому каналу. Для решения данной задачи построена трехмерная модель для тепло-гидравлических расчетов в ANSYS CFD. Модель учитывает распределение поля скоростей охлаждающей воды, используемой для охлаждения центрального экспериментального канала реактора ИГР, соответствующее требуемому значению расхода воды в тракте охлаждения ампулы равного 4,5 кг/с.

Основываясь на условиях осевой симметрии реактора, для расчета был выбран сегмент одной четверти реактора, включающей в себя сегмент центрального экспериментального канала, состоящий из трех кожухов, сегмент охлаждающей воды в зазоре между внутренним и наружным кожухом ампулы центрального экспериментального канала, сегмент среды во внутренней полости ампулы, сегмент графитовой втулки, сегмент среды в зазоре между наружным кожухом ампулы и графитовой втулкой, сегмент графитовых топливных колонн в количестве 6 штук, а также сегмент среды в зазорах между топливными колоннами. По высоте модель описывает центральную часть реактора ИГР, нижний торец модели находится на отметке «-2991», а верхний – на отметке «-567». Расчетная сетка модели испытательной секции включала в себя 220027 четырехугольных и треугольных призматических элементов (Рисунок 15). Для упрощения построения модели и улучшения сходимости результатов нижняя часть неподвижной ампулы центрального экспериментального канала была смоделирована без закругления, при этом объемы конструктивных элементов ампулы были сохранены в соответствии с начальными условиями.

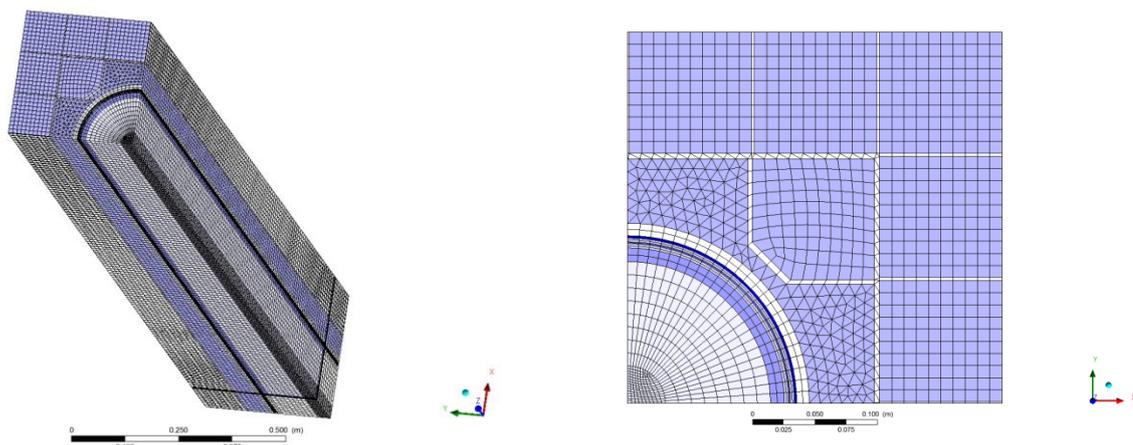


Рисунок 15 – Расчетная сетка тепло-гидравлической модели реактора ИГР.

Свойства материалов конструкционных элементов модели

Исходные данные для проведения тепло-гидравлических расчетов представлены в таблице 22.

Таблица 22 – Исходные данные для тепло-гидравлических расчетов

Параметр	Значение
Материал топливных колонн	Графит марки 11-03
Материал крестовины и стакана	Графит марки ГМЗ
Материал внутреннего кожуха ампулы центрального канала реактора	Сплав АМг-6
Материал разделительного кожуха ампулы центрального канала реактора	Сплав АМг-6
Материал наружного кожуха ампулы центрального канала реактора	Сплав Э125
Вид теплоносителя для охлаждения ампулы	вода
Среда в зазорах топливных колонн	гелий
Среда в зазоре между наружным кожухом ампулы и графитовой втулкой	гелий
Давление среды между наружным кожухом ампулы и графитовой втулкой, МПа	0,1
Среда во внутренней полости ампулы	воздух
Давление среды во внутренней полости ампулы, МПа	3
Температура охлаждающего теплоносителя на входе в ампулу, К	293
Падение давления теплоносителя в ампуле, МПа	1,5
Расход теплоносителя, кг/с	4,5

Теплофизические свойства материалов в зависимости от температуры [83] показаны на рисунках 16 и 17. В активной зоне графитовые колонны марки 11-03, содержащие топливо, имеют плотность 1710 кг/м^3 , остальные графитовые колонны марки ГМЗ имеют плотность 1650 кг/м^3 . Теплоемкость, теплопроводность и степень черноты у графитовых колонн идентичны (рисунок 17.).

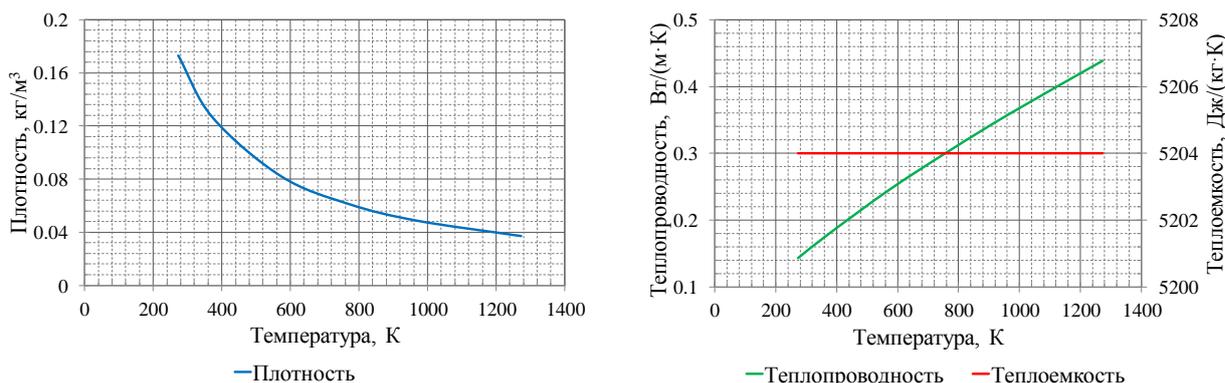


Рисунок 16 – Зависимость теплофизических свойств гелия от температуры

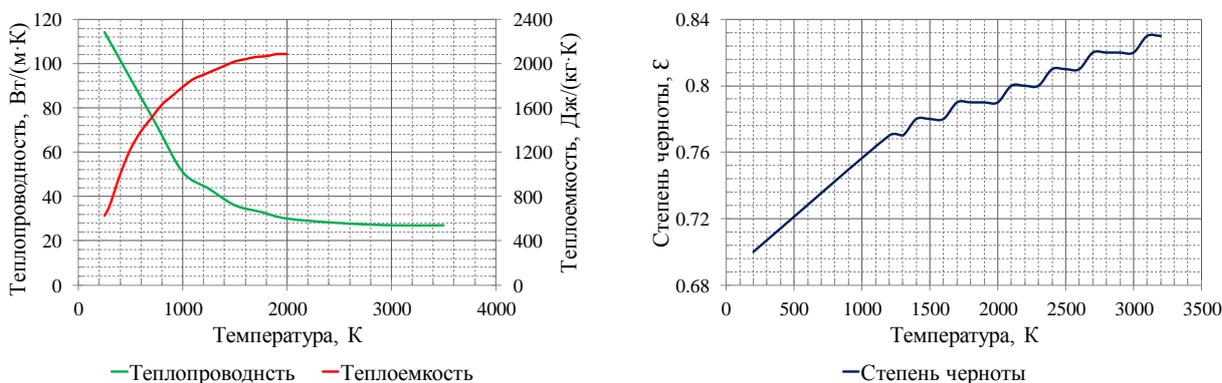


Рисунок 17 – Зависимость теплофизических свойств графита от температуры

3.2.2. Верификация тепловой модели

Расчеты тепловых параметров реактора ИГР проводились в соответствии с полученными данными нейтронно-физических характеристик для реактора. Верификация расчетной модели с экспериментальными данными практически не возможна, поскольку в данном случае при расчете не учитывается изменение нейтронного поля по объему реактора [84]. В частности, в работе [85] показано значительное смещение максимума потока нейтронов по высоте активной зоны в процессе разогрева реактора и передвижения органов СУЗ (Рисунок 18). Также

отрицательный вклад в погрешность измерения температуры вносит инерционность системы измерения температуры.

Единственный параметр, который измеряется в процессе работы реактора – это температура активной зоны, определяемая по термопаре, размещенной в центральной, по высоте, части активной зоны в колонне Г9 (рисунок 12)

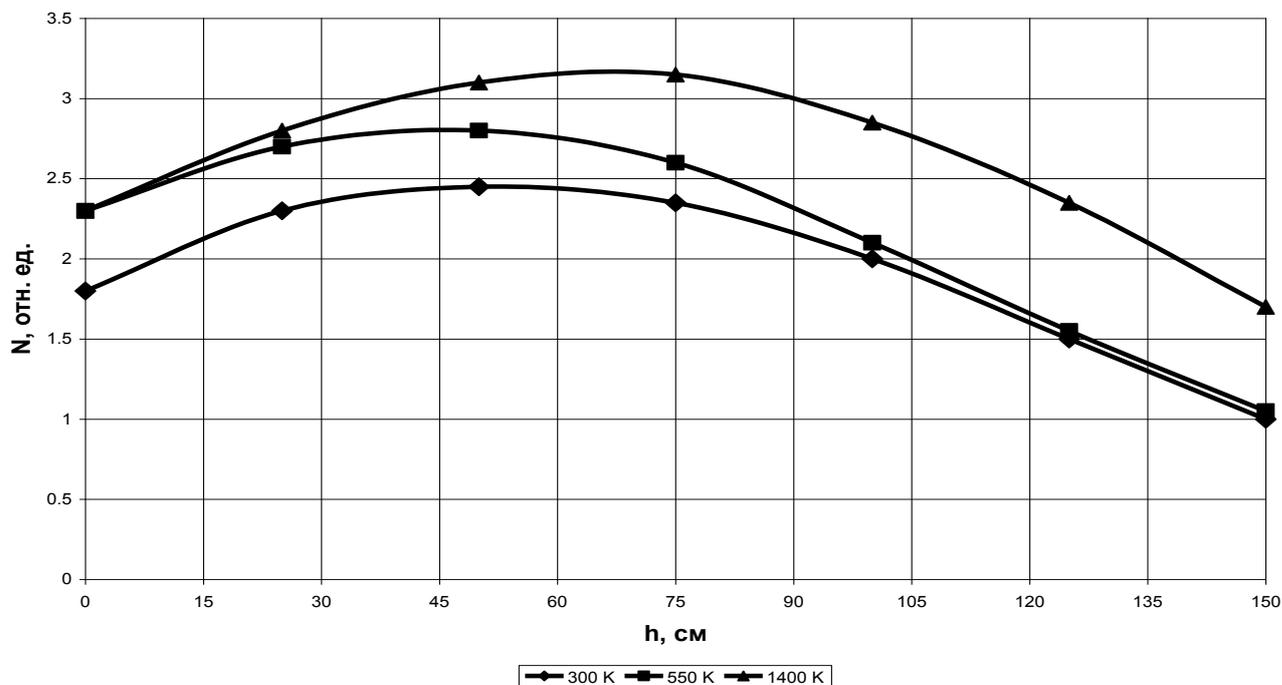


Рисунок 18 - Распределение тепловых нейтронов по высоте экспериментального канала

Сравнение результатов моделирования разогрева активной зоны с экспериментальными результатами приведено в таблице 23. Экспериментальный разогрев активной зоны длился в течение 100 с. Методическая погрешность определения температуры составляет 5 %. При проведении расчетов максимум распределения мощности по высоте приходился на центральную область и не перемещался в ходе разогрева, поэтому было получено завышение температуры в области измерения на 150°С. Расчеты отличались режимом разогрева реактора ИГР. В расчетах учитывалась лучистая составляющая теплообмена в зазорах между топливными колонами, в зазорах между топливными колонами и графитовыми втулками (стакан и крестовина), при этом степень черноты материалов принималась равной 0,8.

Таблица 23 – Разогрев активной зоны

	Эксперимент	Расчет 1	Расчет 2	Расчет 3
Длительность разогрева, с	100,0	5,2	50,0	200,0
Температура в области расположения термопары, °С	1120,0	1266,0	1265,0	1220,0

3.2.3. Оценка пределов применения адиабатического приближения

Для исследования переноса тепла в активной зоне реактора ИГР была произведена серия расчетов с различными диаграммами мощности. Были выбраны режимы реализации полного интеграла мощности за 5.2 с, 50 с и 200 с.

Разогрев активной зоны реактора

Активная зона реактора ИГР профилирована по высоте и по радиусу таким образом, что в центре активной зоны расположены блоки с большей концентрацией урана, чем на периферии и по торцам. Графитовые колонны, не пропитанные ураном, но находящиеся в активной зоне, нагреваются за счет радиационного излучения и за счет теплопередачи от соседних горячих колон.

В пределах активной зоны имеется 8 целых колон, 13 колон с органами управления, 4 больших колонны с органами управления и центральная графитовая втулка. Также активную зону окружают колонны, разогревом которых нельзя пренебречь для расчета нейтронного поля.

Общая масса активной части 3269 кг, масса непропитанного графита в активной зоне составляет 770 кг, на периферии 1254 кг. На торцах 600 кг.

Согласно тепловым расчетам в ANSYS, за характерное время типичного эксперимента на реакторе ИГР непропитанные графитовые блоки разогреваются не более чем на 300 градусов.

Теплота, затраченная на разогрев непропитанных графитовых блоков, составляет не более 10 % общей выделяемой теплоты, что снижает температуру пропитанных графитовых блоков не более чем на 5 %.

На рисунке 19 показаны графики температуры одного из графитовых блоков, расположенного рядом с холодной центральной графитовой втулкой.

Предположительно, данный блок должен терять максимум энергии при соседстве с холодными деталями активной зоны. Отличия между первым и вторым режимами составляет всего 40 К при разогреве более чем на 1400 К, что составляет 3 % от общего увеличения температуры. Различие между первым и третьим режимом значительно и составляет 150 К (11 %).

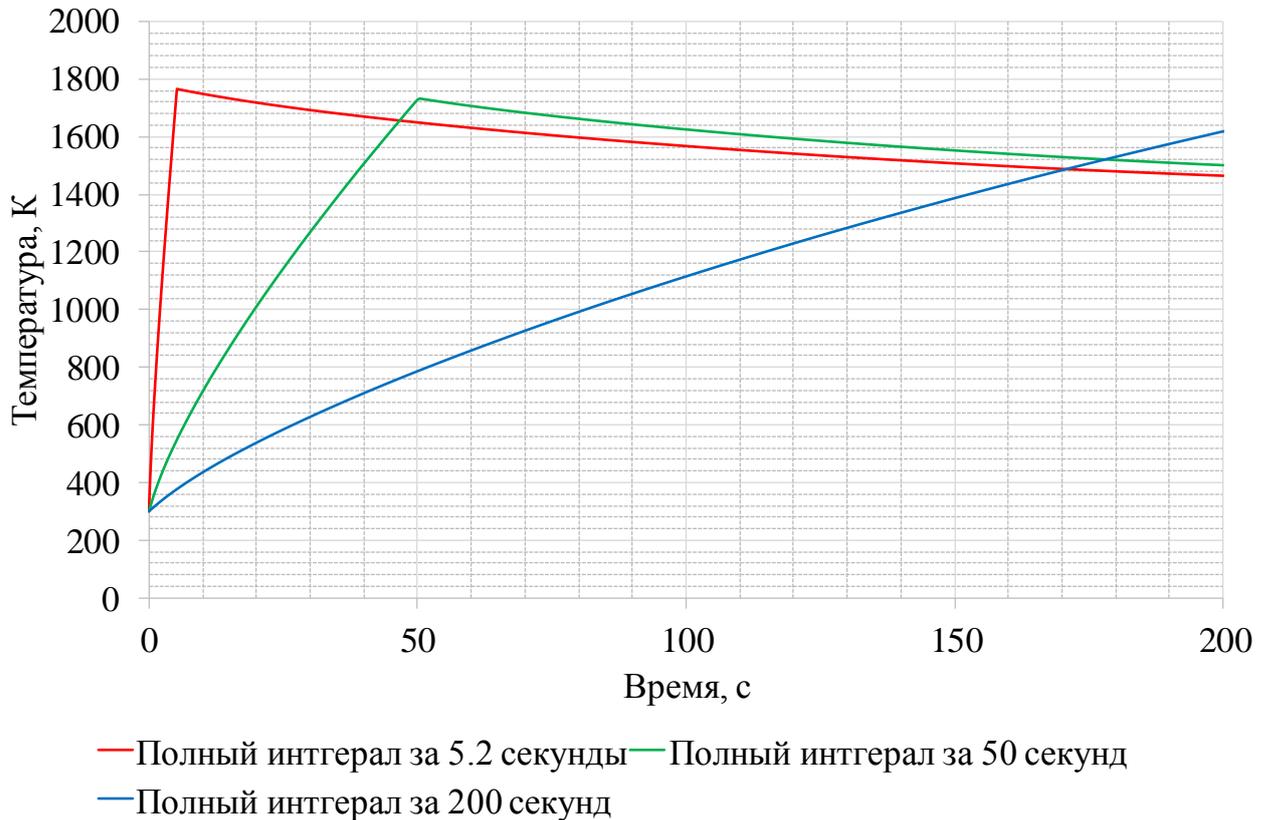


Рисунок 19 – Разогрев топливных блоков

В рамках разрабатываемой программы предложено считать разогрев реактора адиабатным процессом. При этом температуру графитовых блоков рассчитывать согласно формуле адиабатного разогрева твердого тела с поправкой на оцененную передачу тепла холодным элементам активной зоны:

$$\int_T m C_p(T) dT = -\delta + \int_t W(t) dt, \quad (17)$$

где δ – поправка, вводимая как интегральная оцененная теплота, переданная всем холодным блокам.

Разогрев центральной втулки

Непропитанные графитовые блоки разогреваются за счет теплопередачи через гелиевый зазор от соседних колонн, при значительном разогреве активной зоны приоритетным становится лучистый теплообмен между колоннами, поглощение радиационного излучения также вызывает некоторый разогрев непропитанных графитовых блоков [86].

Рассмотрим разогрев центральной втулки. Если считать, что основной источник тепла для разогрева графитовой втулки, это тепловой поток от нагретых топливных графитовых колонн, расположенных рядом, то температуру можно определить неявным образом, как функцию интеграла теплового потока.

$$\int_T m_2 C_p(T_2) dT_2 = S \int_t q(T_1) dT_1. \quad (18)$$

В левой части уравнения описывается количество тепла через массу, теплоемкость и температуру графитовой втулки, в правой – через тепловой поток и температуру топливной колонны.

Тепловой поток от графитовых колонн к центральной графитовой втулке зависит от разницы температуры между графитовыми блоками:

$$q(T_1) = \frac{\lambda}{l} \Delta T + \sigma T_1^4, \quad (19)$$

где λ – теплопроводность гелиевого зазора

l – длина зазора

ΔT – разница между температурами графитовых стенок втулки и колонны

T – температура графитовой колонны

Температура топливных графитовых колонн без учета теплоотдачи зависит от выделившегося тепла:

$$\int_T m_1 C_p(T_1) dT_1 = \int_t W(t) dt . \quad (20)$$

В левой части уравнения количество тепла описывается через массу, теплоемкость и температуру графитовой топливной графитовой колоны, в правой – через тепловой поток в зависимости от температуры топливной колоны.

Если пренебречь зависимостью значений теплоемкости и теплопроводности от температуры, и не учитывать лучистый теплообмен, то подогрев топливных колон будет пропорционален интегралу мощности:

$$m_1 C_p (T_1(t) - T_0(t)) = \int_t W(t) dt . \quad (21)$$

Тепловой поток, равный разнице температуры, также будет пропорционален разнице начальной и конечной температуры и интегралу мощности реактора:

$$q = \frac{\lambda}{l} (T_1 - T_2) . \quad (22)$$

Зависимость температуры центральной втулки от мощности в предположении постоянства теплоемкости и теплопроводности и отсутствии лучистого теплообмена:

$$m_2 C_p T_2(t) = S \int_t q(t) dt = S \int_t \frac{\lambda}{l} (T_1(t) - T_2(t)) dt = \frac{\lambda \cdot S}{l m_1 C_p} \int_t \int_t W(t) dt dt . \quad (23)$$

В реальности теплоемкость графита и теплопроводность гелия сильно зависят от температуры. Температура графита изменяется с 700 Дж/(кг·К) до 2100 Дж/(кг·К), а теплопроводность с 0,14 до 0,45 Вт/(м·К) (рисунок 16, 17). Тогда аналогичным способом можно получить зависимость температуры графитовой втулки от температуры графитовых колонн:

$$m_2 C_p (T_2) dT_2 = \left[\frac{\lambda(T) \cdot S}{l} (T_1(t) - T_2(t)) + \sigma \cdot S (T_1^4(t) - T_2^4(t)) \right] dt. \quad (24)$$

Но теперь это более сложная зависимость, которая не решается в явном виде. На рисунке 20 представлен графический анализ формулы (24), описывающей перенос тепла с учетом лучистого теплообмена и нелинейности зависимости тепловых параметров.

На левом графике представлены различные диаграммы мощности реактора. На правом соответствие температуры и второго интеграла мощности. Цвета линий на обоих графиках соответствуют друг другу. Звездочками отмечен момент конца реализации диаграммы мощности.

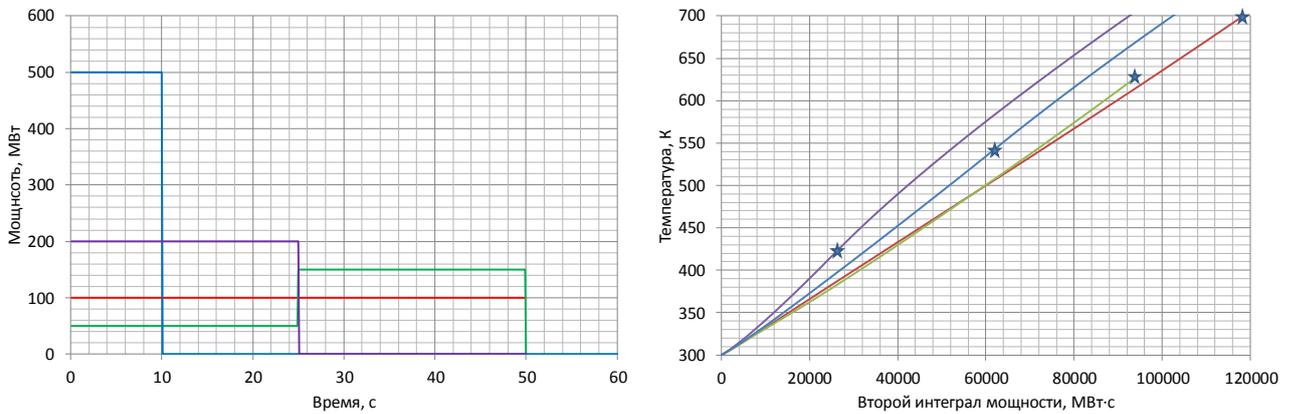


Рисунок 20 – Оценка разогрева центральной втулки

Исследование функции (24) показывает, что сохраняется простая зависимость разогрева центральной втулки от двойного интеграла мощности, диаграмма которой реализуется в эксперименте:

$$\Delta T \approx K \int \int_t W(t) dt dt. \quad (25)$$

Приведенное графическое исследование функции передачи тепла между греющимся за счет внутреннего источника тепла графитовым блоком и холодным графитовым блоком показывает, что при выборе некоторого среднего значения функции, можно оперативно рассчитать температуру центральной графитовой

втулки с погрешностью не более 50° . Такой средней функцией может служить линия, которая, в основном, близка к реализуемой мощности во многих разрушающих экспериментах

Это заключение было подтверждено с помощью тепловой модели в ANSYS. В диапазоне времени до 100 секунд и интервале мощности до 50 МВт предложенная зависимость достаточно точно определяет температуру центральной графитовой втулки (Рисунок 21).

