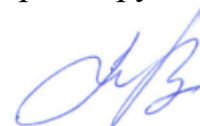


Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования
«Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»

На правах рукописи



ВОЛЬМАН Мария Андреевна

**ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ
ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000**

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

ДИССЕРТАЦИЯ
на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
доктор технических наук, профессор
Семенов Владимир Константинович

Иваново 2017

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	5
ГЛАВА 1. СОСТОЯНИЕ ВОПРОСА И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАНИЯ.....	13
1.1. Роль человеческого фактора в обеспечении безопасной эксплуатации АЭС с водо-водяными реакторами.....	13
1.2. Система подготовки оперативного персонала АЭС	19
1.3. Роль компьютерного моделирования в подготовке персонала АЭС.....	21
1.4. Краткая характеристика применяемого в работе аналитического тренажера энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000.....	25
1.5. Постановка задачи исследования.....	29
ГЛАВА 2. КОМПЛЕКС ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННЫХ ПРОГРАММ.....	30
2.1. Математическая модель динамики реактора с сосредоточенными параметрами.....	32
2.1.1. Обоснование математической модели теплообмена для реактора с сосредоточенными параметрами.....	37
2.1.2. Гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений.....	43
2.2. Моделирование быстрых переходных процессов.....	46
2.2.1. Пуск холодного реактора.....	46
2.2.2. Быстрые переходные процессы в «горячем» реакторе.....	48
2.3. Моделирование медленных переходных процессов.....	56
2.3.1. Отравление реактора ксеноном. Йодная яма.....	56
2.3.2. Ксеноновые колебания и ксеноновая устойчивость реактора.....	60
Выводы по главе 2.....	67
ГЛАВА 3. МЕТОДИКИ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ НА АНАЛИТИЧЕСКОМ ТРЕНАЖЕРЕ.....	69
3.1. Моделирование технологических процессов пуска и останова энергоблока.....	69
3.2. Моделирование действия защит и блокировок.....	73

3.3. Моделирование экспериментов по определению нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки.....	79
3.3.1. Эксперименты по определению интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе.....	80
3.3.2. Эксперименты по определению мощностного, температурного, барометрического и плотностного коэффициентов реактивности.....	81
3.3.3. Эксперименты по определению эффективности аварийной защиты реактора и эффективности наиболее эффективного органа регулирования.....	84
Выводы по главе 3.....	87
ГЛАВА 4. ПРОГРАММЫ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ.....	88
4.1. Обработка результатов моделирования реакторных измерений на аналитическом тренажере.....	88
4.1.1. Обработка результатов моделирования экспериментов по определению интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе.....	88
4.1.2. Обработка результатов моделирования экспериментов по определению мощностного, температурного, барометрического и плотностного коэффициентов реактивности.....	94
4.2. Обработка результатов моделирования реакторных измерений на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС.....	97
4.3. Методики определения нейтронно-физических характеристик на основе обращенных решений уравнений динамики реактора.....	99
4.3.1. Методика определения коэффициентов реактивности.....	100

4.3.2. Методика определения интегральной и дифференциальной эффективностей органов регулирования.....	104
4.4. Сравнение результатов моделирования переходных процессов на аналитическом тренажере с результатами точечной модели	107
Выводы по главе 4.....	112
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	114
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	116
ПРИЛОЖЕНИЯ.....	127

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность работы. Современный энергетический блок тепловой и атомной электростанции представляет собой сложный многокомпонентный автоматизированный комплекс оборудования, систем контроля и управления, обеспечивающих технологический процесс. В развитии энергетики России просматриваются две тенденции. Первая связана с неуклонным ростом сложности технических средств, повышением их надежности в усложненных условиях эксплуатации, в том числе в связи с повышением требований к технологической, радиационной и экологической безопасности энергетического объекта. Другая тенденция связана с интенсивным внедрением в контуры управления технологическими процессами средств вычислительной техники при одновременном сокращении численности обслуживающего персонала. При этом роль персонала остается одной из основных в обеспечении эксплуатационной надежности и безопасности АЭС.