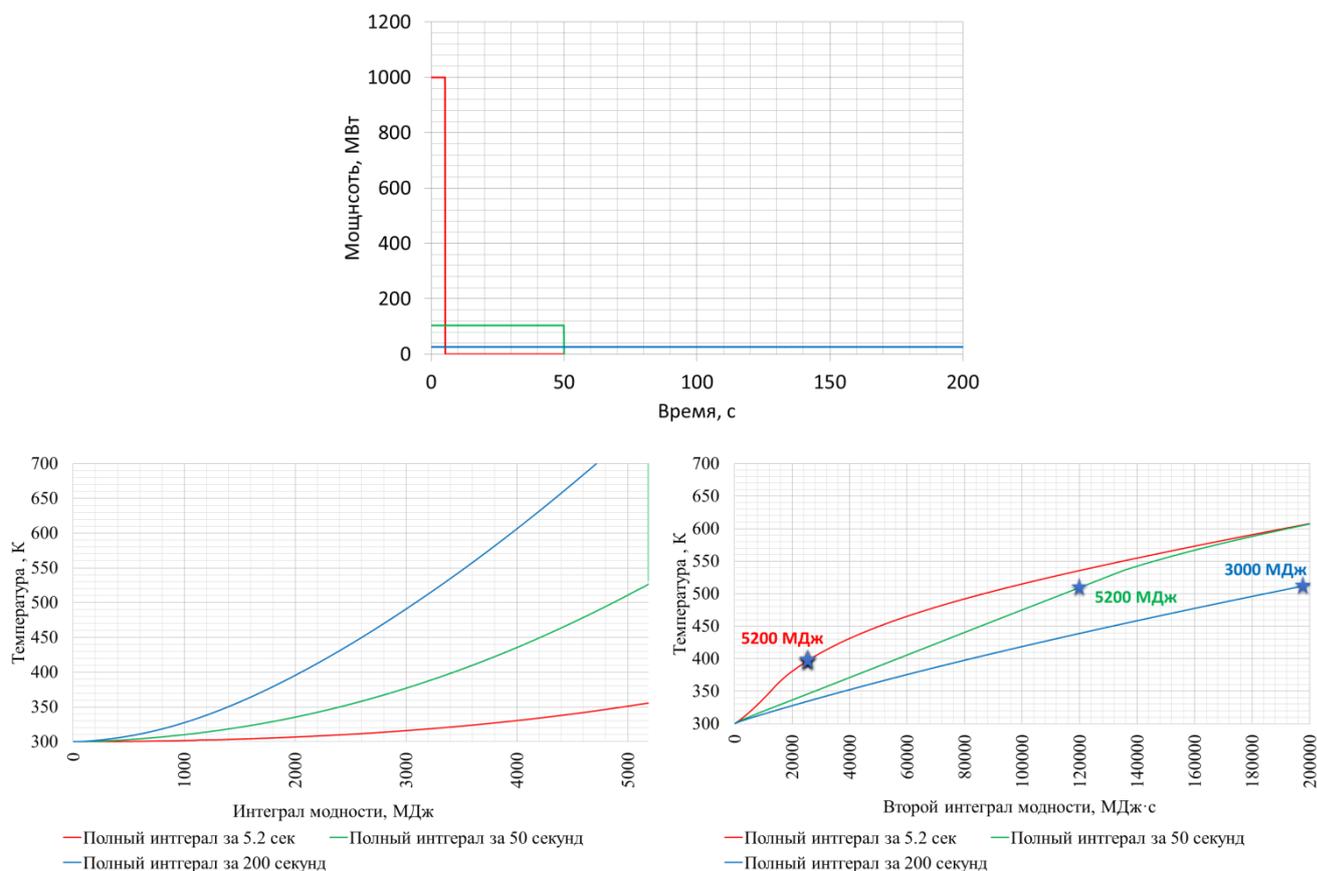


Рисунок 21 – Оценка разогрева центральной втулки в ANSYS

В качестве основной линии зависимости температуры предлагается принять зеленую, поскольку мощность 100 МВт соответствует большинству проводимых разрушающих экспериментов на реакторе ИГР, которые были проведены на мощностях от 30 до 250 МВт.

Погрешность при этом составляет не более 50K , что вносит погрешность в определение мощности экспериментального устройства не более 1%, а также не влияет на параметры пространственного моделирования. Указанный диапазон

достаточен для описания проводимых имитационных разрушающих экспериментов на реакторе ИГР.

С целью определения потери тепла через водоохлаждаемую ампулу центрального канала был проведен тепло-гидравлический расчет с реализацией полного интеграла мощности за 5.2 с.

Оценочный тепловой поток от центральной графитовой втулки к ампуле по результатам расчетов достигает 150 кВт к пятидесятой секунде, во время расхолаживания реактора. Это должно охлаждать втулку со скоростью примерно 1 К/с. К этому времени средняя температура центральной графитовой втулки достигает 600 К. При этом скорость роста температуры центральной графитовой втулки составляет до четырех градусов в секунду. Сравнение графиков температуры графита, рассчитанных по двум тепловым моделям, показывает, что к пятидесятой секунде расхождение результатов оценки температуры в графитовой втулке составляет 30 К при подогреве на 300К (Рисунок 22).

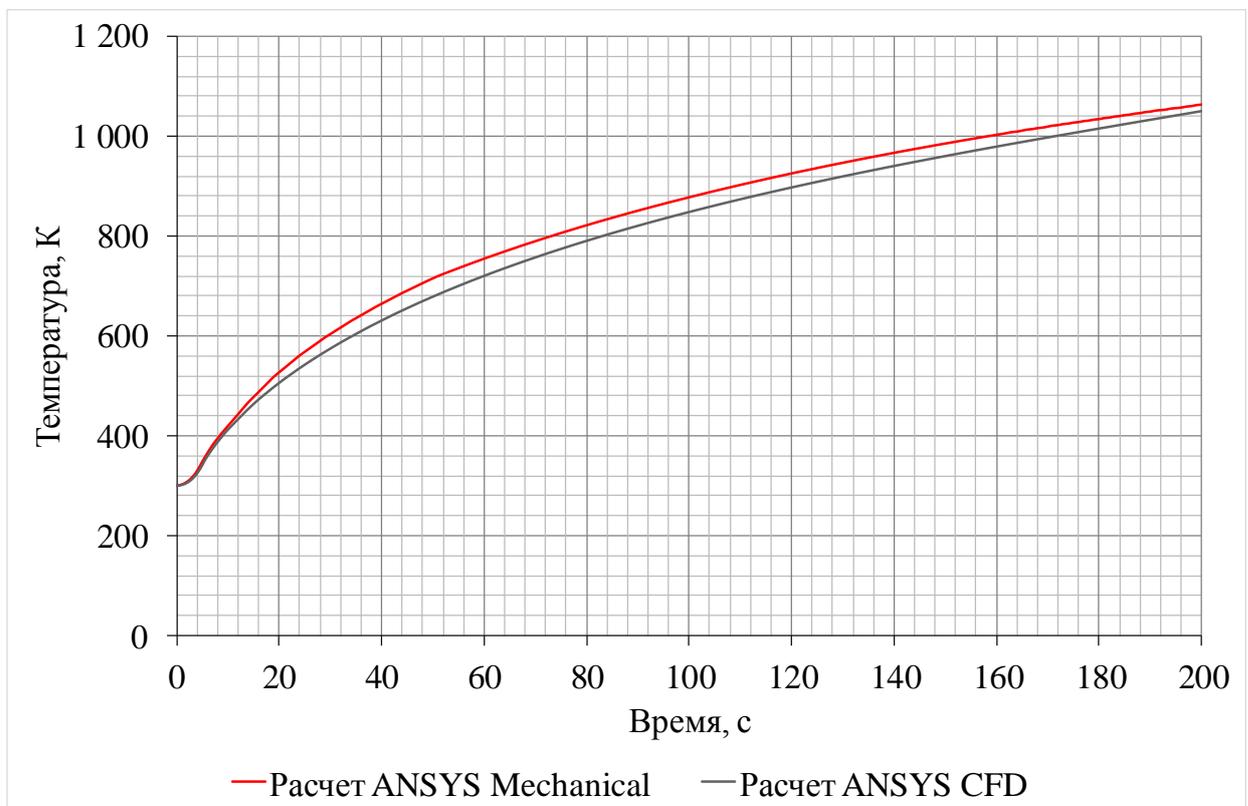


Рисунок 22 – Сравнение расчетов в ANSYS Mechanical и в ANSYS CFD

3.3. Описание сеточной структуры модели пространственной кинетики

3.3.1. Наложение сетки

На модель реактора ИГР, построенную в программе MCNP5, была наложена сетка. Каждая полученная ячейка содержит данные об объеме занимаемого материала. Рассмотрим более подробно модель реактора.

На рисунке 23 приведены типовые колонны подвижной и неподвижной части кладки. На рисунке 24 изображены колонны с графитовыми блоками, не пропитанные солью урана. Колонны под номерами 2, 4, 5, 41 расположены в области отражателя. Колонны под номерами 16, 17 расположены в области активной зоны (подвижная часть кладки). На рисунке 25 показаны колонны с экспериментальными каналами – ЦЭК и БЭК (а, б). А-А – горизонтальное сечение крестовины с ампулой ЦЭК на высоте 0 см; Б-Б – горизонтальное сечение крестовины с ампулой ЦЭК на высоте 170 см; В-В – горизонтальное сечение бокового экспериментального канала на высоте 0 см; Г-Г – горизонтальное сечение бокового экспериментального канала на высоте – 40 см. На рисунке 26 показаны колонны со стержнями регулирования ПС1 и УС1 (а; б). А-А и Б-Б – горизонтальные сечения стержней регулирования. На рисунках 23 – 26 пунктирной линией показано наложение сетки на модель реактора по высоте. На рисунке 27 изображено горизонтальное сечение реактора ИГР на высоте 0 см. Пунктирная линия наложена по длине и ширине модели реактора.

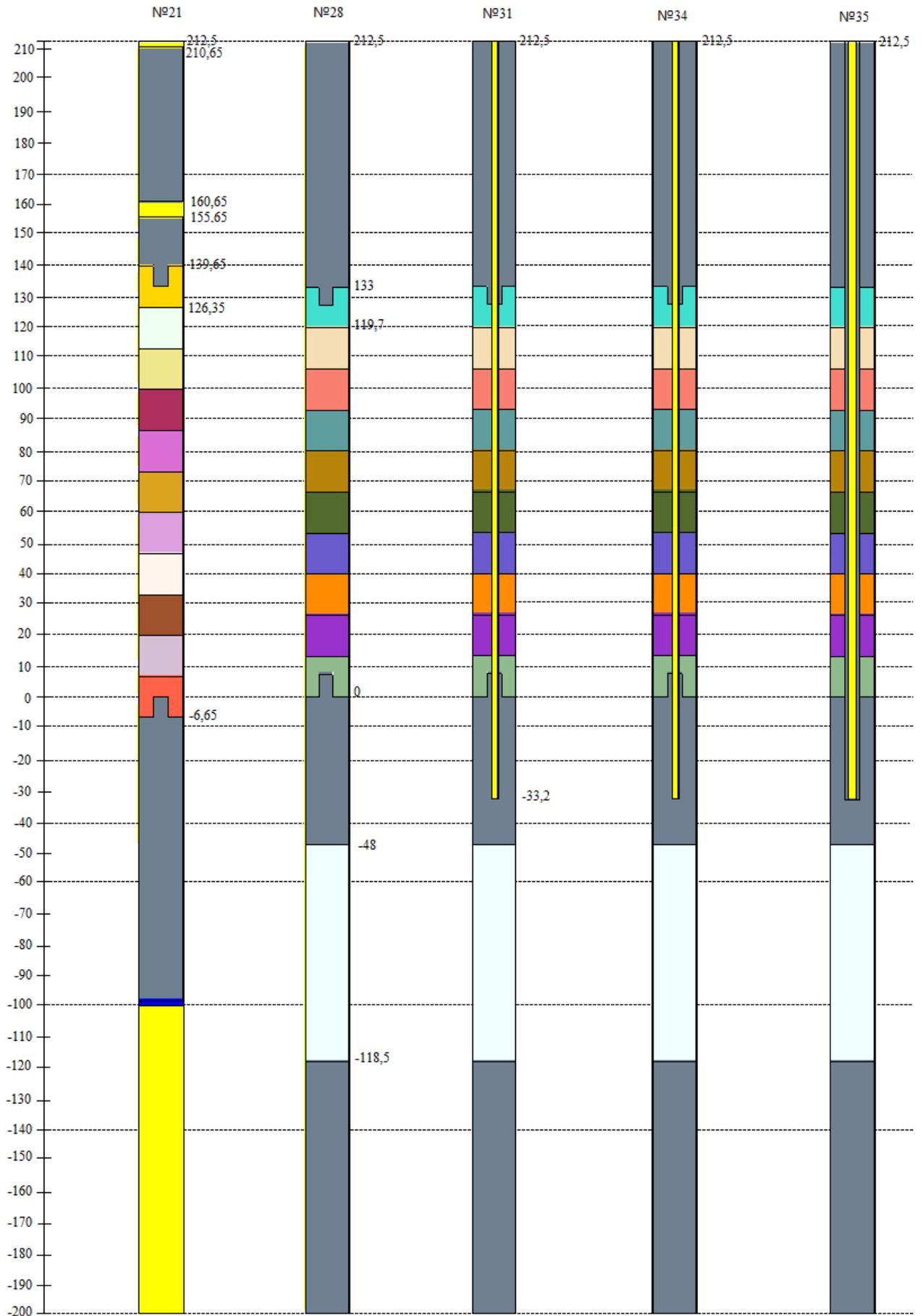
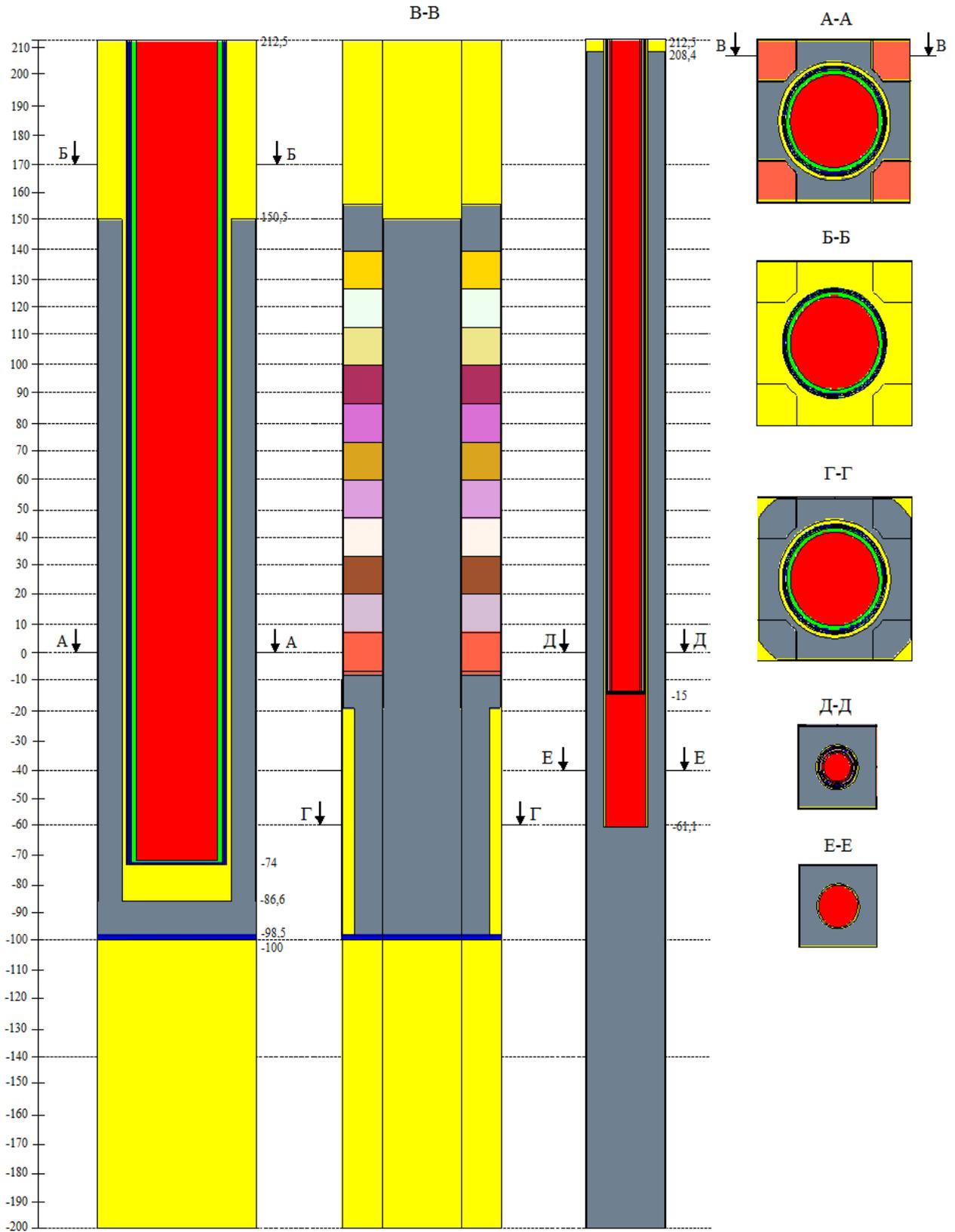


Рисунок 23 – Колонны с графитовыми блоками, пропитанные солью урана



Рисунок 24 – Колонны с графитовыми блоками, не пропитанные солью урана



а) крестовина с ампулой ЦЭК

б) колонна с ампулой БЭК

Рисунок 25 – Колонны с экспериментальными каналами

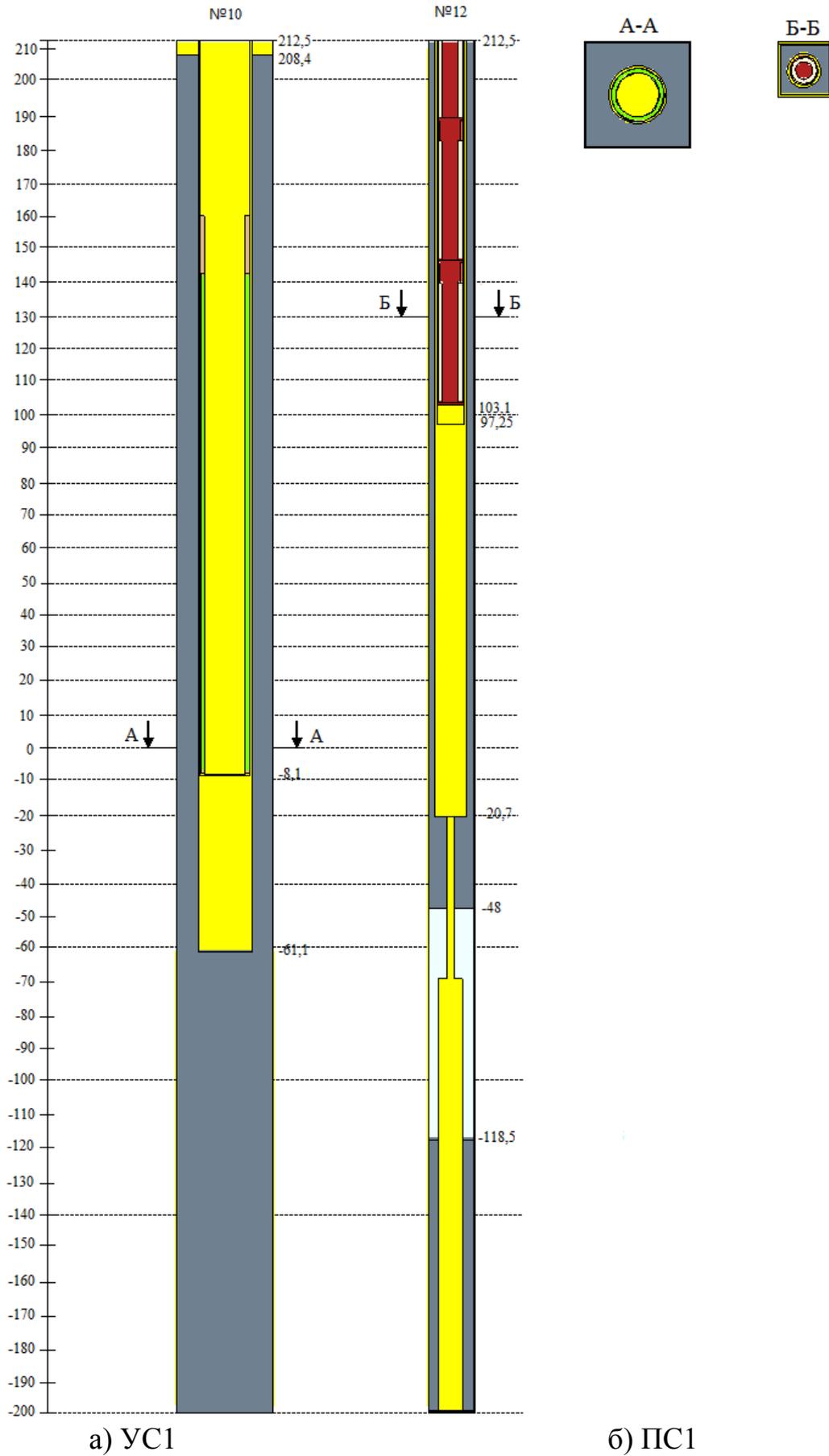


Рисунок 26 – Колонны со стержнями регулирования

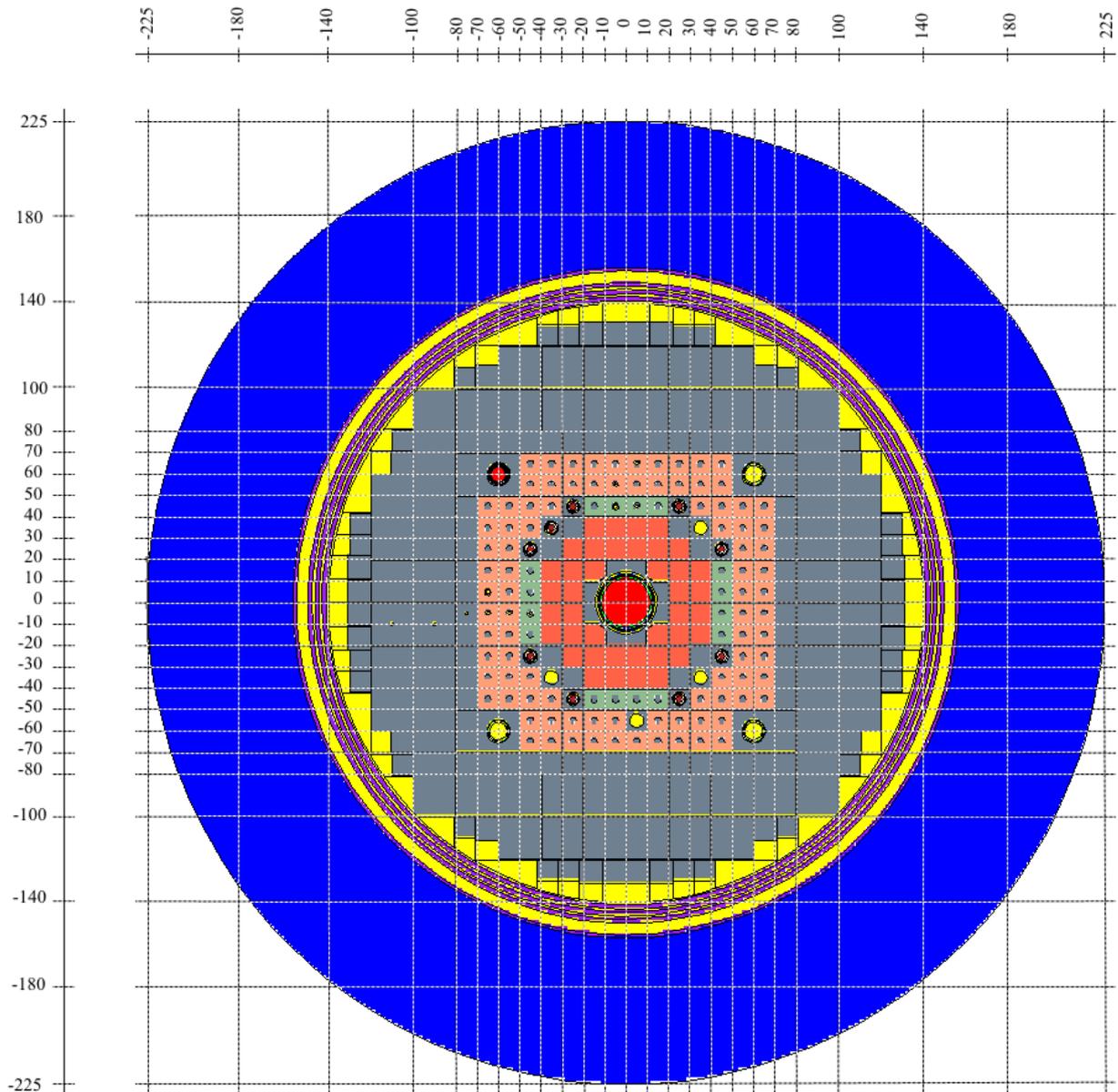


Рисунок 27 – Горизонтальное сечение реактора ИГР на высоте 0 см

3.3.2. Композиция расчетной ячейки

Область активной зоны.