В свете обозначенных тенденций подготовка эксплуатационного персонала высочайшего уровня возможна лишь при внедрении новых методов и технологий. В РФ создана и функционирует действенная система подготовки кадров для АЭС. Она включает в себя учебную подготовку специалистов в вузе, на рабочих местах подразделений АЭС, подготовку в учебно-тренировочных подразделениях станций, повышение квалификации и переподготовку. Подготовка оперативного персонала осуществляется по типовым программам, охватывающим широкий круг теоретических и общих вопросов, и позволяет готовить операторов в условиях, максимально приближенных к реальным.

Особенно актуальна на сегодняшний день задача обучения операторов энергетических блоков действиям при нарушениях нормальных условий эксплуатации и в аварийных ситуациях. Как показал анализ хронологии событий, сложность задачи управления такими режимами связана с необходимостью анализа больших объемов, как правило, неполной и частично недостоверной информации, на основе которой должно быть сформировано адекватное

представление о состоянии энергоблока и принято правильное решение в условиях дефицита времени.

Обучение и отработка действий в подобных ситуациях по понятным причинам на реальном оборудовании невозможна, и эта задача решается с помощью тренажерных занятий. Однако между теоретической подготовкой, в том числе вузовской, и приобретением практических навыков управления энергоблоком на тренажере отсутствует связующее звено, способствующее более глубокому пониманию физики протекающих в оборудовании взаимосвязанных технологических процессов и принципов обеспечения безопасности эксплуатации. Для повышения эффективности системы подготовки кадров в целом целесообразно дополнить действующую систему подготовки результатами моделирования нейтронно-физических и других технологических процессов на основе компьютерных средств.

В последние годы рядом кампаний ведется параллельная разработка полномасштабных и аналитических (компьютерных) тренажеров-имитаторов энергоблоков. Аналитические тренажеры, реализованные на персональном компьютере, не содержат аппаратуры, требующей постоянного обслуживания. Они дают возможность экспериментировать при моделировании различных переходных процессов и могут быть использованы при подготовке персонала АЭС, а также при подготовке научно-исследовательских кадров и в учебном процессе вузов. Для эффективного использования тех широких возможностей, которые заложены в программном обеспечении компьютерных тренажеров, требуется разработка соответствующего методического обеспечения, в том числе позволяющего обучаемым интенсивно использовать тренажер самостоятельно, без участия инструкторов.

Наряду с тренажерами анализ взаимосвязанных технологических переходных процессов можно провести на основе численных экспериментов, используя прямое компьютерное моделирование в рамках соответствующих математических моделей и программ. Проблемно-ориентированные программы и

численные эксперименты в некоторых случаях предоставляют единственную возможность смоделировать различного рода переходные и аварийные режимы.

В компьютерном моделировании по физике реакторов можно выделить два направления. Одно из них связано с разработкой мощных высокоуровневых программных кодов с высокой степенью детализации рассматриваемых процессов. Область широкого применения таких кодов – расчет активных зон реакторов на стадии проектирования, в том числе при обосновании их безопасности.

Другое направление связано с использованием уравнений точечной кинетики и сложилось на ранней стадии разработки вопросов физики реакторов. Модель точечной кинетики не только до сих пор широко используется в учебном процессе, но и является основой методик обработки результатов нейтронно-физических реакторных измерений. Практическая деятельность операторов блоков во многом базируется на этой модели, поэтому она и должна использоваться при обучении оперативного персонала. Такой подход отражен в работах НИЯУ МИФИ, ВНИИАЭС, ИГЭУ и др., но разработанные обучающие программные комплексы мало затрагивают вопросы моделирования потенциально опасных переходных процессов, связанных с нарушением нормальных условий эксплуатации, и требуется дальнейшая разработка проблемно-ориентированных программ.

Поэтому для повышения эксплуатационной надежности и безопасности АЭС **актуальным** является расширение действующей в РФ системы подготовки кадров за счет включения в нее комплекса программ и методик прямого компьютерного моделирования и моделирования на аналитических тренажерах аварийных и других переходных режимов, освоение которых может осуществляться как в компьютерных классах, оснащенных соответствующим программным обеспечением под руководством инструктора, так и индивидуально с использованием персонального компьютера.

Объект исследования – реактор ВВЭР-1000.

Предмет исследования — математические модели компьютерного и методики имитационного моделирования нейтронно-физических и теплогидравлических процессов энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000.

Цель работы — повышение уровня безопасности управления ядерной энергоустановкой посредством включения в действующую систему подготовки кадров комплекса программ прямого компьютерного моделирования и методик имитационного моделирования на аналитических тренажерах влияющих на безопасность реактора переходных режимов.

Для достижения поставленной цели в работе решены следующие **задачи**:

1. Выбор и обоснование математических моделей, разработка на их основе комплекса проблемно-ориентированных программ и проведение вычислительных экспериментов в широком диапазоне изменяемых параметров по исследованию взаимосвязанных влияющих на безопасность нейтронно-физических и теплогидравлических переходных процессов.

2. Разработка методического обеспечения для тренажера блока АЭС с реактором ВВЭР-1000, включающая:

- адаптацию к аналитическому тренажеру действующих инструкций по эксплуатации для моделирования режимов пуска и останова энергоблока,
- моделирование действия основных защит и блокировок первого контура,
- адаптацию к аналитическому тренажеру действующих методик нейтронно-физических реакторных измерений, их реализацию и создание компьютерных программ обработки полученных результатов,
- разработку новых методик определения нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки на основе анализа обращенных решений уравнений динамики реактора.

Соответствие диссертации паспорту научной специальности. Диссертация соответствует паспорту научной специальности 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»:

– в части формулы специальности – «Научная специальность, объединяющая исследования закономерностей, сопутствующих жизненному циклу объектов ядерной техники... Исследования имеют целью ... обеспечения надежности, безопасности... ядерных технологий...»;

– в части области исследования – пункту 1: «Моделирование нейтронно-физических, ..., тепловых, гидравлических, ... процессов, создание программных комплексов, обеспечивающих расчетное обоснование облика и безопасного функционирования объектов ядерной техники».

Научная новизна работы:

1. Для математической модели динамики реактора с сосредоточенными параметрами сформулированы критерии подобия задачи, что позволяет рассматривать все подобные топливные загрузки.

2. Методом интегральных соотношений аналитически решена задача расчета температурного поля теплоносителя и установлена связь между средней температурой теплоносителя и температурами на входе и выходе из реактора.

3. Предложена математическая модель аксиальных ксеноновых колебаний, позволяющая исследовать ксеноновую устойчивость реактора в рамках нелинейной задачи.

4. На основе анализа обращенных решений уравнений динамики реактора предложен новый подход в решении задачи определения нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки.

Практическая ценность работы:

1. Разработан комплекс проблемно-ориентированных компьютерных программ и выполнены численные эксперименты по моделированию переходных процессов в реакторе ВВЭР-1000.

2. На основе численных экспериментов построена область ксеноновой устойчивости реактора в координатах температурные коэффициенты реактивности – мощность реактора.

3. Для аналитического тренажера энергоблока на основе адаптации руководящих документов и действующих инструкций по эксплуатации

разработано методическое обеспечение по моделированию различных технологических режимов.

4. На основе предложенного подхода разработаны и реализованы новые методики определения нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки.

5. Разработанный программный комплекс и методическое обеспечение позволяют существенно повысить эффективность подготовки оперативного персонала, а их применение в вузовской подготовке специалистов позволяет сократить сроки адаптации на рабочих местах.

Достоверность основных результатов базируется на сопоставимости с результатами опубликованных работ, расчетов, полученных на моделях высокого уровня, экспериментальными результатами, полученными на действующих установках, а также на согласованности методик с действующими руководящими документами по проведению нейтронно-физических реакторных измерений и инструкциями по эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

Личный вклад автора состоит в самостоятельном проведении вычислительных экспериментов по прямому компьютерному моделированию различных переходных режимов, имитационному моделированию на аналитическом тренажере нейтронно-физических реакторных измерений и других технологических режимов, проведении экспериментов на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС, а также в участии в разработке математических моделей и обсуждениях на всех этапах работы, как при постановке задач, так и при реализации и интерпретации полученных результатов. Общее направление исследований определялось научным руководителем диссертации.

Положения, выносимые на защиту:

1. Выбор и обоснование математических моделей, комплекс компьютерных программ и результаты численных экспериментов по математическому моделированию различных потенциально опасных переходных процессов.

2. Методики моделирования на аналитическом тренажере переходных режимов нормальной эксплуатации и нарушений нормальных условий эксплуатации с учетом действия защит и блокировок.