Форма активной зоны близка к кубической. В области активной зоны сетка была наложена размером $10 \times 10 \times 10$ см. Рассмотрим ячейку центрального экспериментального канала. На рисунке 28 представлена ячейка с тремя сечениями (а) – горизонтальное сечение; б), в) – вертикальные сечения).

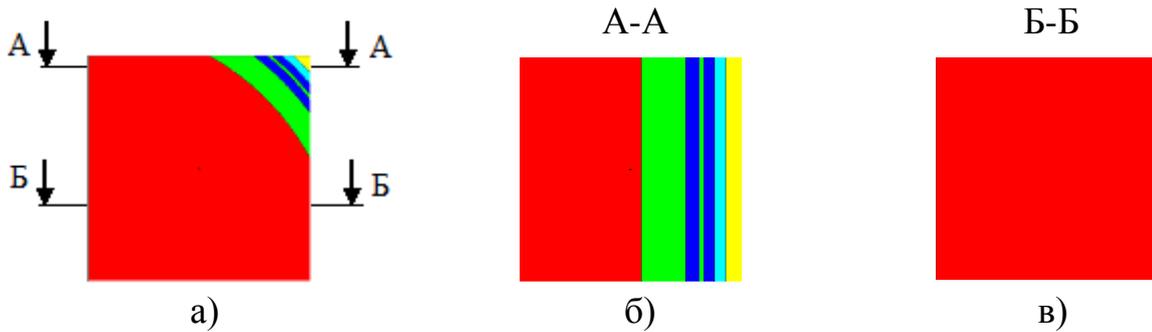


Рисунок 28 – Ячейка центрального экспериментального канала

Красным цветом выделен материал (m1) – воздух, синим цветом (m2) – вода, желтым (m3) – гелий, зеленым (m4) – сплав АМГ-6, голубым (m5) – сплав Э-125.

Найдем объемы всех материалов, содержащихся в данной ячейке.

Материал – гелий (m3)

Найдем объем гелия (m3), содержащегося в данной ячейке. Объем гелия представляет собой разность объема треугольника ΔE_0CF_0 и объема сегмента E_0F_0 . Объем сегмента образован дугой радиусом $R_0 = 13,5 \text{ см}$ и хордой E_0F_0 (Рисунок 29).

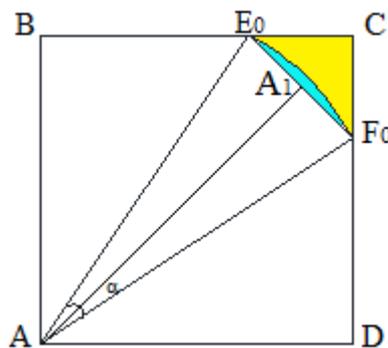


Рисунок 29 – Схематическое изображение содержания гелия в ячейке

Объем гелия, содержащегося в ячейке равен

$$V_1 = V_{\Delta E_0CF_0} - V_{\text{сегм}E_0F_0} = \frac{1}{2} \cdot a^2 \cdot h - \frac{1}{2} \cdot R_0^2 \cdot h \cdot \left(\frac{\pi \cdot \arcsin\left(\frac{a\sqrt{2}}{R_0}\right)}{180} - \left(\frac{a\sqrt{2}}{R_0}\right) \right) = 4,190728 \text{ см}^3$$

Сплав Э-125 (m5)

Найдем содержание сплава Э-125 (m5) в данной ячейке. Объем сплава Э-125 равен $V_2 = V_{\Delta E_1CF_1} - V_{\Delta E_0CF_0} + V_{\text{сегм}E_0F_0} - V_{\text{сегм}E_1F_1}$ (Рисунок 30).

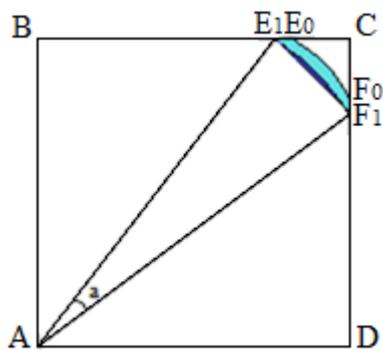


Рисунок 30 – Схематическое изображение содержания сплава Э-125 в ячейке

Объем сплава Э-125:

$$V_2 = V_{\Delta E_1 C F_1} - V_{\Delta E_0 C F_0} + V_{\text{сегм} E_0 F_0} - V_{\text{сегм} E_1 F_1} = 2,712472 \text{ м}^3.$$

Материал вода (m2)

Аналогично нахождению объема сплава Э-125 найдем объем воды (m2) в данной ячейке (Рисунок 31):

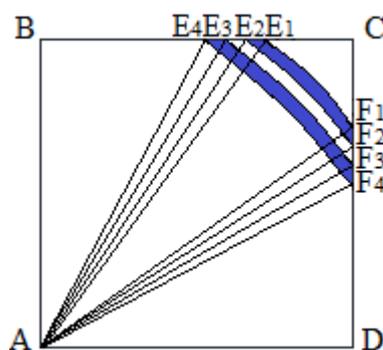


Рисунок 31 – Схематическое изображение содержания воды в ячейке

Объем воды равен:

$$V_3 = V_{\Delta E_2 C F_2} - V_{\Delta E_1 C F_1} + V_{\text{сегм} E_1 F_1} - V_{\text{сегм} E_2 F_2} + V_{\Delta E_4 C F_4} - V_{\Delta E_3 C F_3} + V_{\text{сегм} E_3 F_3} - V_{\text{сегм} E_4 F_4} = 18,670612 \text{ см}^3.$$

Материал – сплав АМГ-6 (m4).

Аналогично нахождению объема сплава Э-125 найдем объем сплава АМГ-6 (m4) в данной ячейке (Рисунок 32):

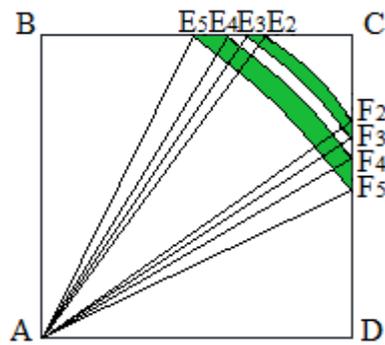


Рисунок 32 – Схематическое изображение содержания сплава АМГ-6 в ячейке

Объем сплава АМГ-6 находится по формуле:

$$V_4 = V_{\Delta E_3 C F_3} - V_{\Delta E_2 C F_2} + V_{\text{сегм} E_2 F_2} - V_{\text{сегм} E_3 F_3} + V_{\Delta E_3 C F_3} - V_{\Delta E_4 C F_4} + V_{\text{сегм} E_4 F_4} - V_{\text{сегм} E_5 F_5} = 54,319724 \text{ см}^3.$$

где $E_5 C = BC - \sqrt{AE_5^2 - AB^2} = BC - \sqrt{R_5^2 - AB^2}$, $R_5 = 11,4 \text{ см}$.

Материал (m1) – воздух.

Объем воздуха найдем как разность полного объема ячейки 1000 см^3 и объемов остальных материалов: $V = 1000 - V_{\Delta E_5 C F_5} + V_{\text{сегм} E_5 F_5}$ (Рисунок 33).

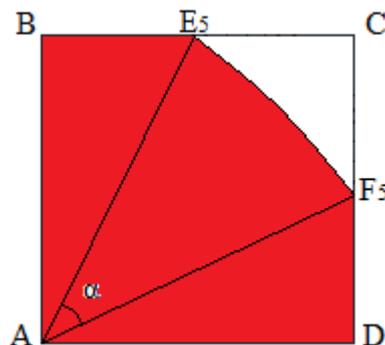


Рисунок 33 – Схематическое изображение содержания воздуха в ячейке

Объем воздуха равен:

$$V_5 = 1000 - V_{\Delta E_5 C F_5} + V_{\text{сегм} E_5 F_5} = 920,106464 \text{ см}^3.$$

Полный объем ячейки равен 1000 см^3 . Сумма всех содержащихся материалов равна:

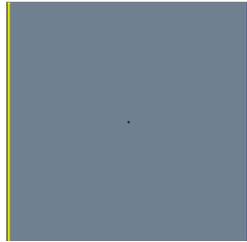
$$V = V_1 + V_2 + V_3 + V_4 + V_5 = 920,106464 + 18,670612 + 4,190728 + 54,319724 + 2,712472 = 1000 \text{ см}^3.$$

Область отражателя

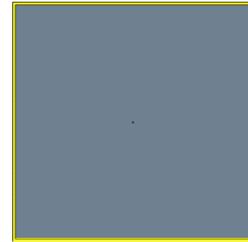
Активная зона реактора окружена отражателем – блоками, изготовленными из графита марки ГМЗ. Для минимизации объема полученных данных область отражателя была разбита на ячейки с большим размером: $10 \times 10 \times 10 \text{ см}$, 10×10

$\times 20$ см, $10 \times 10 \times 42,5$ см, $20 \times 20 \times 10$ см, $20 \times 20 \times 20$ см, $20 \times 20 \times 42,5$ см, $40 \times 40 \times 10$ см, $40 \times 40 \times 20$ см, $40 \times 40 \times 20$ см, $40 \times 40 \times 42,5$ см, $45 \times 45 \times 10$ см, $45 \times 45 \times 20$ см, $45 \times 45 \times 42,5$ см. Рассмотрим ячейку размером $10 \times 10 \times 10$ см.

На рисунке 34 представлен графитовый блок размером $9,76 \times 9,76 \times 10$ см. Серым цветом изображен графит (m1), желтым цветом – гелий (m3).



а) вертикальное сечение



б) горизонтальное сечение

Рисунок 34 – Сечения графитового блока

Высота ячейки $h = 10$ см.

Объем графитового блока равен:

$$V = b^2 \cdot h, \quad (5)$$

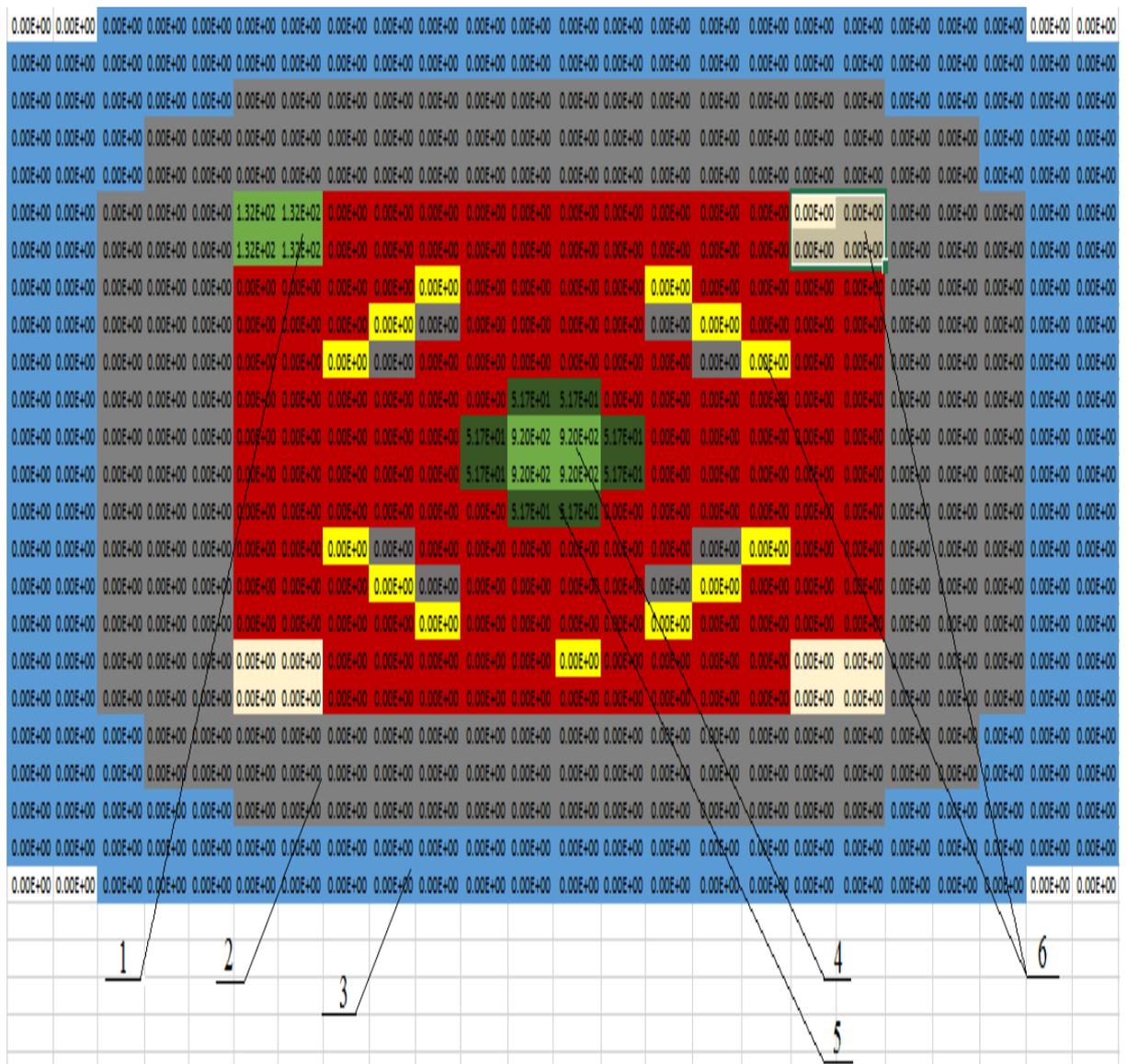
где b – сторона графитового блока.

$$V_C = 9,76^2 \cdot 10 = 952,576 \text{ см}^3.$$

Содержание гелия в ячейке равно:

$$V_{He} = 1000 - 952,576 = 47,424 \text{ см}^3.$$

В ходе проведенных расчетов модернизированной модели получена база данных для создаваемого программного кода. Все расчеты проводились с помощью программы Microsoft EXCEL. На рисунке 35 показан объем материала m1 (воздух), содержащегося в каждой ячейке.



(1 – боковой экспериментальный канал; 2 – отражатель; 3 – бак с водой; 4 – центральный экспериментальный канал; 5 – крестообразная втулка; 6 – канал стержней регулирования (16 шт.))

Рисунок 35 – Excel-файл результатов расчета объема материала

База данных представляет собой текстовый файл с данными об объемах ячеек для каждого материала. На рисунке 36 показан вид файла данных.

The image shows a spreadsheet application window with a menu bar and toolbar. The main area contains a grid of data. The data is organized into sections labeled m1, m2, and m3. Each section contains multiple rows of values, many of which are zero or very small numbers in scientific notation (e.g., 0.00E+00). The spreadsheet interface includes a menu bar (File, Edit, Search, View, Tools, Macros, Configure, Window, Help) and a toolbar with various icons.

Рисунок 36 – Файл результатов расчета объема материала, содержащегося в каждой ячейке

По произведенным расчетам было получено 24 текстовых файла с погруженными стержнями УС в активную зону реактора ИГР, и 24 файла с выгруженными стержнями УС1-УС3 из активной зоны реактора.

3.4. Описание модели пространственной кинетики

3.4.1. Описание библиотек нейтронных данных

Описание библиотек макросечений

Для решения уравнения (13) созданы библиотеки ядерных констант элементов, входящих в состав материалов активной зоны реактора ИГР.

Для оптимизации решения уравнений кинетики набор констант представлен в виде 207 энергетических групп для констант реакций поглощения, рассеяния и выбивания нейтронов, а также деления и эмиссии нейтронов для ядер урана. Все константы созданы для имеющихся семнадцати композиций не топливных

материалов, формирующих активную зону. Корректность такого упрощения показана в равенстве (26):

$$J_a = \sum_k \sigma_{a,k} N_{a,k} V = V \sum_k \sigma_{a,k} N_{a,k} = V \Sigma_a \quad (26)$$

Топливные композиции имеют различия в количестве содержащегося урана и сходятся в количестве нетопливных элементов, формирующих графитовую заготовку перед пропиткой урановым раствором. Изотопный состав урановой соли перед пропиткой также идентичен для всех блоков. Это дает возможность представить все топливные композиции набором из двух композитных материалов, нетопливных элементов и топлива, в различных соотношениях.

$$J_a = \sum_k \sigma_{a,k} N_{a,k} V = V \sum_k \sigma_{a,k} N_{a,k} = V (\Sigma_{a,1} + \Sigma_{a,2}) \quad (27)$$

Библиотеки макросечений представляют собой текстовые файлы с данными в виде таблицы.

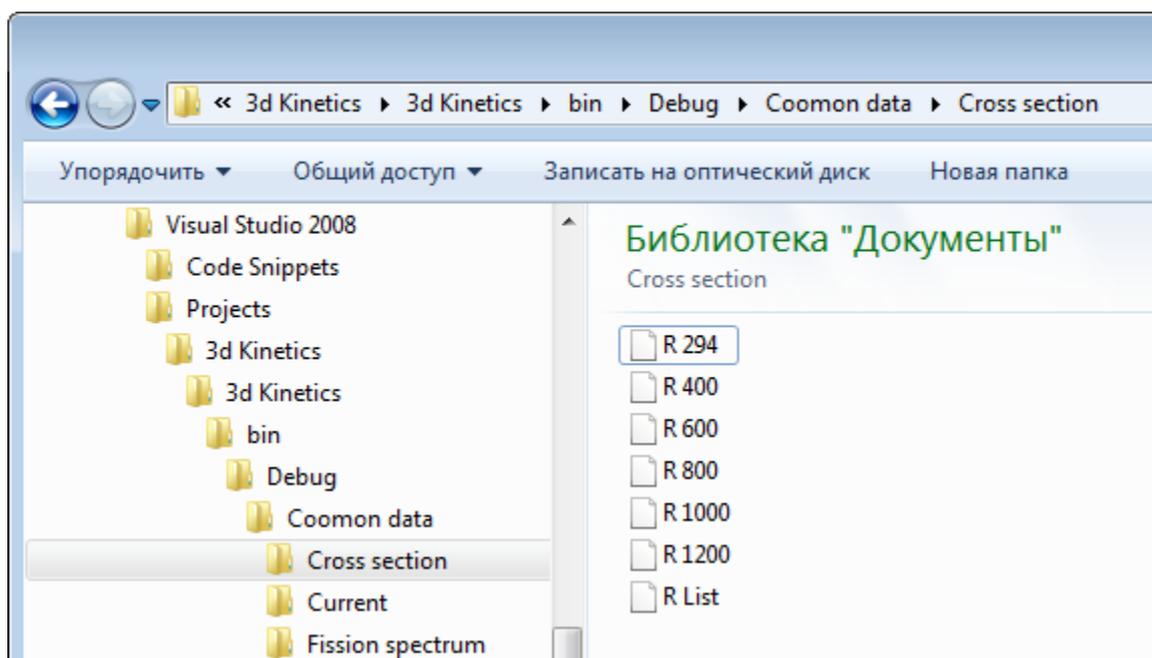


Рисунок 37 – Группа библиотек макросечений

В файле «R List» перечислены типы нейтронных реакций и материальные композиции в том порядке, в котором они представлены в файлах сечений «R-###».