3. Методики моделирования на аналитическом тренажере нейтронно-физических реакторных измерений и программы их компьютерной обработки.

4. Методики определения нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки на основе обращенных решений уравнений динамики реактора.

Внедрение. Результаты работы внедрены в процесс подготовки персонала в Учебно-тренировочном подразделении Калининской АЭС, в ОАО «Атомтехэнерго», в образовательный процесс на кафедре «Атомные электростанции» и в Научно-образовательном центре высоких технологий в сфере тепловой и атомной энергетики ИГЭУ, в том числе в процесс переподготовки специалистов для Белорусской АЭС.

Апробация результатов работы и публикации. По результатам исследований опубликовано 57 работ, из них 6 статей в журналах, рекомендованных ВАК, получено одно свидетельство о регистрации программы для ЭВМ. Основные положения диссертации докладывались и обсуждались на следующих конференциях: XII Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (Обнинск, 2011 г.), 54-й, 55-й и 57-й научных конференциях МФТИ (Москва, 2011 г., 2012 г. и 2014 г.), Международных научно-технических конференциях «XVI, XVII Бенардосовские чтения» (Иваново, 2011 г. и 2013 г.), Итоговой конференции конкурса научных работ студентов АО «Концерн Росэнергоатом» «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям» (Москва, 2012 г.), XI и XIII Международных молодежных научно-технических конференциях «Будущее технической науки» (Нижний Новгород, 2012 г. и 2014 г.), Международных научно-технических конференциях студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2012, 2013» (Иваново, 2012 г. и 2013 г.), V и VII Международных научно-технических конференциях «Электроэнергетика

глазами молодежи» (Томск, 2014 г. и Казань, 2016 г.), X Международной молодежной научной конференции «Тинчуринские чтения» (Казань, 2015 г.).

Выполнение данной работы проводилось в рамках подготовки будущих специалистов для АЭС по программе «вуз-предприятие» (Калининская АЭС и ИГЭУ), а также при финансовой поддержке в рамках федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. (№ госрегистрации 01201064566) и при финансовой поддержке Минобрнауки в рамках базовой части государственного задания в сфере научной деятельности на 2014–2016 гг. (№ госрегистрации 114042840010).

Структура и объем работы. Работа состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 113 использованных источников. Текст диссертации изложен на 135 страницах, содержит 73 рисунка, 5 таблиц и 6 приложений.

ГЛАВА 1. СОСТОЯНИЕ ВОПРОСА И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАНИЯ

1.1. Роль человеческого фактора в обеспечении безопасной эксплуатации АЭС с водо-водяными реакторами

Ядерная энергия обладает огромной разрушительной силой, и ее использование должно быть безусловно безопасным. Квалификация персонала, его компетентность и тренированность относятся к важнейшим факторам предотвращения нарушений ядерной и радиационной безопасности, в том числе приводящих к инцидентам, которые подлежат учету по Международной шкале ядерных и радиологических событий (ИНЕС) [1].

АЭС Российской Федерации эксплуатируются надежно и безопасно, что подтверждается результатами регулярных проверок как независимых органов, так и международных организаций. Опыт стабильной эксплуатации водо-водяных реакторов ВВЭР составляет уже более 1400 реакторо-лет [2]. По данным отраслевых отчетов по безопасности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (ГК «Росатом») [3, 4,] и годовых отчетов АО «Концерн Росэнергоатом» [5, 6] по состоянию на конец 2015 года событий выше уровня 1 по шкале ИНЕС в отечественной атомной энергетике не было последние 17 лет, а их динамика за 2008-2015 гг. представлена на рисунке 1.1.



Рисунок 1.1. Число отклонений в работе российских АЭС по шкале ИНЕС, 2008-2015 гг.

Независимо от присвоенного уровня любое событие, характеризующееся как нарушение в работе АЭС, должно быть тщательно проанализировано с целью предотвращения более серьезных инцидентов и аварий. Для систематизированного выявления причин нарушений в работе АЭС и разработки корректирующих и предупреждающих мер АО «Концерн Росэнергоатом» внедрены с 01.03.2011 г. «Методические указания по анализу причин событий, значимых для безопасности и надежности, пожаров, несчастных случаев, повреждений зданий и сооружений на атомных станциях» [7], разработанные с учетом методологии Группы анализа событий, важных с точки зрения безопасности, Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) [8] и методологии Института эксплуатации атомных электростанций США [9].