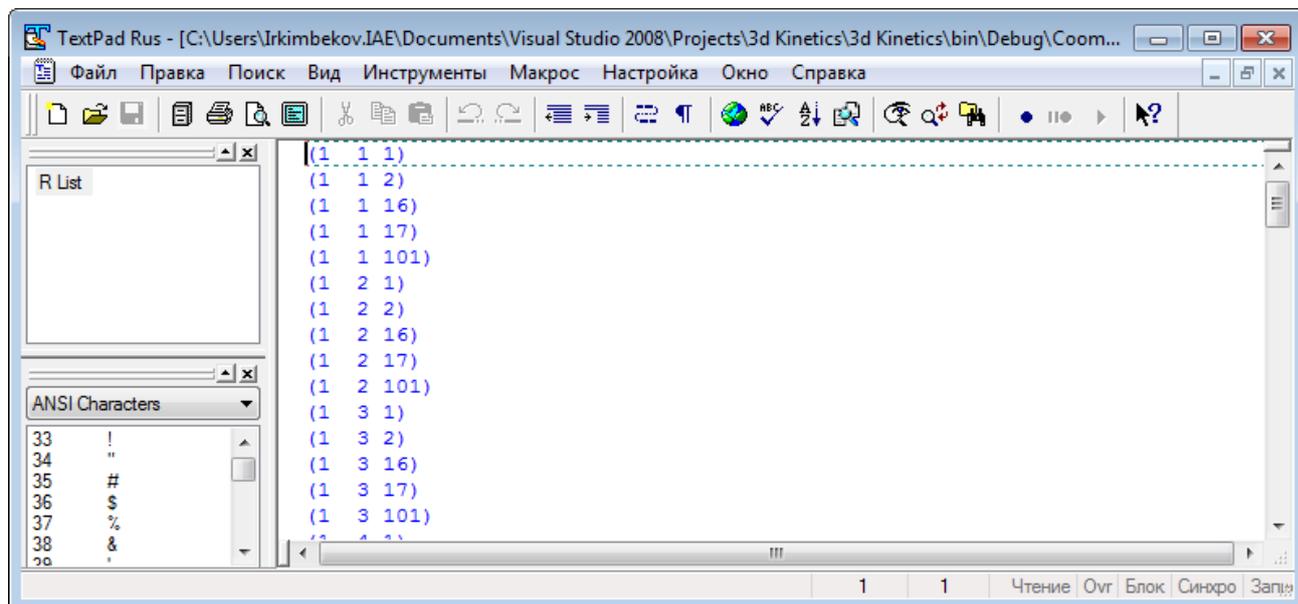


Рисунок 38 – Содержание файла «R List»

Имя файла, содержащего таблицы макросечений, указывает на температуру, для которой эта таблица создана. Файл «R 294» содержит данные о константах взаимодействия нейтронов с материалами при температуре 294 К.

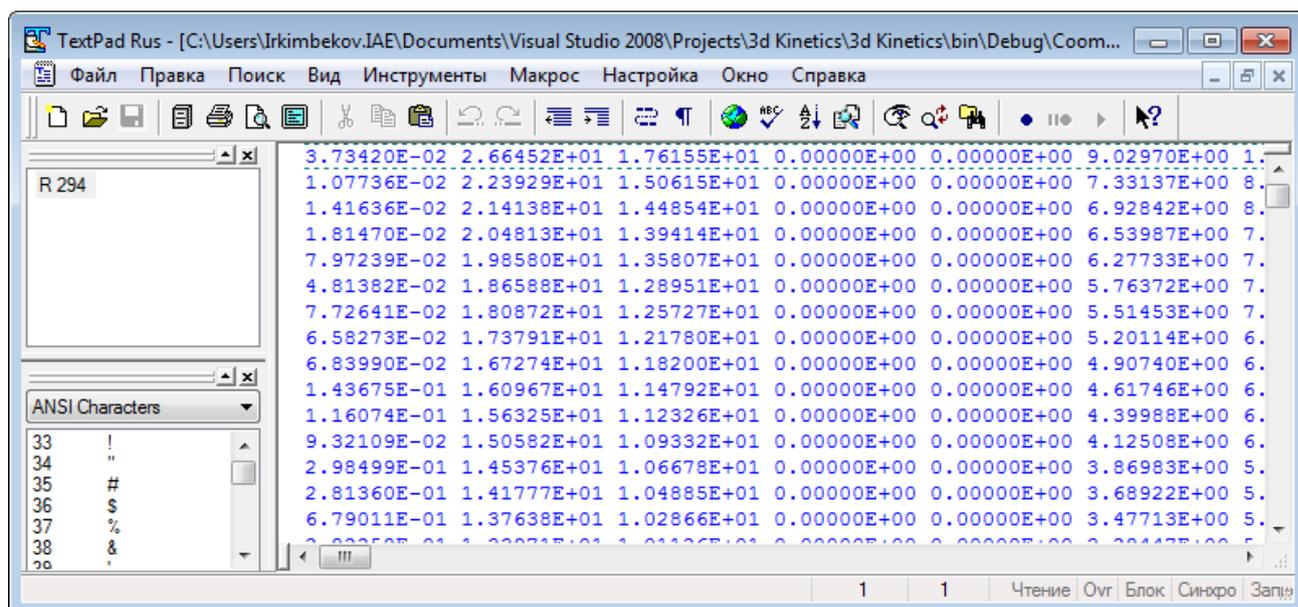


Рисунок 39 – Структура библиотеки макросечений

В первой колонке приведено значение стартового потока нейтронов. В следующих пяти колонках приведены константы полного взаимодействия,

рассеяния, реакции $(n, 2n)$, реакции $(n, 3n)$ и поглощения нейтронов для воздуха (первого материала), соответственно, и далее в соответствии с файлом «R List». Значения по рядам соответствуют энергетическим группам, с наименьшей энергией в первом ряду (от $1,0000E-9$ МэВ до $1,1220E-9$ МэВ) и максимальной (от $17,783$ МэВ до $20,000$ МэВ) в последнем ряду.

При необходимости нахождения данных для иных температур, приведенные значения могут интерполироваться по ходу решения задачи. Таким образом, файл содержит все необходимые данные о ядерных свойствах элементов активной зоны реактора ИГР.

Описание библиотек рассеяния нейтронов

Данные библиотеки рассеяния размещены в отдельных файлах, имя файла указывает на соответствующую композицию в модели реактора ИГР. Поскольку для них также справедливы соотношения (26), (27), семнадцать файлов соответствуют семнадцати не топливным композициям, и два файла представляют набор для всех топливных композиций активной зоны.

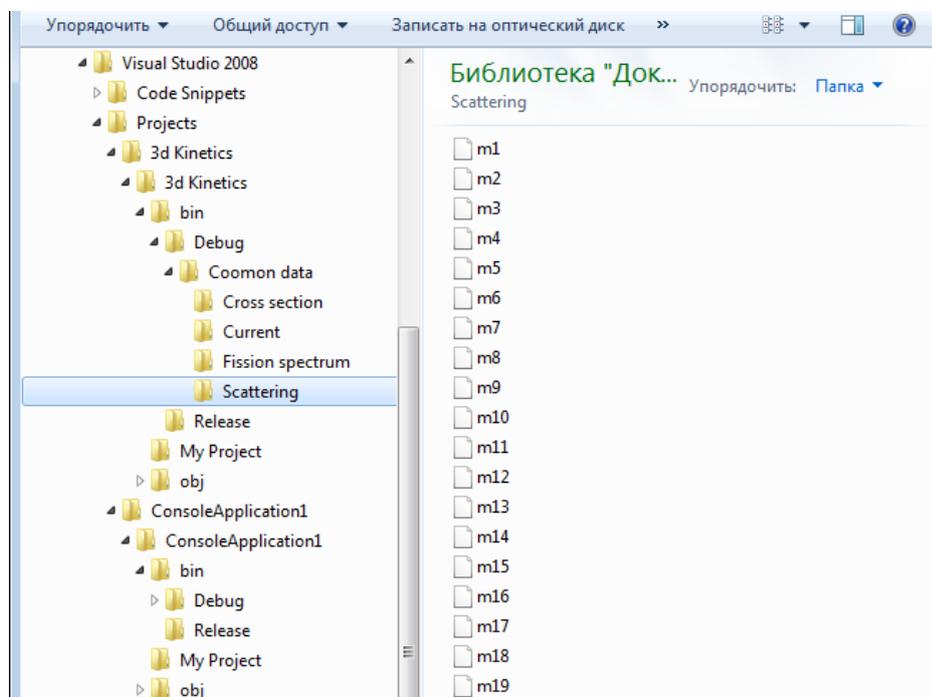


Рисунок 40 – Группа библиотек рассеяния нейтронов

Для оптимизации работы программы, константы рассеяния нейтронов представлены в виде двумерных таблиц соответствия энергии нейтрона до и

после столкновения в элементарной ячейке. Размерность таблицы 207×207 . Всего в файле содержится 6 таблиц для температуры мишени 293,6 К, 400 К, 600 К, 800 К, 1000 К, и 1200 К. Для случаев температуры мишени, лежащей между соответствующими табличными температурами, применяется метод линейной интерполяции, при выходе за имеющийся диапазон применяется метод линейной экстраполяции. Ниже представлен фрагмент таблицы библиотеки рассеяния (Рисунок 41).

1_001	-1.40445e+00	7.46461e-03	8.39936e-03	9.56584e-03	1.10019e-02	
1_002	3.17520e-02	-1.46853e+00	9.43623e-03	1.07321e-02	1.22768e-02	
1_003	2.90855e-02	7.53256e-03	-1.45771e+00	1.07793e-02	1.22465e-02	
1_004	2.65779e-02	6.79981e-03	8.77143e-03	-1.44641e+00	1.23012e-02	
1_005	2.42933e-02	6.25828e-03	7.76522e-03	1.00442e-02	-1.43430e+00	
1_006	2.20346e-02	5.72655e-03	7.05953e-03	9.02995e-03	1.13985e-02	
1_007	2.00490e-02	5.13503e-03	6.45743e-03	8.12205e-03	1.01467e-02	
1_008	1.81027e-02	4.68962e-03	5.79322e-03	7.22258e-03	9.21751e-03	
1_009	1.63720e-02	4.09043e-03	5.30642e-03	6.49430e-03	8.21416e-03	
1_010	1.44656e-02	3.73351e-03	4.74106e-03	5.81076e-03	7.20495e-03	
1_011	1.29324e-02	3.23568e-03	4.15469e-03	5.17791e-03	6.53776e-03	
1_012	1.13971e-02	2.87961e-03	3.68645e-03	4.53639e-03	5.74750e-03	
1_013	9.89516e-03	2.60274e-03	3.16899e-03	4.09025e-03	5.04345e-03	
1_014	8.64012e-03	2.23133e-03	2.85273e-03	3.50334e-03	4.44810e-03	
1_015	7.42997e-03	1.94939e-03	2.42331e-03	3.08443e-03	3.93772e-03	
1_016	6.34636e-03	1.70750e-03	2.08710e-03	2.61067e-03	3.32320e-03	
1_017	5.45203e-03	1.45180e-03	1.79709e-03	2.22060e-03	2.85683e-03	
1_018	4.70510e-03	1.15376e-03	1.52614e-03	1.92316e-03	2.41750e-03	

Рисунок 41 – Структура библиотеки рассеяния нейтронов

В первой колонке содержится информация о принадлежности энергетической группе и температуре.

В ячейках записаны вероятности события, когда нейтрон с определенной энергией, соответствующей строке в таблице, приобретет энергию после столкновения, соответствующую столбцу в таблице. Таким образом, сумма вероятностей по строке должна быть равной единице.

Для энергий нейтрона свыше 4 эВ таблица рассеяния рассчитывается, как упругое рассеяние на неподвижном ядре. Поэтому в данном диапазоне энергии нейтрон может только потерять энергию после столкновения и переместиться не ниже определенного количества интервалов вниз.

Для энергий ниже 4 эВ в силу вступают эффекты теплового движения ядер. Нейтрон с определенной энергией в лабораторной системе отсчета может иметь совершенно иную энергию в системе отсчета центра масс нейтрона и ядра-мишени. После столкновения в зависимости от угла рассеяния и направления движения мишени нейтрон может, как потерять всю энергию в лабораторной системе координат, так и приобрести энергию после столкновения мишенью.

Также при энергиях ниже 4 эВ при рассеянии начинают проявляться молекулярные связи между ядрами замедлителя, таких как вода, или силы кристаллической связи, графит. Поэтому данные в таблицах ниже 4 эВ имеют более сложное вычисление.

3.4.2. Описание программы моделирования пространственной кинетики

Спецификация основных элементов модели

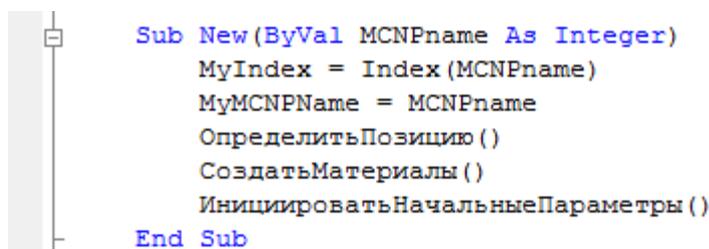
Основными модулями программы являются модуль чтения данных, основной модуль, реализующий решение уравнения пространственной кинетики, и модуль вывода результатов.

При разработке программы были использованы методы объектно-ориентированного программирования. Основной модуль, используя логическую схему управления объектами, реализует решение уравнения (13) методом Эйлера. Данный модуль передает управление модулю чтения данных в начале работы программы и отдает команды на запись текущих результатов модулю вывода результатов.

Основной модуль содержит функции управления процессом расчета параметров объектов, созданных в программе, глобальные параметры, такие как физические константы, общие параметры модели и глобальные функции, позволяющие инициализировать модель реактора. Ниже приведено описание классов, на основе которых создаются основные объекты программы.

Класс **CELL** содержит свойства поля и методы для работы с объектом, содержащим данные о фазовой ячейке.

Объект создается конструктором, единственным параметром которого является имя ячейки (Рисунок 42). По имени ячейки заполняются все необходимые поля с помощью функций модуля чтения данных.



```

Sub New (ByVal MCNPname As Integer)
    MyIndex = Index (MCNPname)
    MyMCNPName = MCNPname
    ОпределитьПозицию ()
    СоздатьМатериалы ()
    ИнициализироватьНачальныеПараметры ()
End Sub

```

Рисунок 42 – Конструктор класса **CELL**

Основные константы несут информацию:

- о положении ячейки в пространстве и энергетическом спектре **ПОЗИЦИЯ**;
- об объеме ячейки **ОБЪЕМ**;
- о своем имени и индексе **MyMCNPName, MyIndex**;
- о ячейках, с которыми происходит обмен нейтронами **Acceptor, Donor**.
- основные переменные поля содержат данные:
- о тепловых параметрах ячейки **Температура, Мощность**;
- о нейтронном балансе **ПотокНейтронов(,), ТокВходящихНейтронов(,,), ТокУтекающихНейтронов(,,), АбсолютноеКоличествоНейтронов(,).**

Объекты, созданные на основе класса **CELL**, содержат в себе объекты, созданные на основе классов **MATERIAL, ROD, DNS**.

Методы класса **CELL** позволяют рассчитывать текущий баланс нейтронов в ячейке, температуру, мощность, возвращают физические данные о спектре нейтронов деления, и позволяют вызывать методы дочерних объектов, а также вести опрос свойств ячеек, с которыми происходит обмен нейтронов.

Класс **MATERIAL** содержит свойства поля и методы для работы с объектом, содержащим данные о физических параметрах материалов, входящих в ячейку.

Объект создается конструктором, параметрами которого являются индекс и имя ячейки (Рисунок 43). По имени ячейки заполняются все необходимые поля с помощью функций модуля чтения данных.

```

Sub New(ByVal Index As Integer, ByVal MCNPname As Integer)
    IndexOfMyCELL = Index
    NameOfMyCELL = MCNPname
    ЗаполнитьКартуМатериалов ()
    ПараметрыГомогенизации ()
End Sub

```

Рисунок 43 – Конструктор класса **MATERIAL**

Основные константы несут информацию о составе материалов, формирующих ячейку, их плотности и ядерных данных.

Методы класса **MATERIAL** позволяют возвращать материальные, тепловые и нейтронные параметры гомогенизированной ячейки и использовать данные о материалах, содержащихся в ячейках, которым принадлежат объекты, созданные на основе этого класса.

Класс **ROD** содержит свойства поля и методы для работы с объектом, содержащим данные о наличии элементов регулирующего стержня в ячейке.

Объект создается конструктором, параметрами которого являются индекс и имя ячейки (Рисунок 44). По имени ячейки заполняются все необходимые поля с помощью функций модуля чтения данных. В случае если ячейка не содержит стержней регулирования, объект остается пустым.

```

Sub New(ByVal Index As Integer, ByVal MCNPname As Integer)
    IndexOfMyCELL = Index
    NameOfMyCELL = MCNPname
    If НаличиеСтержня () Then
        ИдентификаторСтержня (MCNPname)
        ЛогическаяСхема ()
    End If
End Sub

```

Рисунок 44 – Конструктор класса **ROD**

Основные константы несут информацию о текущем положении стержня регулирования.

Методы класса **ROD** позволяют изменять данные о материалах, содержащихся в ячейках, которым принадлежат объекты, созданные на основе этого класса. Движение стержней может регулироваться заданной диаграммой движения стержней или подчиняться логической схеме управления мощностью.

Класс **DNS** содержит свойства поля и методы для работы с объектом, содержащим данные об источниках запаздывающих излучений.

Объект создается конструктором, параметрами которого являются индекс и имя ячейки (Рисунок 45). Поля ячейки инициализируются на этапе начала работы программы и вычисляются в зависимости от постановки задачи:

– на основе предположения, что реактор работает на минимально контролируемом уровне мощности (МКУ) 25 Вт, для случая моделирования критического состояния;

– на основе предположения, что реактор был заглушен в течение 5 мин. после длительной работы на МКУ, для случая моделирования пуска реактора.

```

Sub New(ByVal Index As Integer, ByVal MCNPname As Integer)
    IndexOfMyCELL = Index
    NameOfMyCELL = MCNPname
End Sub

```

Рисунок 45 – Конструктор класса **DNS**

Основные константы несут информацию о времени жизни источников запаздывающего излучения, спектре нейтронов, эмитируемых при распаде, энергии, выделяемой при распаде.

Основные переменные несут информацию о текущем содержании источников запаздывающих нейтронов, источников запаздывающего β и γ излучения.

Методы класса **DNS** позволяют возвращать данные о текущем состоянии источников запаздывающего излучения и изменять их в соответствии с текущим состоянием реактора.

Чтение данных и вывод результатов

Назначение модуля чтения данных состоит в распределении считанных данных по соответствующим полям объектов пространственной модели кинетики и установление связей между объектами для моделирования баланса нейтронов в динамической системе.

Считывание данных проходит в 4 этапа.

На первом этапе создается четырехмерный массив **MATRIX**, размерами $25 \times 25 \times 25 \times 208$, содержащий объекты типа **CELL**, моделирующий фазовые ячейки. В каждом элементе данного массива конструктором присваиваются имена ячеек и их геометрическая и энергетическая координата для дальнейшего поиска данных об этих ячейках, после чего управление передается считывающему модулю. Разбиение соответствует описанию сеточной структуры, представленному в разделе 3.3.1.

Имя ячейки в соответствии с геометрической координатой вычисляется по формуле:

$$Name = 10000 + (x - 1) \cdot 24^2 + (y - 1) \cdot 24 + z, \quad (28)$$

где x , y и z – номер слоя по направлению, соответствующему координатной оси.

```
Imports System.IO
Imports System.Text.RegularExpressions
Imports System.Threading

Module Reader

    Dim Find, PathOfVariant() As String
    Dim wr As StreamWriter
    Dim rr As StreamReader
    Dim rrr As StreamReader
    Dim i, j, k, l, z As Integer
    Dim str As String
    Dim p As String = "[0-9E+*-]+\.\?[0-9E+*-]*|\.\.[0-9E+*-]+"
    Dim Dis(53, 11) As Integer
    Dim flag As Boolean

    Sub Main ...

    Public Sub MaterialList ...
    Public Sub Reactions ...
    Public Sub Scattering ...
    Public Sub Balance ...

    Sub FissionSpectrum ...

End Module
```

Рисунок 46 – Общий вид считывающего модуля

Второй этап предусматривает заполнение фазовых ячеек материальной композицией путем считывания файлов, описанных в разделе 3.3.2. После

заполнения всех полей в обязательном порядке проводится контроль суммы параметров ячейки. В случае ошибки работа программы прекращается.

На третьем этапе происходит заполнение полей, содержащих константы ядерных реакций. Считывание данных происходит из трех основных каталогов, содержащих данные о ядерных реакциях, описанных в разделе 3.4.1:

- многогрупповые данные о скорости реакции взаимодействия с нейтронами для каждого материала;
- многогрупповые данные о рассеянии, содержащие сведения о вероятности нейтрона перейти на соответствующий уровень после рассеяния;
- многогрупповые данные об утечках и притоках нейтронов различных энергий через стенки ячейки.

После считывания данных и контроля баланса значений, программа создает связи между элементами. Связи создаются в два шага:

- объявление двумерного массива **Acceptor**, в первой колонке которого содержатся имена объектов акцепторов нейтронов, во второй колонке - константы утечки нейтронов к этим объектам;
- объявление двумерного массива **Donor**, в поля которого объекты акцепторы записывают данные о своем имени и константе переноса нейтронов.

После установления всех связей, программа выполняет контроль полного нейтронного баланса, вычисляет коэффициент размножения и после положительного результата тестирования работа модуля считывания данных завершается, и управление передается основному модулю.

Модуль печати данных предназначен для отображения значений выходных параметров. Так как объем выводимой информации достаточно велик, то вывод данных осуществляется в текстовом структурированном файле. Также структуризация необходима для быстрой навигации по файлу, поиска данных, экспорта в сторонние приложения, например, в Microsoft Excel, для построения графиков и диаграмм. Одними из основных параметров, которые могут быть представлены пользователю, являются мощность и температура. Опираясь на них, не составит труда получить ряд других соотношений, таких как мгновенная

мощность и реактивность реактора, корреляция мощности с ионизационными камерами, распределение мощности по выбранной координате, потоки нейтронов и мощность в ЦЭЖе, отношение мощностей в разных элементарных ячейках зоны, среднее значение температуры и энтальпии, абсолютные значения температуры по отдельным колоннам реактора и элементарным ячейкам и т.д.

3.4.3. Верификация модели

Решение задачи методом Эйлера накладывает определенные рамки на шаг моделирования динамического процесса. Временной шаг должен обеспечивать стабильность решения. Слишком мелкий временной шаг сделает работу программы неоправданно долгой. Крупный шаг может стать причиной развития колебания данных и коллапса решения задачи.

Необходимо понимать, что возмущения, вносимые изменением состояния каждой отдельной ячейки, распространяются на соседние ячейки шаг за шагом и ограничены в скорости распространения шагом по времени. Таким образом, временной шаг не должен быть больше чем 10^{-4} с, это позволит учесть любые возмущения в активной зоне менее чем за 10^{-3} с, что сопоставимо со средним временем жизни мгновенных нейтронов. В отсутствие возмущений возможно увеличение временного шага.

Первичная верификация программы производится на основе моделирования простых состояний реактора.

В модели должен выполняться закон сохранения энергии: интеграл мощности модели реактора должен быть равен сумме энтальпий всех элементов модели.

При изменении температуры активной зоны результат моделирования должен соответствовать результатам расчета этого же состояния по программе MCNP. Поскольку в MCNP сложно воспроизвести неравномерное температурное поле, которое формируется при работе реактора, можно вручную воспроизвести равномерный нагрев кладки активной зоны. Результат такого моделирования должен быть сопоставим с результатом расчета с использованием модели, описанной в разделе 3.1 [87].

Изменение температуры активной зоны должно быть сопоставимо с результатом решения тепловой задачи с использованием модели, описанной в разделе 3.2.

Модель должна быть сбалансирована при моделировании критического состояния реактора. Не должно наблюдаться роста мощности или температуры в течение длительного времени. Могут быть небольшие затухающие или незатухающие колебания нейтронного поля, но общий баланс должен сохраняться, а колебания нейтронного поля не должны быть растущими.

При вводе положительной или отрицательной реактивности период изменения мощности должен соответствовать введенной реактивности. Моделирование ввода положительной или отрицательной реактивности путем передвижения стержней регулирования должно соответствовать проверочной модели по программе MCNP, описанной в разделе 3.1 [88].

Контроль теплового и нейтронного баланса

В штатном режиме работы программы при работе реактора на некоторой мощности растет температура активной зоны, изменяются все ядерные характеристики: вес органов СУЗ, ТКР, мгновенная реактивность. Расчет разогрева элементов ведется согласно формуле

$$dT = \frac{dQ}{\Sigma(m \cdot C_p(T))}, \quad (29)$$

где в числителе приводится порция энергии, выделенной в данном элементе, а в знаменателе суммируется абсолютная тепловая емкость элементов конструкции.

Чтобы отделить эффекты реактивности, связанные с разогревом активной зоны, контроль нейтронного баланса производится при выключенных функциях расчета разницы температуры после выделения порции мощности. Функция, возвращающая подогрев элемента, возвращает значение: $dT = 0$.

Таким образом, был измерен период мощности реактора для реактивности 0,0 β; 0,5 β; 1 β и 2 β, который составил соответственно: более 10000 с; 4,47 с;

0,54 с и 0,093 с. Согласно формуле обратных часов период реактора должен составлять соответственно: 4,46 с; 0,54 с и 0,092 с

$$\rho = \frac{l}{T+l} + \frac{T}{T+l} \sum_i \frac{\beta_i}{1+\lambda_i T}. \quad (30)$$

Рост температуры активной зоны должен создавать отрицательную реактивность. При отключении функции функциях расчета разницы температуры и внезапном повышении температуры активной зоны на 40 К реактивность должна упасть более чем на 1β . Моделирование такого события при инициированной реактивности $0,0 \beta$; $0,5 \beta$; 1β и 2β с начальной температурой 294 К привело к падению реактивности на $1,2 \beta$ во всех вариантах.

Реализации полного интеграла мощности

В процессе моделирования динамики мощности реактора ИГР исследовались соотношения потока тепловых нейтронов в центральном канале и области размещения ионизационных камер в водяном баке с мощностью реактора. Для оценки изменения мощности уранового топлива с изменением потока и спектра тепловых нейтронов в ЦЭК активной зоны, моделировался виртуальный уран-содержащий материал, который не экранирует поток нейтронов, но позволяет оценить удельную мощность, соответствующую массе урана в виртуальном материале.

С использованием программы было рассчитано изменение коэффициента корреляции. На рисунке 47 приведена полученная зависимость роста потока нейтронов в ЦЭК по отношению к измеряющим мощность ионизационным камерам. Наблюдается ожидаемый рост потока тепловых нейтронов в ЦЭК, с ростом температуры активной зоны растет интенсивность делений в модельной сборке по отношению к мощности реактора. В свою очередь, интенсивность реакции деления в уране ионизационных камер находится в постоянном соотношении к мощности реактора. Это несколько неожиданный результат, поскольку существуют общие представления об увеличении утечки нейтронов с

ростом температуры активной зоны, что должно приводить к росту потока нейтронов за отражателем реактора.

Исследования интегрального значения потока нейтронов позволяют сравнить полученные данные с результатами экспериментов, приведенных на рисунках 3, 48. Полученные результаты немного выше экспериментальных. Это может быть связано также со значительным разбросом экспериментальных точек.

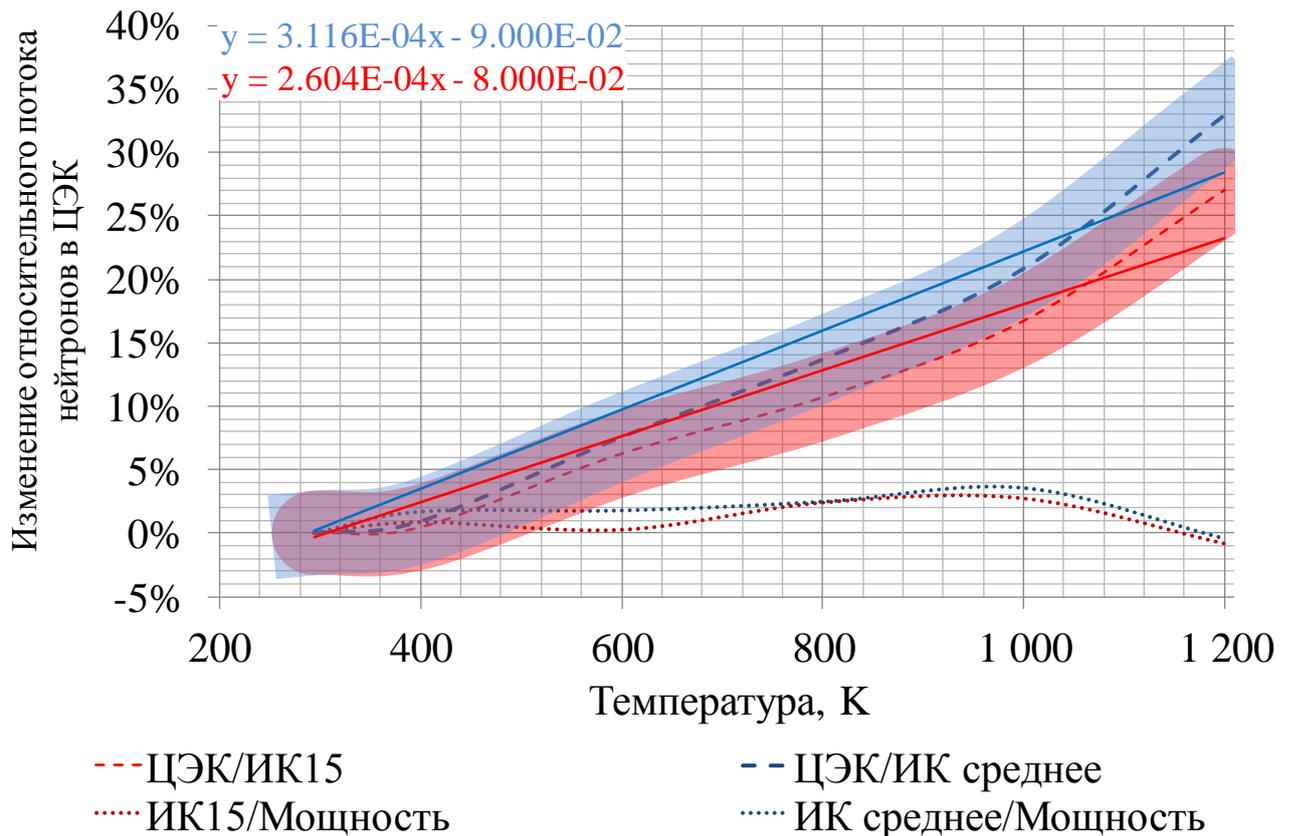


Рисунок 47 – Коэффициент корреляции, как функция температуры активной зоны

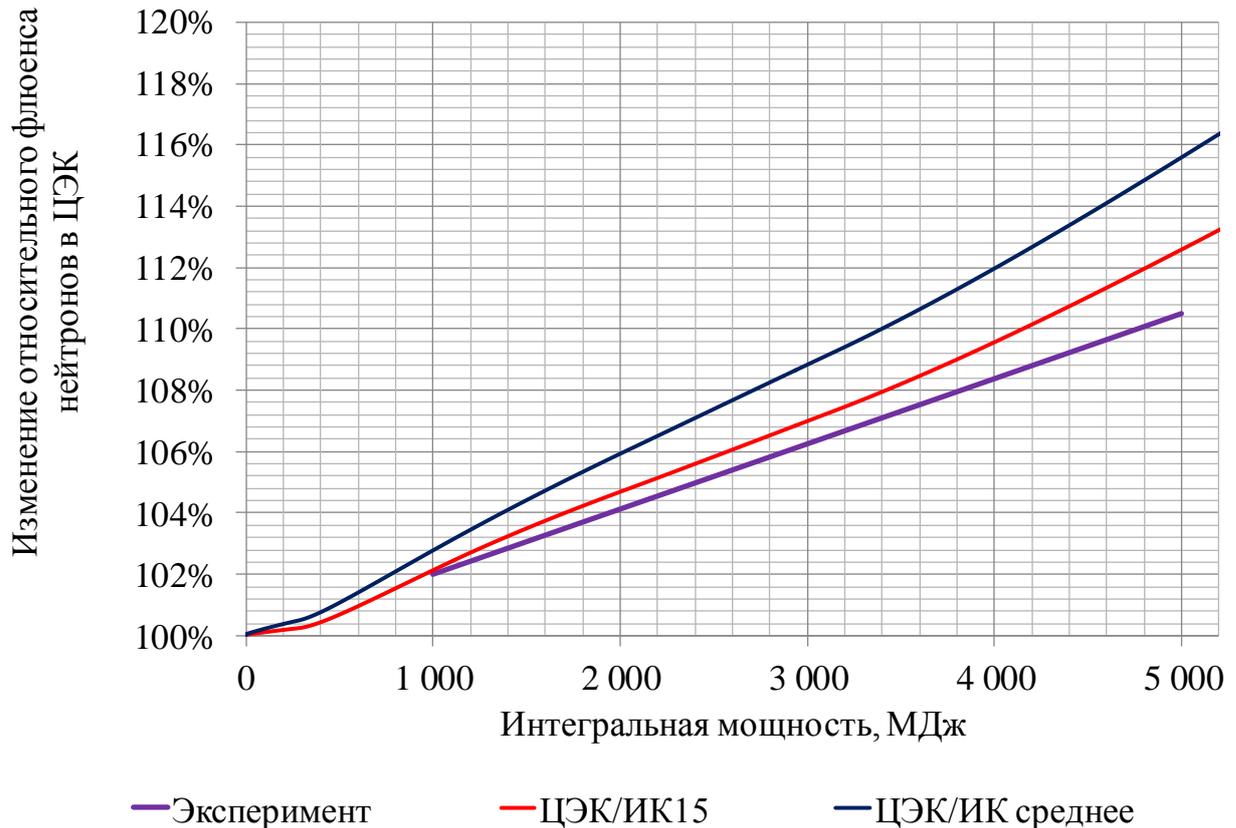


Рисунок 48 – Зависимость отношения флюенса нейтронов к энерговыделению в активной зоне от интегрального значения мощности ИГР

3.5. Выводы

Верифицированы модели реактора ИГР по имеющимся экспериментальным данным о критическом состоянии, надкритическом состоянии, общим параметрам характеристик нерегулируемых режимов, показателям ТКР и дифференциальной калибровочной характеристике эффективности органов СУЗ [89].

Параметры трехмерного распределения нейтронного и теплового поля в активной зоне реактора определяются на основе численного моделирования, поэтому их достоверность зависит от достоверности информации о физико-технических характеристиках элементов конструкции реактора ИГР, и достоверности использованных библиотек микросечений взаимодействия материалов с нейтронами.

По результатам тепловых расчетов, разогрев реактора в эксперименте длительностью порядка 50 с можно считать адиабатным процессом, и применять в программе расчета динамики нейтронного поля схему разогрева активной зоны без теплообмена. Температуру центральной графитовой втулки в течение эксперимента можно определить, как функцию второго интеграла мощности реактора ИГР.

Представленные методические основы показывают возможность определения мощности и поля нейтронов в ЦЭЖ на основании моделирования динамики трехмерного нейтронного и теплового полей в активной зоне ИГР.

Рассчитаны параметры переноса нейтронов в реакторе ИГР. Полученные данные структурированы в текстовые таблицы для их обработки программой расчета пространственной кинетики. Общие положения моделирования процесса изменения работы реактора и разогрева активной зоны представлены на конференции [90] и опубликованы в статье [91].

Создана программа расчета пространственной кинетики на языке Visual Basic 2009 [92, 93]. Это программа консольного типа, которая использует текстовый интерфейс задания и вывода данных, что является удобным при разработке и тестировании новой программы. Разработанная пространственно-распределенная модель реактора ИГР, основанная на трехмерной модели НФР в программе MCNP. Также в модели реализованы выносимые на защиту положения и выводы, сделанные по результатам тепловых расчетов. Впервые выполнено моделирование пространственно-временного изменения спектра нейтронов и нейтронного поля в активной зоне реактора ИГР.

Процессы, моделируемые программой, соответствуют законам физики, ее выводы хорошо согласуются с ранее проведенными экспериментами [94, 95], один из таких выводов о росте коэффициента корреляции при разогреве активной зоны представлен на конференции [96].

4. МОДЕЛИРОВАНИЕ ХОДА ЭКСПЕРИМЕНТА

4.1. Физико-технические характеристики экспериментального устройства

Целью испытаний экспериментального устройства является получение экспериментальных данных, необходимых для определения теплового потока от смеси расплава стали с нерасплавленными топливными таблетками к стальной стенке, охлаждаемой натрием. Испытания проводятся в реакторе ИГР.

Мощность энерговыделения в устройстве является основным управляемым параметром в эксперименте. Диаграмма изменения мощности энерговыделения в топливе устройства выбрана такой, чтобы в результате эксперимента была достигнута его основная цель – получены экспериментальные данные, необходимые для определения теплового потока от бассейна расплавленной стали к стальной стенке, охлаждаемой натрием. В процессе реализации диаграммы энерговыделения в эксперименте предполагается следующая последовательность событий:

- разогрев топливных таблеток за счет внутреннего энерговыделения;
- разогрев стальных блоков до температуры плавления;
- образование бассейна расплавленной стали в полости ТВС;
- контакт бассейна расплавленной стали со стальной внутренней трубой, охлаждаемой натрием.

Проект экспериментального устройства разработан на основе требований к конструкции, обеспечивающих успешную реализацию задач, поставленных перед экспериментом. В соответствии с проектом [97], было изготовлено экспериментальное устройство (Рисунок 49). Основные параметры экспериментального устройства приведены в таблице 24

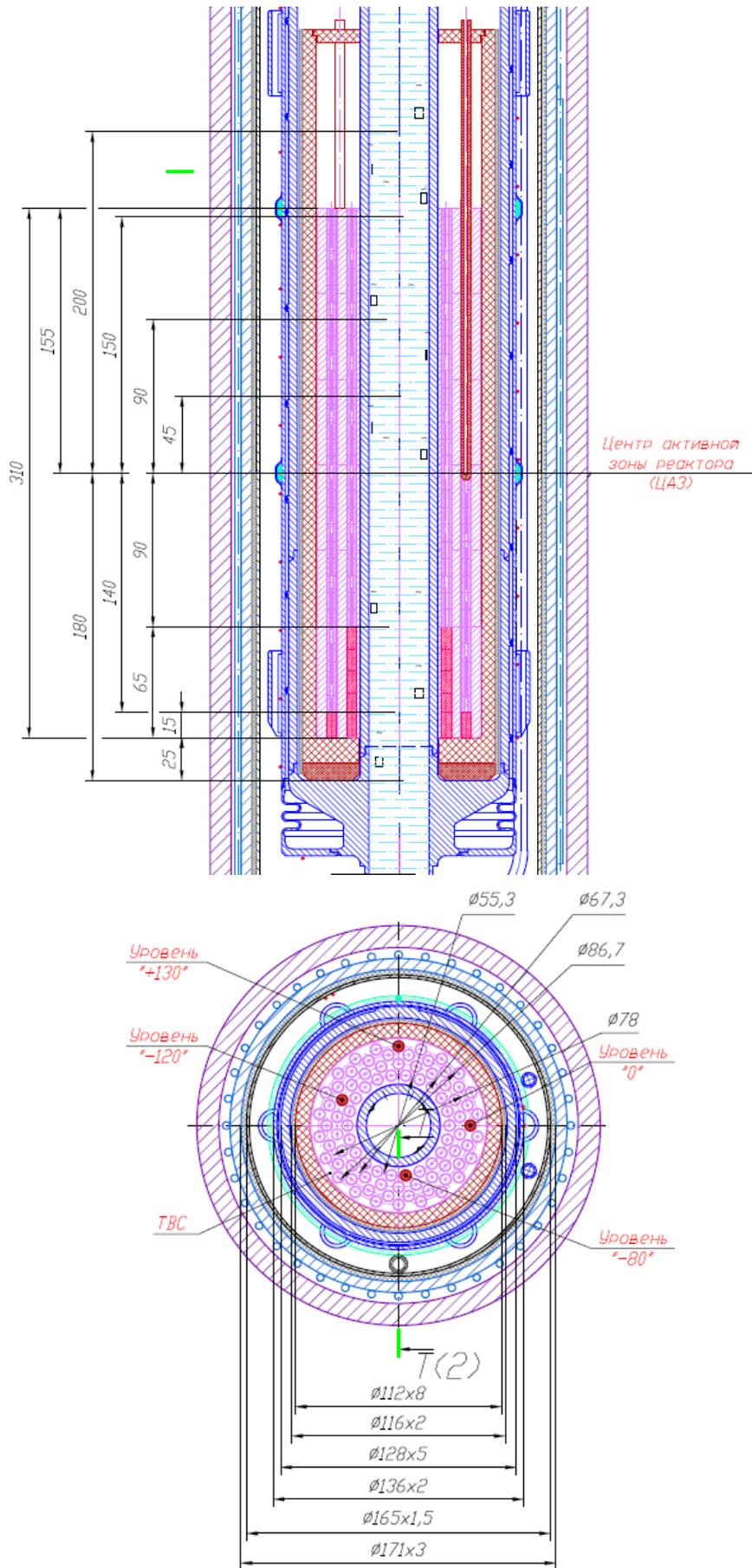


Рисунок 49 – Экспериментальное устройство

Таблица 24 – Параметры экспериментального устройства в начале эксперимента

№ п.п.	Наименование	Значение параметра
1	Топливо	
1.1	Масса топлива в ТВС (UO_2 с обогащением 17 % по ^{235}U), кг	5,970
1.2	Масса топлива бланкетной части ТВС (UO_2 с обогащением 0,27 % по ^{235}U), кг	0,949
1.3	Масса изотопа ^{235}U в ТВС, кг	1.018
1.4	Среднее удельное энерговыделение в топливе активной части, кДж/г UO_2	0,227±0,01
1.5	Максимальная температура топлива активной части, °С	370
2	Монитор энерговыделения	
2.1	Масса (UO_2 с обогащением 0,27 % по ^{235}U), г	2,3

Характеристики датчиков, применяемых в экспериментальном устройстве, приведены в таблице 25. На рисунке 51 показана схема расположения датчиков, метка “Уровень” показывает положение датчика в миллиметрах от центра активной зоны реактора ИГР.

Таблица 25 – Характеристики первичных преобразователей экспериментального устройства

Параметр	Тип первичного преобразователя	Диапазон измерения	Погрешность преобразования, %	Быстродействие, мс
1. Температура	ХА в стальном защитном чехле	40...+800°С	1	100
2. Температура	ВР в молибденовом защитном чехле	0...+2200°С	2	200
3. Плотность потока нейтронов	Комптоновский эмиссионный	$1.5 \cdot 10^{14} \dots 2 \cdot 10^{16}$ н/(см ² с)	20	-
4. Пустоты в натрия	CHEN	1...6 мм (пустотная фракция)	2	0,5

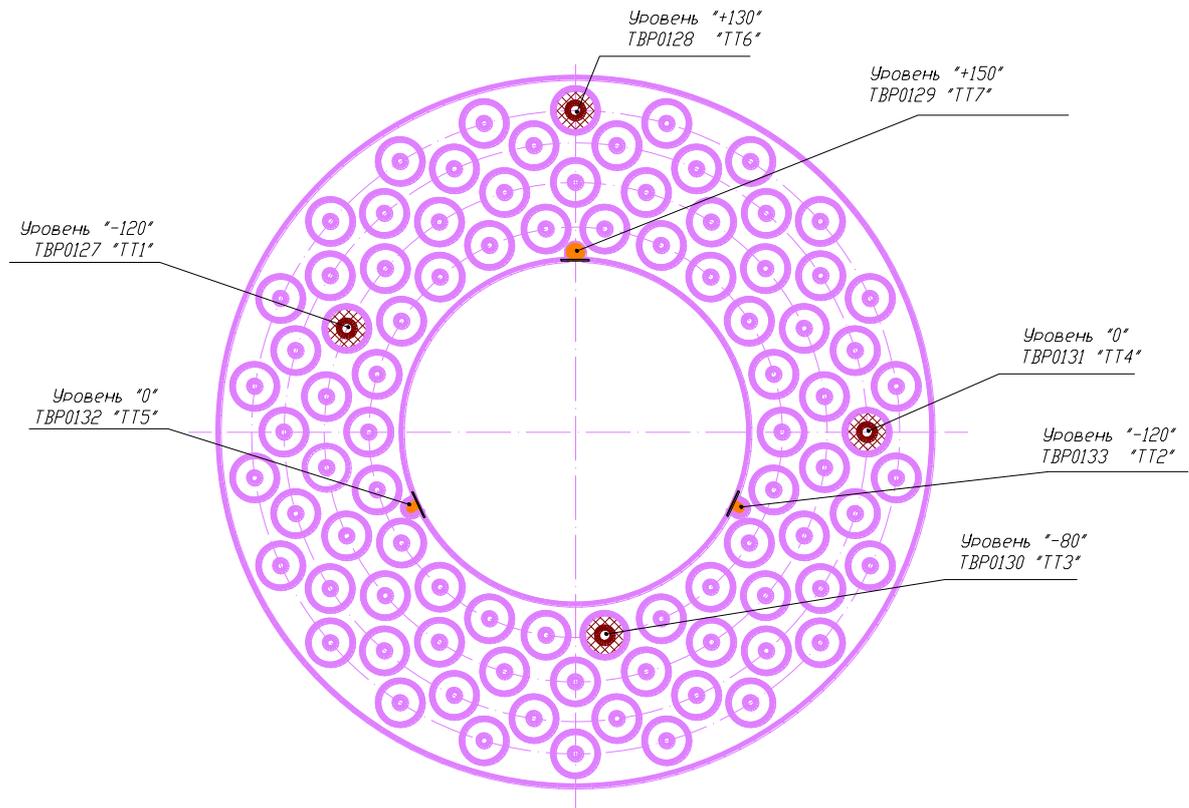


Рисунок 50 – Схема расположения термодатчиков в ТВС

Калибровочные эксперименты

Физический пуск был проведен на реакторе ИГР с целью определения отношения удельного энерговыделения в мониторе энерговыделения экспериментального устройства и энерговыделения в активной зоне реактора ИГР [98]. Пуск 179Ф-1 был реализован в режиме "Импульс", при этом энерговыделение в активной зоне реактора составило 27,9 МДж. После проведения реакторного облучения экспериментального устройства было осуществлено извлечение монитора энерговыделения. В качестве монитора энерговыделения использовалась таблетка типа БН-350 [99] из диоксида урана с обогащением 0,27 % по изотопу урана ^{235}U , установленная в полость внутреннего корпуса на уровне центра активной зоны реактора.

С целью получения исходных данных для расчёта удельного энерговыделения, в мониторе, в соответствии с методикой [100], были выполнены спектрометрические измерения интегрального числа делений. Число делений в мониторе определялись по интенсивности гамма-линии ^{140}La ($E_\gamma=1596$ кэВ), затем по числу делений рассчитывалось интегральное энерговыделение в мониторе.