Тщательным рассмотрением причин отклонений в работе станций занимались с самого начала их эксплуатации. Вскоре стало понятно, что надежность оперативного персонала наряду с надежностью техники является одним из важнейших процессуальных свойств, влияющих на качество, эффективность и безопасность эксплуатации. Одной из первых отечественных фундаментальных работ по проблеме надежности оператора является статья В.Д. Небылицина в 1964 году [9], после чего интерес к данной проблематике только возрастал [11–17]. Статистика многих десятилетий показывает, что примерно половина аварийных ситуаций на атомных станциях, в том числе и самых серьезных, прямо или косвенно связана с ошибками человека-оператора. По разным оценкам по вине оператора произошло от 15 до 40 % всех аварий и от 20 до 80 % всех нарушений в работе атомных станций (столь широкий диапазон оценок обусловлен различными методиками сбора данных и разноречивой интерпретацией самого понятия «ошибка») [18]. В литературе отмечается также, что последствия ошибочных действий персонала могут проявиться не сразу. По данным государственной энергогенерирующей компании Франции EdF (Electricite de France), являющейся крупнейшей в мире компанией-оператором атомных электростанций, в более чем 600 инцидентах, происшедших по вине персонала, немедленное наступление последствий ошибок наблюдалось лишь в половине

случаев; другая половина инцидентов произошла с задержкой относительно момента совершения ошибки. Примерно в половине из 83 % случаев на АЭС Германии в период 1975–1995 гг., когда последствия ошибок проявились с задержкой, величина этой задержки составляет от 15 минут до нескольких часов, в трети случаев превышает 8 часов [18]. Отечественные исследователи также занимались этим вопросом. Так С.А. Чачко в [19] рассматривает латентный период последствия ошибок и выделяет три фазы движения от ошибки к аварии. Детальному рассмотрению подвергаются и ситуации, при которых были совершены ошибки. Несмотря на различия в классификации разными авторами обстоятельств совершения ошибок, можно утверждать, что наиболее вероятными являются операторские ошибки в процессе пуска-останова оборудования и энергоблока в целом [18].

В отчете Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР) [20], посвященном вызовам ядерному регулированию, обусловленным человеческим фактором, отмечается, что по данным системы докладов об инцидентах МАГАТЭ и ОЭСР отказы, связанные с действиями человека на ядерных установках, вносят вклад в 48 % событий. На основе событий, о которых сообщалось в упомянутой системе докладов об инцидентах, вклад человеческих причин за прошлые 20 лет немного увеличился, приблизительно от 45 % в 1980–1990 гг. до 55 % в более поздние годы. В определенной мере это обусловлено тем, что за эти годы имело место существенное улучшение ядерной технологии, и относительный вклад технических причин уменьшился.

Аварийные события, произошедшие в Японии на атомной электростанции Фукусима Дайичи, в очередной раз заставили задуматься о роли человека-оператора в подобных ситуациях. В средствах массовой информации эту аварию часто сравнивают с аварией, имевшей место в 1979 г. на АЭС Три Майл Айленд в США, хотя там реакторная установка была другого типа, и развивалась авария иначе. Тем не менее, у них есть некоторые общие черты, в том числе в поведении операторов. На конференции МАГАТЭ в Стокгольме по проблемам безопасности АЭС, состоявшейся вскоре после аварии на АЭС Три Майл Айленд, обзор

которой был представлен в [21], различным аспектам этой аварии уделялось много внимания, в том числе, вопросам взаимодействия человека и машины. При этом отмечалось, что опыт этой аварии выявил недостатки в действовавшей тогда в западных странах концепции, когда при управлении инженерными устройствами предпочтение отдавалось средствам автоматизации, а действия человека заранее программировались и строго ограничивались инструкциями. Когда на Три Майл Айленд возникла ситуация, не предусмотренная инструкциями, то операторы не сумели правильно оценить состояние реактора и своими действиями усугубили развитие аварии. Из того, что известно о развитии событий на АЭС Фукусима Дайичи, эксперты делают вывод, что после того, как в результате землетрясения и цунами возникла нештатная ситуация с потерей всех источников электроснабжения, персонал станции почувствовал себя растерянным и не готовым к действиям в ситуации, которая, по-видимому, не была предусмотрена в соответствующих руководствах [22]. В отчетном докладе Государственная комиссия Японии, расследовавшая аварию, обвинила компанию-оператора ТЕРСО в некомпетентности при урегулировании ситуации: «ТЕРСО не предполагала, что может сложиться ситуация, при которой все источники питания на всех энергоблоках будут выведены из строя в результате природной катастрофы, и не провела в должной мере достаточного количества теоретических и практических занятий с сотрудниками станции» [23].

Констатация существующей статистики ошибок может заострить проблему человеческого фактора, но чтобы предупредить ошибки персонала и снизить их число, необходимо в первую очередь идентифицировать и тщательно проанализировать причины их возникновения.

Причинам совершения ошибок уделяется особое внимание многих исследователей. Соответствующие данные опубликованы в отчетах МАГАТЭ, в работах М. Розена, А. Суэйна, В. Абрамовой и др. В [24] проанализирован целый ряд источников, и основные причины ошибочных действий персонала атомных станций сведены в таблицу 1.1, число столбцов которой соответствует числу литературных источников. Числовые значения отражают удельный вес данной

причины относительно всех остальных причин, указанных данным источником. Символ «+» означает, что данная причина упомянута без указания количественной оценки, а пропуск свидетельствует о том, что данная причина не упомянута в источнике.

Таблица 1.1. Анализ возникновения ошибок операторов [24]

Причина	Относительный вклад в % либо наличие							
Личные качества			62	11	9	+		
Подготовленность	+	+	16	6	10	+		
Мотивация	+					+		
Процедуры	+	+	6	34	19		45	
Человеко-машинный интерфейс	+			20	18	+		
Рабочая среда	+					+		
Коммуникация	+			9	15		10	35
Организация работы, включая распорядок дня		+		6	10		45	
Управление				14	12	+		
Сложность задач		+	13					
Изменение оборудования				3	5			
Социально-психологический климат						+		

Из таблицы видно, что наиболее значимыми источниками ошибочных действий персонала являются некорректные процедуры, неадекватный человеко-машинный интерфейс и неэффективная подготовка. Аналогично по данным АО «Концерн Росэнергоатом» за 2011–2012 гг. для 24 % событий коренная причина кроется в недостатках, связанных с обучением персонала или качеством документации [25]. При этом к факторам, создающим почву для ошибок операторов, относят обычно как профессиональные знания (профессиональная неподготовленность), так и профессиональное поведение (профессиональная детренированность, т.е. отсутствие умений использовать знания в конкретных ситуациях). Ошибки эксплуатационного персонала зачастую связаны с недостаточным пониманием физических процессов в энергетических агрегатах,

неумением прогнозировать их развитие и отсутствием должного понимания опасностей тех или иных ситуаций [26].

Для решения вопросов обеспечения безопасной эксплуатации на отечественных станциях ведется постоянная работа по предотвращению ошибок эксплуатационного персонала АЭС. Среди предупреждающих мер ГК «Росатом» в [27] выделяет качественную подготовку оперативного и ремонтного персонала с применением современных технических средств обучения и эффективных педагогических методов.

Особенно актуальна проблема кадрового обеспечения в свете планов по развитию ядерной энергетики, масштабы которого в период до 2030 г. определены в Энергетической стратегии [28] с учетом развития всей экономики и энергетики в целом. Согласно документу суммарная мощность АЭС России должна составить к 2030 г. 52–62 ГВт (на сегодняшний день в нашей стране эксплуатируется 10 атомных электростанций, в общей сложности 35 энергоблоков установленной мощностью 27,9 ГВт [29]). Причем на ближайшие 20–30 лет основным типом атомных энергетических установок будут являться установки на тепловых нейтронах с водо-водяными атомными реакторами ВВЭР [30].

Во многих странах, имеющих серьезный опыт эксплуатации ядерных реакторов, высшее образование среди эксплуатационного персонала – это исключение [31]. В нашей стране этот подход не разделяют [32, 33]. Система образования требует постоянного обновления технологий, ускоренного освоения инноваций, быстрой адаптации к запросам и требованиям динамично меняющегося мира. При этом подготовка персонала на предприятиях атомной энергетики строго регламентирована на основе законодательства Российской Федерации, норм и правил в области использования атомной энергии, рекомендаций МАГАТЭ и с учетом повышенных требований к квалификации персонала [34].