Значения удельного энерговыделения в мониторе, соотношения удельного энерговыделения в мониторе и энерговыделение в активной зоне реактора ИГР приведены в таблице 26 [101]

Таблица 26 – Значения удельного энерговыделения

Энерговыделение в реакторе, МДж	Удельное энерговыделение в UO_2 монитора, $Q_{уд}$, Дж/г	Соотношение $Q_{уд}$ в мониторе и энерговыделения в АЗ ИГР, $\times 10^{-8}$ 1/г
27,9	2,01	7,2

Калибровочный пуск был проведен с целью получения экспериментальных данных, необходимых для определения соотношения между энерговыделением в мониторе, установленном в ЭУ, и энерговыделением в активной зоне реактора ИГР, а также для калибровки нейтронных камер СУЗ реактора ИГР и комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов. Калибровочный пуск был проведен в режиме «Вспышка» с начальным скачком реактивности $\rho_0=1,75 \beta$, энерговыделение в активной зоне реактора определено по формуле (1) и составило 289 МДж [102].

После проведения калибровочного пуска из устройства был извлечен монитор энерговыделения, и проведены спектрометрические исследования [101], по результатам которых было определено значение отношения удельного энерговыделения в мониторе к энерговыделению в активной зоне реактора ИГР (таблица 27).

Таблица 27 – Значения удельного энерговыделения

Энерговыделение в реакторе, МДж	Удельное энерговыделение в UO_2 монитора, $Q_{уд}$, Дж/г	Соотношение $Q_{уд}$ в мониторе и энерговыделения в АЗ ИГР, $\times 10^{-8}$ 1/г	Среднее удельное энерговыделение в топливе активной части, $\times 10^{-8}$ 1/г
289	20,3	7,0	78.55e

4.2. Результаты экспериментов

Диаграмма изменения мощности реактора ИГР, реализованная в исследовательском пуске, приведена на рисунке 51 [103]. В таблице 28 приведены параметры реактора ИГР при проведении исследовательского пуска.

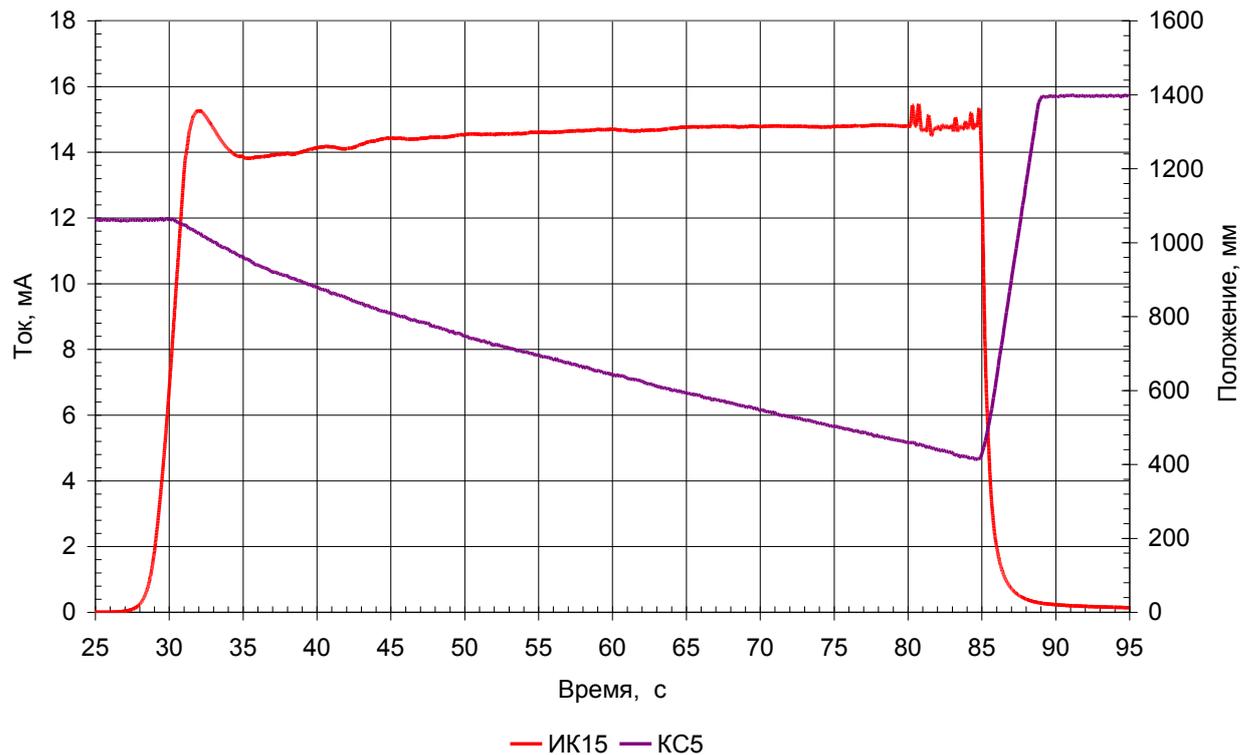


Рисунок 51 – Диаграмма изменения тока ИК15 и положения стержня КС5 в исследовательском пуске

Таблица 28 – Технические данные реактора ИГР при проведении исследовательского пуска

Наименование	Значение параметра
1. Режим работы реактора:	Регулируемый импульс
2. Величина вводимой начальной реактивности, $\beta_{эф}$	1,17
3. Максимальная мощность реактора, МВт	57,8
4. Температура активной зоны, °С (начальная / конечная)	585 (18/603)
5. Энерговыведение в реакторе, ГДж	3,0
6. Значение отрицательной реактивности, внесенной экспериментальным устройством в реактор, $\beta_{эф}$	-8,7 $\beta_{эф}$

В процессе пуска регистрировались данные о тепловом состоянии экспериментального устройства. Показания термопар, установленных в полости ТВС и в полости внутренней трубы, представлены на рисунках 52 – 55.

Реализация диаграммы мощности началась на 25-ой секунде от момента, принятого за начало пуска. На 65-ой секунде термопара ТТ7, расположенная в стальном блоке на уровне +150 мм, показывает повышение температуры до температуры плавления стали 1427°С (рисунок 52). Этот момент времени можно принять за время начала плавления стальных блоков.

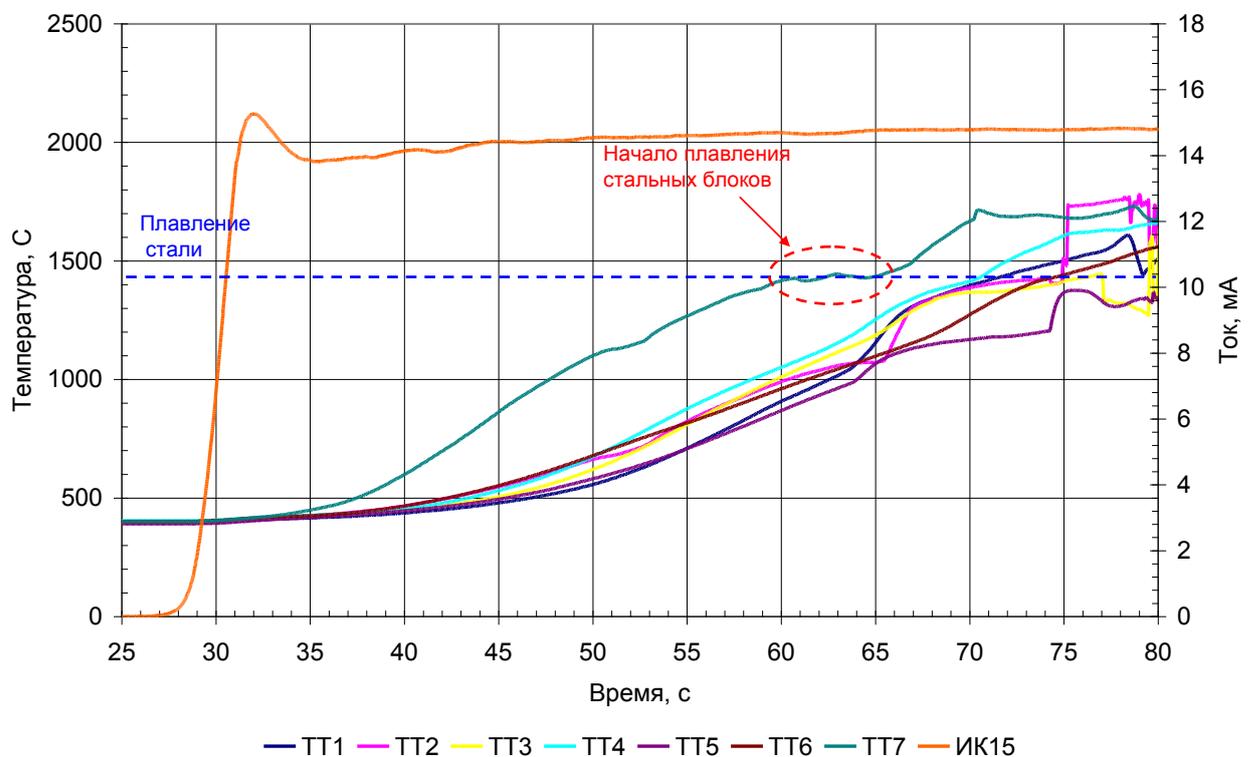


Рисунок 52 – Температура в полости ТВС на начальной стадии эксперимента

Термопара ТТ4, расположенная в ТВС на уровне Ц.А.З., показывает быстрый рост температуры, и уже на 70,5 с ее показания также достигают точки плавления стали и практически без замедления температура продолжает повышаться, что говорит о развитии процесса плавления (рисунок 52). Это время соответствует времени начала объемного плавления стальных блоков.

На 74,9 с термопары ТТ2 «-120 мм» и ТТ5 «0», установленные в стальном блоке ТВС, показывают резкое увеличение температуры, возможно, связанное с попаданием на них расплава стали. В этот же момент времени фиксируется

относительно резкий рост показаний остальных термопар, объясняющийся распространением процесса плавления стали по всему объему ТВС. Время полного плавления стальных блоков и образования бассейна расплава стали соответствует 75 с эксперимента (Рисунок 53).

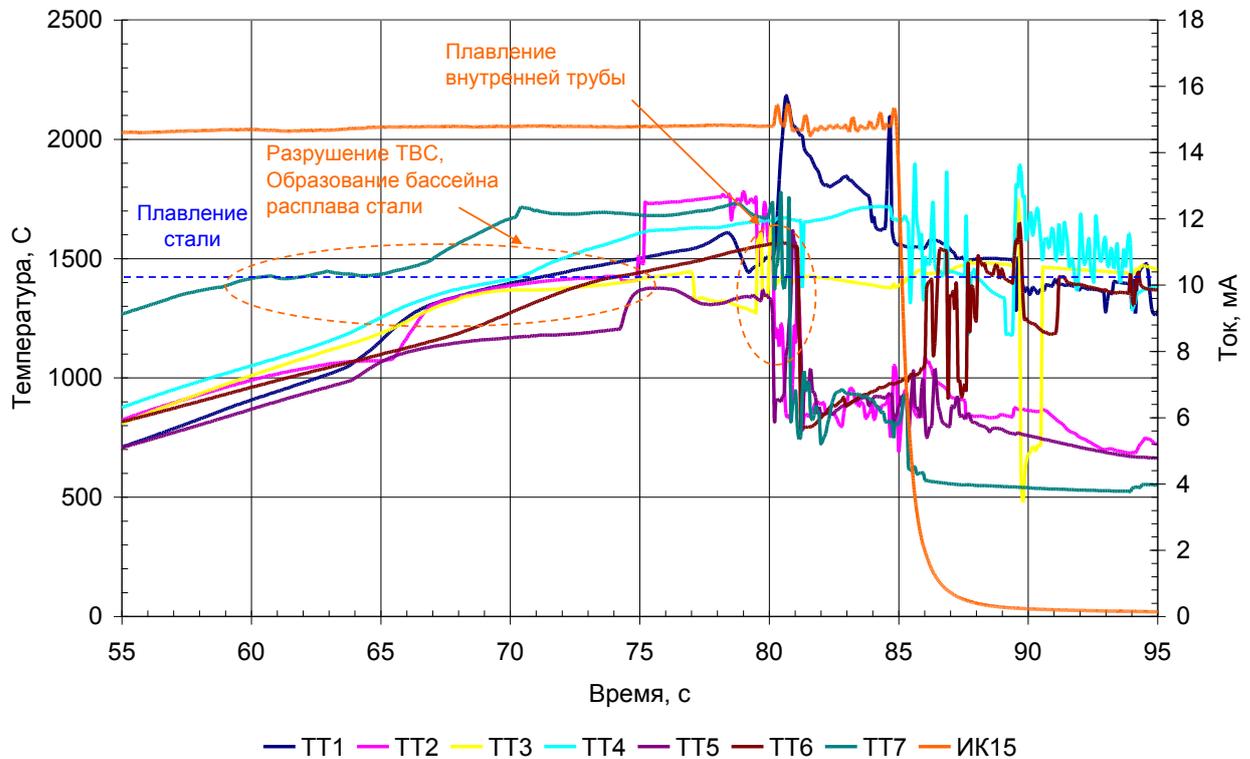


Рисунок 53 – Температура в полости ТВС с 55-ой по 95-ю секунду

Термопары ТК5 «-90 мм», ТК6 «-90 мм», установленные во внутренней трубе, на 65 с также фиксируют начало плавления стальных блоков ТВС. Резкое увеличение температуры, начиная с 79,62 секунды, фиксируют все термопары, находящиеся во внутренней трубе на уровне ТВС, причем имеет место последовательный резкий рост показаний. Это обстоятельство подтверждает образование бассейна расплава и его контакта с внутренней трубой. По показаниям термопары ТК12 «+150 мм» в момент времени 79,7 с начинается плавление стенки внутренней трубы, на 80,13 с термопары ТК14 «+340 мм», ТК15 «+510 мм» и затем на 80,19 с термопары ТК16 «+670 мм», ТК17 «+800 мм» фиксируют ее разрушение (Рисунок 54).

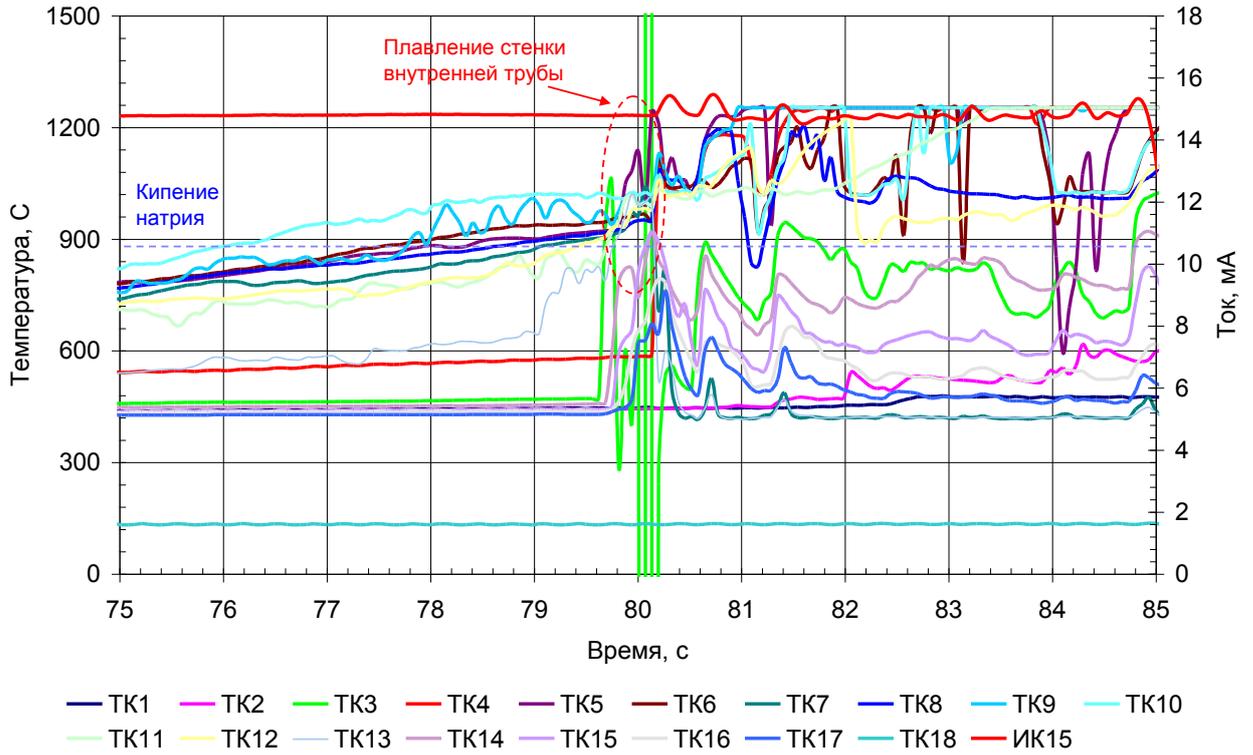


Рисунок 54 – Показания термпар, расположенных во внутренней трубе

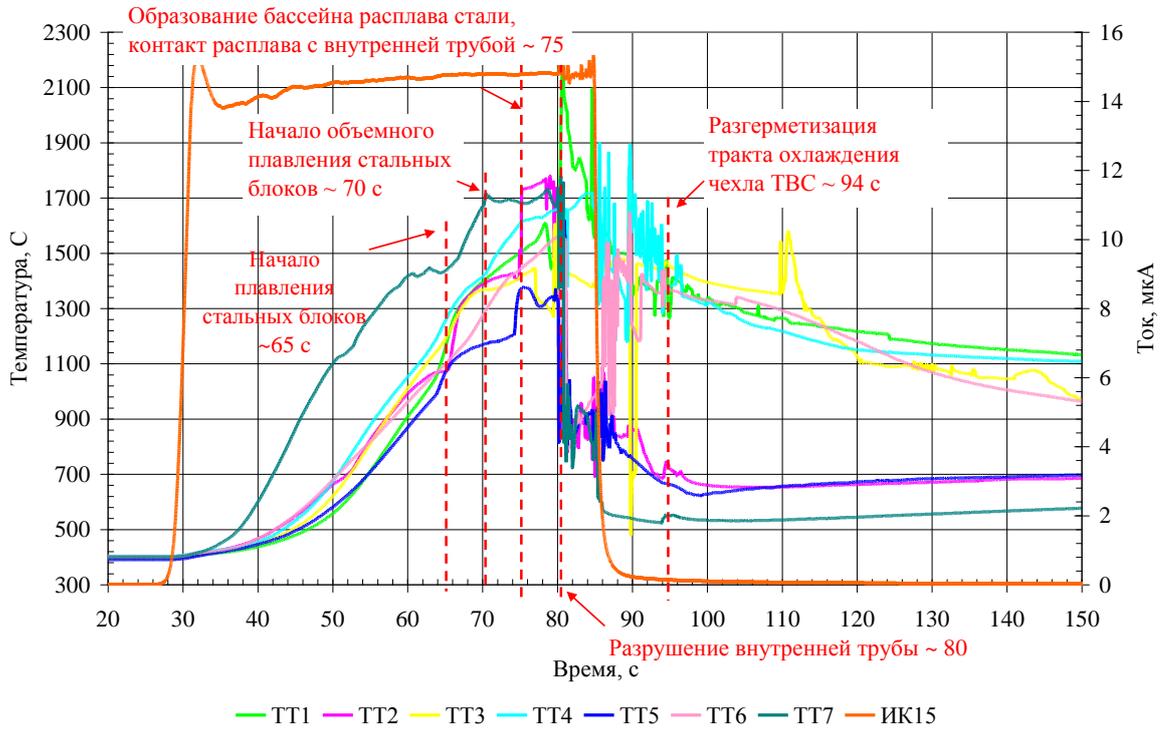


Рисунок 55 – Общая схема основных событий

4.3. Моделирование диаграммы импульса на реакторе ИГР с помощью программы пространственной кинетики

Проведены расчеты нейтронно-физических характеристик. Начальное состояние системы реактор ИГР – ЭУ рассчитывалось с помощью программы MCNP с библиотеками ENDF-B 7.0. Схема ЭУ представлена на рисунке 56. Модель ЭУ максимально точно повторяет реальное экспериментальное устройство в области активной зоны реактора ИГР. Целью проведения расчетов в программе MCNP было определить начальное значение коэффициента корреляции, которое составило $78,04 \cdot 10^{-8}$ 1/г, что на 0,7 % меньше измеренного значения.

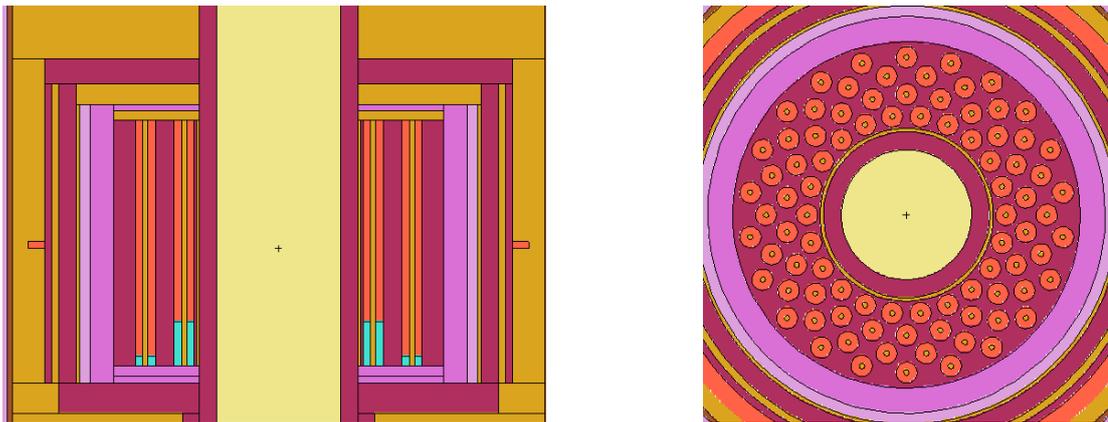


Рисунок 56 – Фрагмент расчетной модели блока плавления экспериментального устройства

На рисунке 57 показано сравнение экспериментальных и расчётных данных распределения мощности по высоте и радиусу экспериментального устройства. Видно, что результаты эксперимента и расчетные данные хорошо согласуются. Расхождение результатов на отдельных участках не превышает 10 %, оцененная погрешность расчетных данных составляет 3 %. Это говорит о том, что расчетная модель ИГР с размещенным в нем экспериментальным устройством работает удовлетворительно.

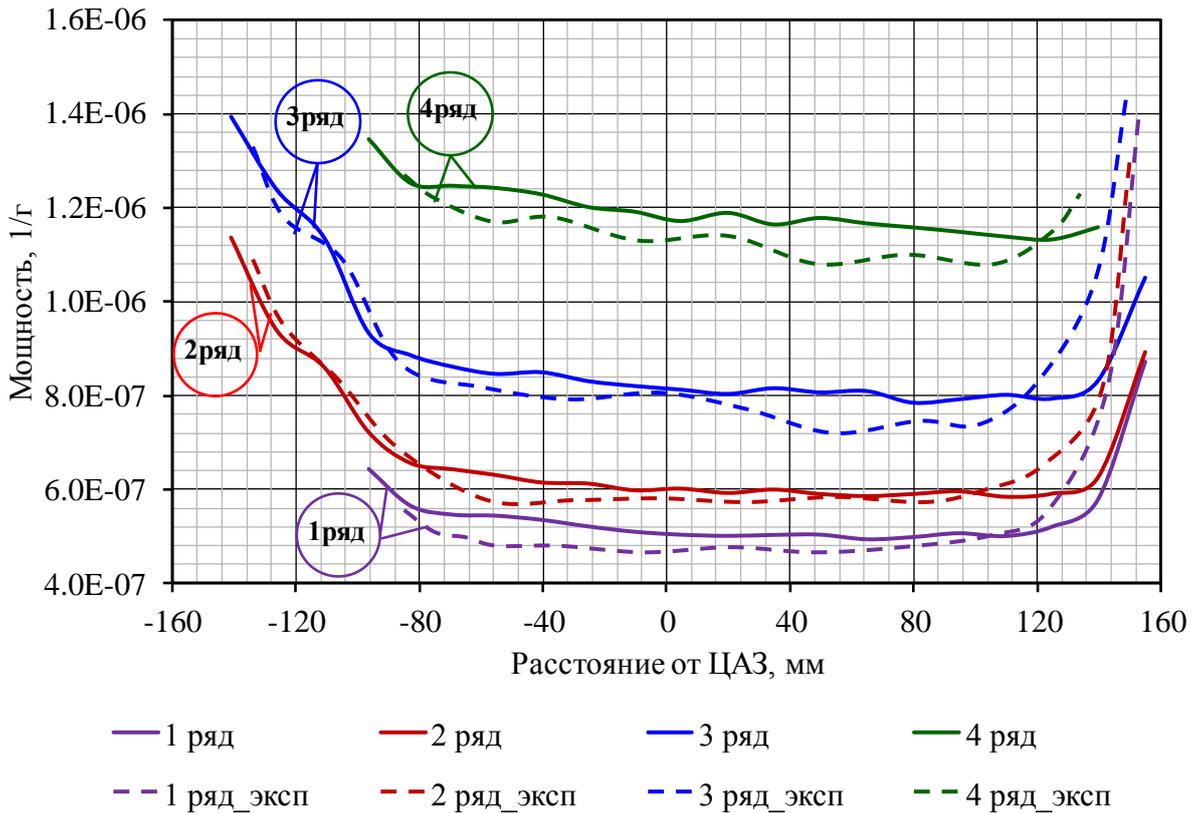


Рисунок 57 – Сравнение расчетных данных и измерений распределения мощности по высоте экспериментального устройства.

Рассчитанная динамика мощности ТВС согласно новой методике показана на рисунке 58 красной линией. Сразу после поднятия пусковых стержней СУЗ произошло падение коэффициента корреляции до $77,04 \cdot 10^{-8}$ 1/г, но к концу эксперимента, при учете разогрева графитовых блоков без урана, коэффициент корреляции превышает на 24% начальное значение. Энерговыведение, рассчитанное в топливе по двум методикам, к концу эксперимента составило 2390 Дж/г и 2628 Дж/г соответственно.

Интегральная мощность экспериментального устройства до середины эксперимента увеличивается незначительно за счет динамики коэффициента корреляции. Но к моменту разрушения ТВС превышает ранее принятое значение на 10%.

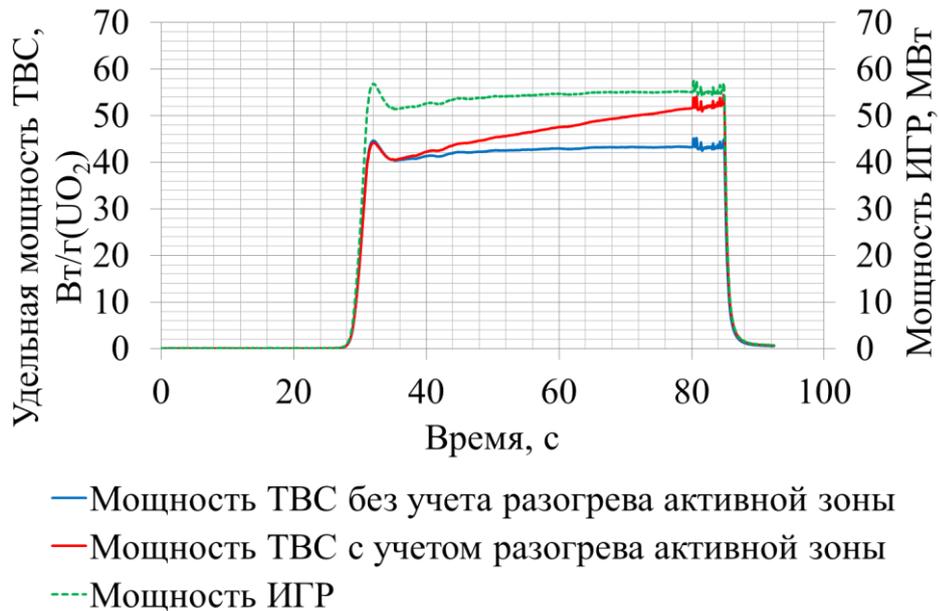


Рисунок 58 – Удельная мощность ТВС

Проведенный тепловой расчет событий без учета динамики коэффициента корреляции несколько отстает от результатов эксперимента.

На рисунке 59 синей линией показан расчетный график температуры, а зеленой – результаты измерений. Можно видеть, что стальной блок начинает плавиться на 65-ой секунде. Контакт внутренней трубы со стальным блоком ТВС и образование бассейна расплава стали происходит на 77-ой секунде, когда стенка стального блока, обращенная к центральной трубе, достигает температуры плавления. В эксперименте это событие происходит на 75-ой секунде.

Разрушение внутренней стенки связывается с достижением натрия температуры кипения, происходящее согласно расчетам не ранее 82-ой секунды эксперимента около стальной стенки. И на 84-ой секунде по объему трубы (Рисунок 60). Согласно показаниям датчиков пустот, установленных во внутренней трубе, разрушение стенки происходит через 0,2 секунды после фиксирования кипения натрия. Датчики пустот, в свою очередь, могут фиксировать кипение натрия только в центре трубы. Таким образом, результаты расчета значительно отстают от экспериментальных данных. Отставание оценивается в 4 с к пятидесятой секунде активной фазы эксперимента. Это связано с занижением значения мощности экспериментального устройства.

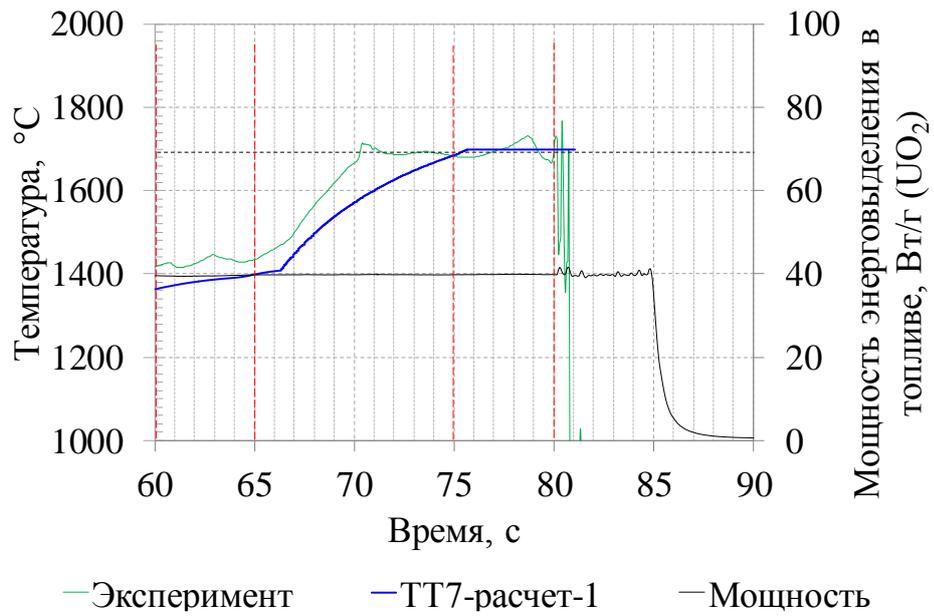


Рисунок 59 – Показания термопары ТТ7, установленной в ТВС

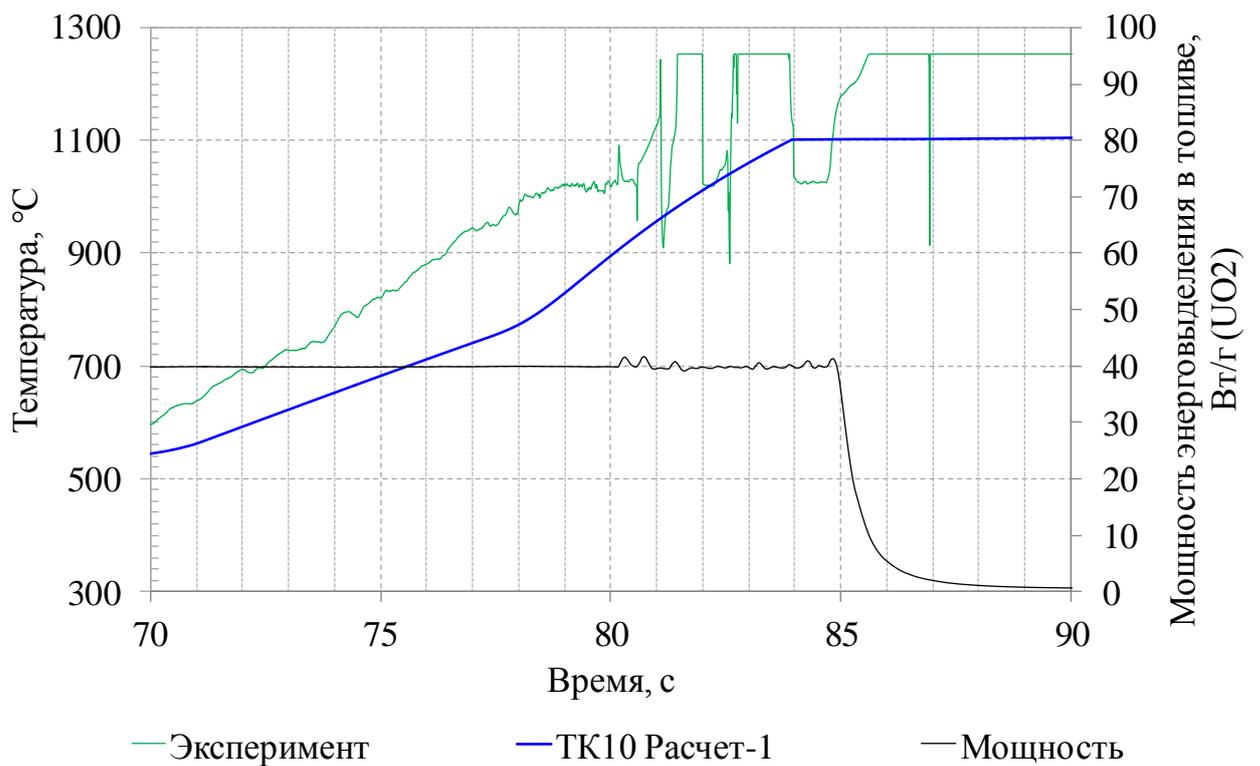


Рисунок 60 – Показания термопары ТК10, установленной в натрии

При учете тепловых эффектов в активной зоне реактора ИГР и их влияние на мощность модельной ТВС время совершения ключевых событий приблизилось к экспериментальным, что говорит о более качественном моделировании.

До 65-ой секунды коэффициент корреляции мощности модельной ТВС с мощностью реактора практически не изменяется, поэтому расчетное время начала плавления стального блока модельной ТВС различается на секунду (Рисунок 61).

Контакт внутренней трубы со стальным блоком ТВС и образование бассейна расплава стали происходит на 74-ой секунде, когда стенка стального блока, обращенная к центральной трубе, достигает температуры плавления. В эксперименте это событие происходит на 75-ой секунде.

Натрий в центральной трубе достигает температуры кипения на восьмидесятой секунде (80,3 с), что на 0,5 с отстает от регистрации кипения в эксперименте (Рисунок 62).

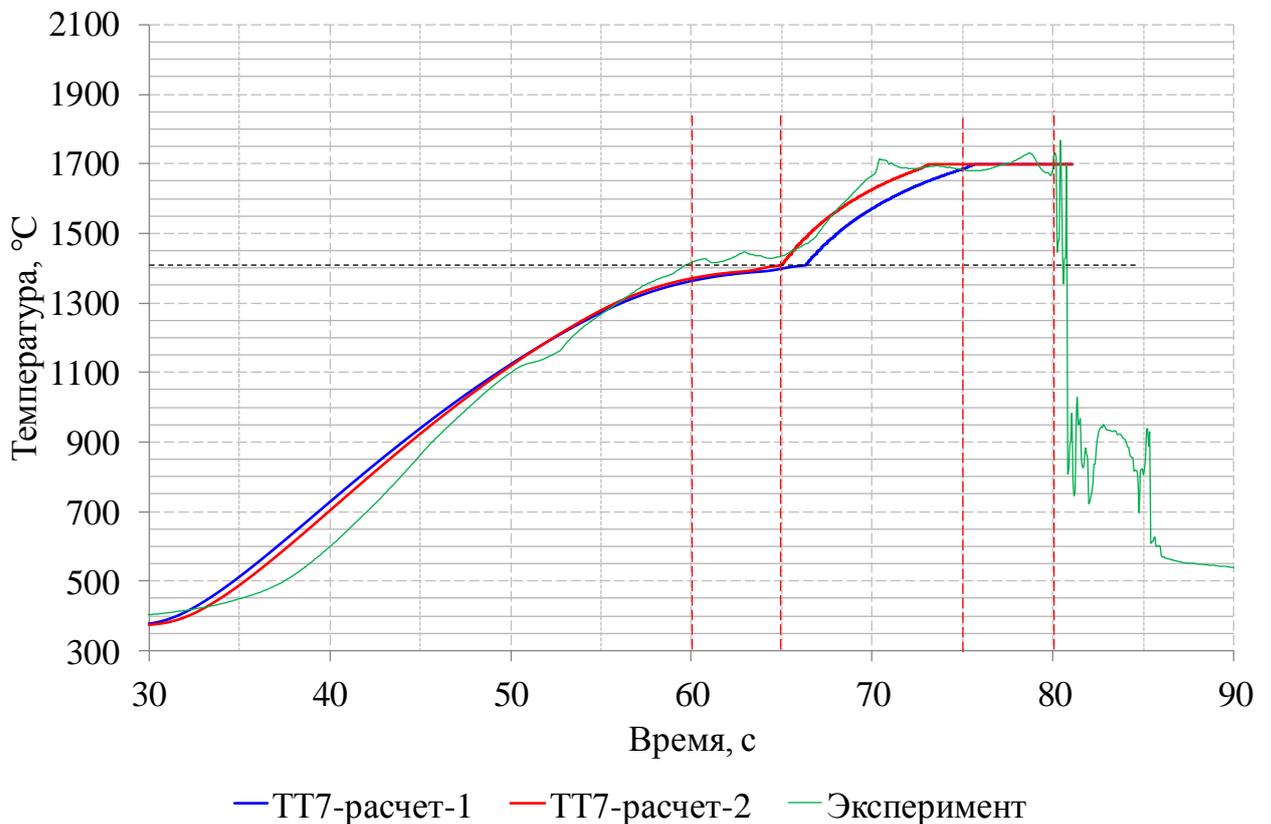


Рисунок 61 – Показания термопары ТТ7, установленной в ТВС

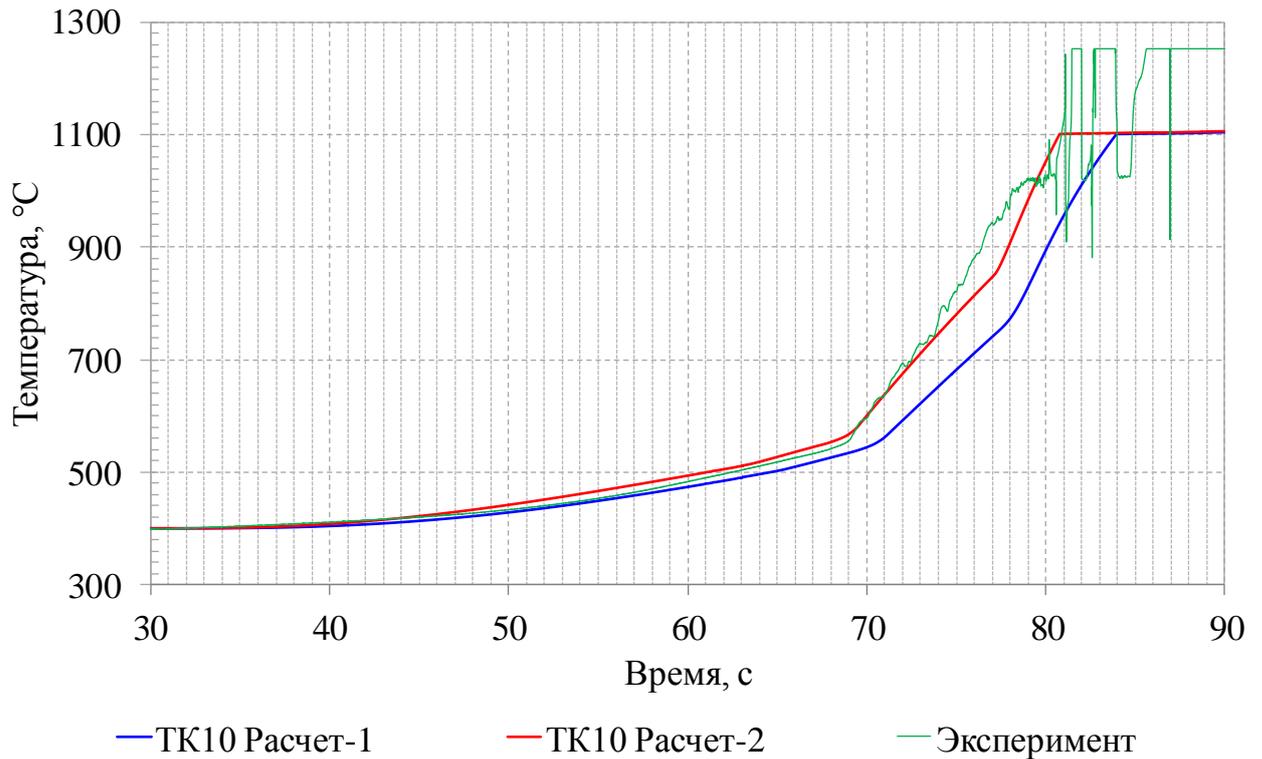


Рисунок 62 – Показания термопары ТК10, установленной в натрии

4.4. Выводы

По результатам экспериментальной отработки методики определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов можно сделать следующие выводы:

1. Методика определения динамики распределения мощности в ТВС не зависит от каких-либо технических особенностей экспериментального устройства.
2. Энергетические параметры ТВС определяются на основе численного моделирования, поэтому их достоверность зависит от достоверности информации о физико-технических характеристиках экспериментального устройства.
3. В процессе подготовки модели экспериментального устройства важно в полной мере учесть его конструктивные особенности и их влияние на коэффициент корреляции энергетических параметров ТВС.

4. В процессе подготовки экспериментов важно проводить верификацию модели и внесение корректировок с учетом реальных конструктивных особенностей экспериментального устройства.

5. Подтверждена принципиальная возможность определения, коррекции и прогнозирования энергетических параметров ТВС расчетным путем.

6. Сравнение результатов определения мощности и энерговыделения в ТВС расчетным и экспериментальными методами, позволяет говорить об отсутствии противоречий между полученными результатами, а также об улучшении качества оценки тепловых параметров модельной ТВС.

7. Применение расчетного метода позволяет получить значения коэффициента корреляции для уровня энерговыделения в реакторе, при котором применение экспериментальных методов становится невозможным.

8. Появляется возможность прогнозировать изменение соотношения мощности ТВС и реактора на стадии подготовки к эксперименту.

9. По результатам проведенных расчетных исследований показана возможность определения энергетических параметров импульсных реакторных экспериментов с высоким уровнем энерговыделения, при котором применение известных экспериментальных методов становится невозможным. За счет этого улучшается качество интерпретации энергетических параметров ТВС и реактора после проведения испытаний.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Данная работа была посвящена развитию и совершенствованию методов подготовки реакторных экспериментов на реакторе ИГР, исследованию тепловых и нейтронно-физических процессов, протекающих в активной зоне реактора и влияющих на ход эксперимента и регистрацию параметров эксперимента, разработке новых компьютерных методов моделирования реакторных экспериментов, от которых зависит эффективность и качество реакторного эксперимента.

Важным достижением данной работы являлось решение проблемы реализации реакторных экспериментов, имитирующих плавление активной зоны, особенностью которых является разогрев активной зоны до 1100°C и сложная динамика коэффициента корреляции мощности модельной ТВС с состоянием активной зоны реактора. Благодаря разработанной программе и алгоритму определения нейтронно-физического и теплового состояния активной зоны реактора ИГР, удалось определить коэффициент корреляции, как функцию времени в ходе эксперимента, и уточнить тепловые параметры, полученные в ходе экспериментального пуска.

Результат решения поставленной задачи имеет комплексный характер, так как разработанная компьютерная модель позволяет не только прогнозировать ход экспериментов и выполнять точную пост-экспериментальную обработку параметров, но и проводить численные исследования характеристик реактора ИГР, что способствует развитию знаний о реакторах подобного типа.

Основные результаты и выводы диссертационной работы следующие:

1. Разработана пространственно-распределенная модель реактора ИГР, основанная на трехмерной модели для нейтронно-физического расчета в программе MCNP. Впервые выполнено моделирование пространственно-временного изменения спектра нейтронов и нейтронного поля в активной зоне реактора ИГР.

2. Разработана методика определения энергетических параметров модельных ТВС в импульсных испытаниях в ИГР, основанная на решении системы уравнений пространственной кинетики. Впервые выполнено прогнозирование разогрева модельной сборки в зависимости от изменения трехмерного поля температуры в активной зоне реактора ИГР и сделана оценка интегральной мощности модельной сборки на основе измеренных нейтронно-физических параметров эксперимента без привлечения теплофизических измерений.

3. Коэффициент связи мощности реактора с показаниями ионизационных камер линейно уменьшается с ростом температуры активной зоны.

4. Отношение мощности аварийной ТВС к мощности активной зоны растет с ростом температуры активной зоны и центрального отражателя реакторной установки.

5. Разработана, верифицирована и рекомендована к использованию на реакторе ИГР процедура обоснования режимов проведения внутриреакторных испытаний, позволяющая снизить ошибки в реализации заданного энерговыделения во внутриреакторных имитационных экспериментах. Также предложенный подход рекомендован для расчетно-теоретического исследования физических процессов в реакторе ИГР.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

12X18H10T	– марка стали;
A3	– активная зона;
АМГ-6	– сплав алюминия;
АР	– стержень автоматического регулирования;
АРМ	– автоматизированный регулятор мощности;
БЭК	– боковой экспериментальный канал;
ВЖ-98	– марка стали;
ВАК РК	– Высшая аттестационная комиссия Республики Казахстан;
BT 1-0	– титановый сплав;
ГМГ	– графит марки ГМГ;
ГМЗ	– графит марки ГМЗ;
Д16М	– алюминиевый сплав;
ИГР	– импульсный графитовый реактор;
КИР ИГР	– комплекс исследовательского реактора ИГР;
КС	– компенсирующий стержень;
МГ-1	– марка графита;
МКУ	– минимально контролируемый уровень мощности;
МОН РК	– Министерство образования и науки Республики Казахстан;
Н-3	– стержень безопасности;
НА-82	– неподвижная ампула с внутренним диаметром 82 мм;
НА-228	– неподвижная ампула с внутренним диаметром 228 мм;
НФР	– нейтронно-физический расчет;
НЧК	– неподвижная часть кладки;
НЯЦ РК	– Национальный ядерный центр Республики Казахстан;
ОСЧ-7-3	– высокочистый графит;

ОТ-4	– титановый сплав;
ОУ	– облучаемое устройство;
ПКТМ	– переводной коэффициент тока мощности;
ПС	– пусковой стержень;
ПЧК	– подвижная часть кладки;
РР	– стержень ручного регулирования;
СУЗ	– система управления и защиты;
ТВС	– тепловыделяющая сборка;
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент;
ТКР	– температурный коэффициент реактивности;
ТУ	– техническое условие;
УС	– уравнивательный стержень;
ЦЭК	– центральный экспериментальный канал;
Э-125	– цирконий-ниобиевый сплав;
ЭУ	– экспериментальное устройство (условное название);
ANSYS	– программа для тепловых расчетов;
ENDF	– Evaluated nuclear data file;
MCNP	– Monte Carlo N-Particle code;
SINDA	– программа для тепловых расчетов;
Ppm	– parts per million;
VB	– Visual Basic.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1 Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов, С.М. Фейнберг, Н.А. Доллежалъ // Атомная энергия. – Москва, 1964. – Т. 17, вып. 6. – С. 463-474.

2 Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов [и др.] // III международная конференция по мирному использованию атомной энергии, доклад №322: Женева, 1964.

3 Васильев, Ю.С. Исследования по проблемам безопасности ядерных энергетических установок на исследовательском реакторе ИГР: результаты среднемасштабного внутриреакторного эксперимента, проведенного в рамках проекта EAGLE [Текст] / Ю.С. Васильев // Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», НИКИЭТ, Москва, 22-23 июня 2006 г. Тезисы докладов, стр. 46-47.

4 Павшук, В.А. Импульсные графитовые реакторы как лучший инструмент для динамических испытаний [Текст] / В.А. Павшук, В.М. Талызин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Импульсные реакторы и простые критические сборки. – 1990. – Вып. 4. – С. 37-39.

5 Жагипарова, Л.К. Определение распределения энерговыделения в канале ID3 реактора ИГР [Текст] / Л.К. Жагипарова, Р.А. Иркимбеков // Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии: доклады международной конференции-конкурса молодых ученых и специалистов. Алматы, 06-08 июня 2012 г. – Алматы, 2012. – С. 179–189.

6 Витюк, В.А. Методика определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов [Текст]: дис. канд. физ-мат. наук.: 01.04.14: защищена 28.12.13 / Витюк Владимир Анатольевич. – НИ ТПУ. – Томск, 2013, – 129 с.

7 Климов, А.Д. Пространственная кинетика импульсного теплоемкостного реактора [Текст] / А.Д. Климов, Л.Г. Страховская, Р.П. Федоренко, И.Л. Чихладзе // Журнал вычислительной математики и математической физики. – Москва, январь 1977. – Том 17, № 2. – с. 162.

8 Тепловыделение в ядерном реакторе [Текст] / под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160с.: ил.

9 Инженерная методика определения эффективной энергии, выделяемой на акт деления в одиночном твэле в ампульных испытаниях на реакторе ИГР [Текст]: техническая справка / ИАЭ им. И.В.Курчатова. – М., 1988. – Инв. № 37/1733.

10 Определение энерговыделения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР [Текст]: методические указания / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; разработ.: М. О. Токтаганов, Ю. А. Попов [и др.]. – Курчатов, 2001. – 16 с. – АК.65000.00.728 МУ. – Инв. № К-38051.

11 Крамер-Агеев, Е.А. Активационные методы спектрометрии нейтронов [Текст] / В.С. Трошин, Е.Г. Тихонов ; М.: Атомиздат, 1976. – 232 с.

12 Мительман, М.Г., Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения [Текст] / М.Г. Мительман, Б.Г. Дубовский, В.Ф. Любченко, Н.Д. Розенблюм ; М.: Атомиздат, 1977. - 151 с.

13 SINDA/G User's Guide; Network Analysis. Inc. - Arizona State Research Park, 1996.

14 Программный комплекс SINDA/G. Описание программы G [Текст]. АК.65000.01.005-01 13 01-1-ЛУ / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов, 2002. – Инв. №К-39600 от 11.09.2002.

15 Освоение программного комплекса SINDA/G [Текст]. Отчет о НИР / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов, 2002. – Инв. №К-39601 от 11.09.2002.

16 Анализ условий безопасного проведения испытаний устройства WF [Текст] Отчет о НИР / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Инв. №К-40675 от 02.09.2003. – Курчатов, 2003.

17 Кирилов, П.Л. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) [Текст] / П.Л. Кирилов, Ю.С. Юрьев, В.П. Бобков – Москва, Энергоатомиздат, 1990.

18 Варгафтик, Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей [Текст] / Н.Б. Варгафтик. - 2-е изд., доп. и перераб. – М.: Наука, 1972. – 721 с.

19 Sasajuma, H. Behavior of Irradiated ATR/MOX Fuel under Reactivity-initiated Accidents Conditions [Текст] / H. Sasajuma [et al.] // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2000. – vol. 37(5). – pp. 455-464.

20 Васильев, Ю.С. Моделирование динамики температурных полей и образования карбидов в экспериментах с кориумом [Текст] / Ю.С. Васильев, В.И. Супрунов, Р.А. Иркимбеков, И.В. Шаманин, В.А. Лызко // Известия Томского политехнического университета. – Томск, 2009. – Т.314. №. 2. – С. 104-107.

21 ANSYS release 14.5 Documentation for ANSYS WORKBENCH [Электронный ресурс]: ANSYS Inc. – Электрон. дан. и прогр. – [Б. м.], 2014.

22 MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code [Электронный ресурс]: Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.

23 Briesmeister, J.F. MCNP - a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport [Текст] / Los Alamos National Laboratory. J.F. Briesmeister. – April 24, 2003. – 591 с. – LA-7396M, 1997.

24 Ермаков, С.М. Метод Монте-Карло в вычислительной математике: Вводный курс [Текст] / С.М. Ермаков – СПб.: Невский Диалект; М.: БИНОМ. Лаборатория знаний, 2009. – 192 с.

25 Pakhnits, V. IGR reactor - uranium-graphite blocks reflected by graphite [Текст] / V. Pavshuk, N. Gorin, A. Vasiliev // NEA/NSC/DOC/(95)03/II, Volume II (Бенч-Марк модель).

26 Иркимбеков, Р.А. Бенч-Марк модель реактора ИГР [Текст] / Р.А. Иркимбеков, В.М. Котов, А.М. Курпешева // Ядерная и радиационная физика

(ICNRP'11): сборник тезисов 8-й Международной конференции. Алматы, 20-23 сентября 2011 г. – Алматы, 2011. – С. 37.

27 Шевелев, А.Я Инженерные расчеты ядерных реакторов [Текст] / А.Я Шевелев, Я.В. Крамеров.: Изд. второе, перераб. и дополн. – Энергоатомиздат, Москва, 1984

28 Эксперимент WF. Анализ результатов методических и физических исследований [Текст]: Отчет о НИР / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. В.А. Пахниц; исполн.: Вурим А.Д. [и др.]. – Курчатов, 2004. – 54 с. – Инв. № 240-02/129.

29 Протокол физических исследований с применением физического макета экспериментального устройства WF [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2003. – Инв. №240-02/1465.

30 Протокол физических исследований с применением мониторов энерговыделения, облученных в пусках 164Т-10В, 164Т-11 и 164Т-12 [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2004. – Инв. № 240-02/129вн от 29.01.2004

31 Протокол физических исследований по определению отношения флюенса тепловых нейтронов к энерговыделению в активной зоне реактора ИГР в пусках 164Ф-15, 164Ф-16, 164Ф-17 и 164Ф-18 [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2004. – Инв. № 240-02/102 от 24.03.2004.

32 Вурим, А.Д. Внутриреакторные эксперименты по проекту EAGLE [Текст] / А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук, А.В. Пахниц [и др.] // Вестник НЯЦ РК. Сер. «Атомная энергетика и безопасность АЭС». – 2002. - №1. – С. 25-34.

33 Исследование процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны, анализ результатов эксперимента ID-1 [Текст]: Отчет о НИР / Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан; рук. В.А. Пахниц, – Курчатов, 2006. – 87 с.

34 Исследование процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны, анализ результатов

эксперимента FD [Текст]: Отчет о НИР / Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан; рук.: Вурим А.Д. – Курчатов, 2006. –32 с.

35 Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники, Анализ результатов эксперимента ID3 [Текст]: Отчет о НИР / Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан; рук. В.А. Пахниц, – Курчатов, 2006. –58 с.

36 Иркимбеков, Р.А. Динамика и влияние состояния макета ТВС в ЦЭК реактора ИГР на амплитудно-временные параметры импульса нейтронной мощности [Текст]: дис. магистр.: 010700.25 защищена 23.06.10 / Витюк Владимир Анатольевич. – НИ ТПУ. – Томск. 2013, – 129 с.

37 Иркимбеков, Р.А. Влияние плавления макета ТВС в ЦЭК реактора ИГР на параметры импульса нейтронной мощности / Р.А. Иркимбеков, А.Д. Вурим, И.В. Шаманин // Журнал ЯОК, – Алматы, 2011.

38 Васильев, Ю.С. Экспериментальные исследования по моделированию процессов, характерных для тяжелых аварий ядерных реакторов, проведенные в ИАЭ [Текст] / Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, Е.А. Кенжин, А.А. Колодешников [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов, 2009. – Вып. 4. – С. 26-54.

39 Павшук, В.А. Импульсные графитовые реакторы как лучший инструмент для динамических испытаний [Текст] / В.А. Павшук, В.М. Талызин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика ядерных реакторов». Импульсные реакторы и простые критические сборки. – Москва, 1990. – вып. 4. – С. 37-39.

40 Исследование динамики нейтронного и температурного поля в импульсном реакторе теплоемкостного типа [Текст]: Отчет о НИР / филиал Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан; рук.: Иркимбеков Р.А. – Курчатов, 2015. – 73 с.

41 Деменьтев, Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов [Текст] / Б.А Деменьтев. – 2-е изд. перераб. и доп – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

42 Шотько, А.Г. Строгое уравнение кинетики ядерного реактора [Текст] / А.Г. Шотько // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – Москва, 1988. – Вып. 4. – С. 3.

43 Крамеров, А.Я. Инженерные расчеты ядерных реакторов [Текст] / А.Я. Крамеров, Я.В. Шевелев. – М.: Энергия, 2001. – 287 с.

44 Горбаненко, О.А. Разработка и исследование автоматического регулирования импульсного ядерного реактора [Текст]: дис. канд. тех. наук.: 05.13.06: защищена 27.12.05 / Горбаненко Олег Анатольевич. – ТПУ. – Томск, 2005, – 175 с.

45 Исследование динамических параметров реактора ИГР с топливом пониженного обогащения [Текст]: отчет «Deliverable 5.2 under Contract OJ-30461-0005A» / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук. – Курчатова, 2012. – 30 с.

46 Irkimbekov, R.A. HEU/LEU IGR Reactor Kinetics [Текст] / R.A. Irkimbekov, A.D. Vurim, L.K. Zhagiparova, P.L. Garner, N.A. Hanan // RERTR – 2014: 35th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors : book of abstracts. Vienna, Austria, October 12-16, 2014. – P. 33.

47 Irkimbekov, R. A. IVG.1M Reactor Kinetics [Текст]/ R. A. Irkimbekov, A.A. Murzagalieva, G.A. Vityuk, A.D. Vurim, L.K. Zhagiparova, P.L. Garner, N.A. Hanan // RERTR – 2014: 35th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors : book of abstracts. Vienna, Austria, October 12-16, 2014. – P. 38.

48 Оценка применимости бериллия и его оксида в качестве материала для внутреннего отражателя реактора ИГР-НОУ [Текст]: отчет «Deliverable 5.1 under Contract OJ-30461-0005A» / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук. – Курчатова, 2012. – 43 с.

49 Горин, Н.В. Исследование нейтронного поля в центральном канале ИГР при движении поглотителя нейтронов [Текст] / Н.В. Горин, А.П. Васильев,

А.Д. Вурим [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 1998. – Т. 85, вып. 6. – С. 474 - 476.

50 Горин, Н.В. Контроль перемещения расплава делящегося материала в экспериментальном канале ИГР с помощью малогабаритных детекторов нейтронов [Текст] / Н.В. Горин, Ж.Р. Жотабаев, А.П. Васильев [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 2002. – Т. 92, вып. 3. – С. 221 – 225.

51 Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР [Текст] / Н.В. Горин [и др.]. // Атомная энергия. – Москва, 2000. – Т. 88, вып. 4. – С. 247-251.

52 Горин, Н.В. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР [Текст] / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 2001. – Т. 90, вып. 4.– С. 251-256.

53 Протокол исследования температурного коэффициента реактивности реактора ИГР [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 1996. – 12 с. – Инв. № Э112НО.

54 Иркимбеков, Р.А. Исследование зависимости значений температурного коэффициента реактивности от физического состояния активной зоны реактора ИГР [Текст] / Р.А. Иркимбеков, А.Д. Вурим // Вестник НЯЦ РК, Сер. Атомная энергетика и безопасность АЭС. – Курчатов, 2012. – Вып. 3. – С. 31–37.

55 Иркимбеков, Р.А. Изменение обратных связей реактора ИГР в сложных процессах [Текст] / Р.А. Иркимбеков, А.Д. Вурим // Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии: тезисы международной конференции-конкурса молодых ученых и специалистов. Алматы, 06-08 июня 2012 г. – Алматы, 2012. – С. 97-98.

56 Горин, Н.В. Обзор результатов исследований физических характеристик ИГР [Текст] / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев, А.Н. Щербина [и др.] // Вестник НЯЦ РК. Сер. Атомная энергетика и безопасность. – Курчатов, 2002. – Вып.1. – С. 68–74.

57 Лавреников, В.Д. Методика измерения теплового коэффициента реактивности и эффективности компенсирующих стержней реактора ИГР [Текст] / В.Д. Лавреников // Атомная энергия. – Москва, 1972. – Т. 32, вып. 1. – С. 58 – 60.

58 Байгожина, А.А. Интерференция органов СУЗ ИГР [Текст] / А.А. Байгожина, Р.А. Иркимбеков, А.А. Миллер // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов, март 2015. – Вып. 1. – С. 51-54.

59 Горин, Н.В. Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д [Текст] / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев, Ю.М. Казьмин // Атомная энергия. – Москва, 2000. – Т. 88, вып. 2. – С. 83 – 88.

60 Васильев, А.П. Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР [Текст] / А.П. Васильев, Н.В. Горин, Я.З. Кандиев [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 1997. – Т. 82, вып. 6. – С. 407 – 413.

61 Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР [Текст] / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев, В.И. Литвин. // Атомная энергия. – Москва, 2000. – Т. 89, вып. 3. – С. 233 – 237.

62 Горин, Н.В. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР [Текст] / Н.В. Горин, В.А. Гайдайчук, А.П. Васильев [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 1998. – Т. 85, вып. 5. – С. 419 – 422.

63 Data Base on the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity Accident Conditions, Description of Test Procedures and Analytical Methods [Текст]: Report / International Agreement Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington. – Report Vol. 2. DC 20555-0001. – Washington, July 1999.

64 Simulation of Regulating Pulse Dynamics in IGR Reactor, Rus. [Текст]: Report / Nuclear Safety Institute of Russian Research Centre "Kurchatov Institute", A. Awakumov, V. Malofeev. – Report No. 90/1-17-95. – 1995.

65 Awakumov, A. 3-D Simulation of Delayed Neutron Transients in Heterogeneous Reactor, Rus. [Текст] / A. Awakumov, V. Malofeev // At. Energia. – Moscow. – 1991. Vol.70 (1).

66 Горин, Н.В. Расчетное исследование особенностей времени жизни нейтронов ИГР [Текст] / Н.В. Горин, В.А. Гайдайчук, А.П. Васильев, В.А. Павшук [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 2004, . – Т. 96, вып. 1, С. 24 – 29.

67 MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory [Текст] / X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory. April 24, 2003. – 340 с. – LA-UR-03-1987.

68 MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume II: User's Guide [Текст] / X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory. April 24, 2003. – 504 с. – LA-UR-03-0245.

69 MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume III: Developer's Guide [Текст] / X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory. April 24, 2003. – 196 с. – LA-UR-03-0284.

70 Criticality Calculations with MCNPTM: A Primer 2nd Edition [Текст] / Charles D. Harmon, Robert D. Busch, Judith F. Briesmeister, R. Arthur Forster. – Los Alamos National Laboratory. August 1994. – 196 с. – LA-UR-04-0294.

71 Описание реактора ИГР [Текст]: отчет «Deliverable 1.1 under Contract 0J-30461-0001A» / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Зуев, В.А. Гайдайчук. – Курчатов, 2011. – 40 с.

72 NJOY99.0 Nuclear Data Processing System Version 99 [Электрон. дан. и прогп]; Oak Ridge National Laboratory; Oak Ridge, Tennessee. – 1999.

73 Conlin, J.L. etc. Listing of available ACE data tables [Текст] / Los Alamos National Laboratory report LA-UR-13-21822. – June 3, 2013. – 502 p.

74 ГОСТ 4784-97. Алюминий и сплавы алюминиевые деформируемые. – М. Издательство стандартов, 2001. – 20с.

75 Любимова, Л.Л. Переменные напряжения в стенках труб из циркониевого сплава для технологических каналов ядерных энергетических установок при циклическом деформировании [Текст] / Л.Л. Любимова, А.А. Макеев, А.С. Заворин, А.А. Ташлыков // Известия ТПУ. – 2010. – Т. 317, № 4. – С. 20-24.

76 ГОСТ 19807-91. Титан и сплавы титановые деформируемые. – М. Издательство стандартов, 1991. – 7с.

77 ГОСТ 5632-72. Стали высоколегированные и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. – М. Издательство стандартов, 2001. – 61с.

78 ГОСТ 17022-81. Графит. Типы, марки и общие технические требования. – М. Издательство стандартов, 1986. – 15с.

79 ГОСТ 23463-79. Графит порошковый особой чистоты. – М. Издательство стандартов, 1991. – 11с.

80 Капленко, О.Г. Чистота графитовых и углеродных композиционных материалов [Текст] / О.Г. Капленко, И.В. Гурин, Т.С. Яковицкая // ННЦ ХФТИ. – 2010. – С. 132-136.

81 Кравченко, Н.С. Методы обработки результатов измерений и оценки погрешностей в учебном лабораторном практикуме [Текст]: учебное пособие / Н.С. Кравченко, О.Г. Ревинская; Национальный исследовательский Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2011. – 88 с.

82 Тэйлор, Дж. Введение в теорию ошибок [Текст] / Джон Тэйлор; перевод с англ. Л.Г. Деденко. – М.: Мир, 1985.- 272 с.

83 Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники [Текст] / В.С. Чиркин; М.: Атомиздат, 1968. – 484 с.

84 Горин, Н.В. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР [Текст] / Горин Н.В. [и др.] // Известия Челябинского научного центра. – Челябинск 2004 г. – Выпуск 1(22). – С. 37-61.

85 Котов, В.М. Расчет характеристик ИГР [Текст] / В.М. Котов, А.М. Курпешева, Р.А. Иркимбеков // Атомная энергия. – Москва, август 2011. – Т 111, вып. 2. – С. 116-120.

86 Уонг, Х. Основные формулы и данные по теплообмену для инженеров [Текст]: справочник / Х. Уонг; перевод с англ. В.В. Яковлев и В.И. Колядин. - М.: Атомиздат, 1979. – 216 с.

87 Ганев, И.А. Физика и расчет реакторов [Текст] / И.А. Ганев. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 368 с.

88 Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР [Текст] / Н.В. Горин [и др.] // Атомная энергия. – Москва, 2000. – Т. 88, вып. 4. – С. 247-251.

89 Байгожина, А.А. Интерференция органов СУЗ ИГР [Текст] / А.А. Байгожина, Р.А. Иркимбеков, А.А. Миллер // Вестник НЯЦ РК. – Курчатов, март 2015. – Вып. 1. – С. 51-54.

90 Иркимбеков, Р.А. Характеристики переноса нейтронов в реакторе ИГР [Текст] / Р.А. Иркимбеков, В.М. Котов, А.А. Байгожина // Computational and Informational Technologies in Science, Engineering and Education (CITech – 2015): Материалы 8-ой Международной научно-практической конференции. – Алматы: Казак университеті, 2015. – С. 208-209.

91 Иркимбеков, Р.А. Характеристики переноса нейтронов в реакторе ИГР [Текст] / Р.А. Иркимбеков, В.М. Котов, А.А. Байгожина // Вычислительные технологии. – Новосибирск, 2015. – Т. 20, № 3(86). – С. 242-252.

92 Visual Basic.NET 2009 [Электрон. дан. и прогр]: Microsoft Inc.; США Редмонд, Вашингтон. – 2009.

93 Гарнаев, А.Ю. Visual Basic.NET: разработка приложений [Текст] / А.Ю. Гарнаев. – СПб.: БХВ-Петербург, 2002. – 624 с.: ил.

94 Определение соотношения энерговыделения в ТВС, мониторе физического макета экспериментального устройства ID-3 и активной зоне реактора ИГР [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2011 № 13-240-02/2762вн. от 20.10.2011.

95 Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР [Текст] / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев [и др.] // Атомная энергия. – 2001. – Т. 90, вып. 4. – С. 251-256.

96 Irkimbekov, R.A. About the fuel tests features at the IGR research reactor [Текст] / R.A. Irkimbekov, A.D. Vurim, V.M. Kotov [и др.] // International Conference

on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization: book of abstracts. Vienna, Austria, November 16 – 20, 2015.

97 Экспериментальное устройство ID3. Технический проект АК.21167.00.000: / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2009. – Инв. № 99 от 28.08.2009 г.

98 Протокол по результатам пуска 179Ф-1 [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2011. – уч. №Э/636 от 13.12.2011 г.

99 Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы [Текст] / Б.А Дементьев. Учебник для вузов – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990.

100 Методика определения энерговыделения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР [Текст]: техническая справка / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2001. – инв. № К38051 от 04.03.2001 г.

101 Протокол исследований с мониторами энерговыделения, облученными на пусках 179Ф-1, 179Ф-2В и 179Т-3 в составе экспериментального устройства ID3 [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2012. – уч. №13-240-02/61 от 11.01.2012 г.

102 Протокол по результатам пуска 179Ф-2В (калибровочный пуск эксперимента ID3) [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2011. –, уч. № Э/662 от 15.12.2011 г.

103 Протокол по результатам пуска 179Т-3 [Текст]: протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2011. – уч. № Э/641 от 14.12.2011 г.