1.2. Система подготовки оперативного персонала АЭС

В Российской Федерации создана и функционирует действенная система подготовки кадров для АЭС. Она включает в себя учебную подготовку в вузе, на рабочих местах подразделений АЭС, подготовку в учебно-тренировочных подразделениях или центрах (УТП или УТЦ), повышение квалификации и переподготовку. В рамках этой системы каждая площадка АЭС оснащена соответствующими тренажерами для подготовки оперативного персонала. Создан современный парк программно-технических средств обучения, наиболее сложными компонентами которого являются полномасштабные, аналитические и многофункциональные тренажеры с полномасштабными моделями для всех типов энергоблоков, эксплуатируемых в России [35]. Процесс создания и внедрения тренажерных комплексов регламентирован рядом документов [36, 37]. Вопросы, связанные с разработкой и применением тренажеров, широко освещены в периодической литературе последних десятилетий [38–44]. Разработкой тренажеров различных типов занимается целый ряд компаний [45–49].

В УТП станций осуществляется подготовка на должность и поддержание квалификации индивидуальным или групповым методом по программам, соответствующим стандартам эксплуатирующей организации. В целях совершенствования нормативной базы подготовки персонала филиалов АО «Концерн Росэнергоатом» – атомных станций введены в действия программы подготовки на должность персонала [50]. Целью реализации этих программ является достижение знаний, навыков, умений и компетенций, необходимых для выполнения трудовых функций, и для оперативного персонала реализуется это освоением следующих этапов: теоретическая подготовка, практическая подготовка, стажировка на рабочем месте, проверка знаний и дублирование, а для ряда должностей обязательной является также проверка теоретических знаний и практических навыков по процедуре получения разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии.

Рекомендуемые тематические планы программ подготовки охватывают широкий круг теоретических вопросов, касающихся как изучения федеральных законов, нормативных документов и общих вопросов эксплуатации атомных станций, так и специальных вопросов эксплуатации (систем и оборудования, режимов эксплуатации энергоблока и опыта эксплуатации). Практическая подготовка реализуется в форме тренажерных занятий, занимающих не менее 40 % учебного времени [51, 52], и разделена на два основных раздела – нормальная эксплуатация и режимы с нарушением нормальной эксплуатации.

В ходе практической подготовки отрабатываются действия, которые осуществляются в соответствии с Технологическим Регламентом и соответствующими Инструкциями по эксплуатации. До уровня навыков доводится выполнение характерных групп отдельных операций – включение (отключение) насоса, переход от основного источника питания (паром, водой, электроэнергией) на резервный и возврат к основному источнику, прогрев теплообменника при пуске или расхолаживании и др. [23].

Даже в современных проектах до настоящего времени не решена задача информационной поддержки персонала для всех возможных случаев нарушения условий безопасной эксплуатации. По этой причине необходима высокоинтеллектуальная деятельность персонала по интерпретации сигнализации, совокупности аналоговых и дискретных сигналов по основным параметрам энергоблока как для выявления возможного нарушения условий безопасной эксплуатации, так и принятия решения о дальнейших действиях по ограничению эксплуатации [53]. Тем самым операторы должны знать не только отработанные эксплуатационные процедуры, но и хорошо разбираться в процессах, чтобы правильно действовать в непредвиденных ситуациях [21].

Немаловажную роль в организации тренажерной подготовки играют инструкторы, во всех странах МАГАТЭ предъявляются высокие требования к их подбору, подготовке и поддержанию квалификации. В обязанности инструкторов входит подготовка к тренажерным занятиям, включая разработку руководства по проведению занятия на тренажере и подготовку тренажера к учебному занятию,

проведение предтренажерных занятий и занятий на тренажере, включая управление тренажером, управление ходом занятия и применение различных методов обучения на тренажере, а также мониторинг работы обучаемых и проведение экзаменационных занятий на тренажере [54, 55].

Анализ существующей системы подготовки оперативного персонала показывает, что между теоретической подготовкой по физике взаимосвязанных технологических процессов, большая часть которой осуществляется в вузе, и практической подготовкой в УТП отсутствует связующее звено, позволяющее спроецировать полученные в вузе теоретические знания на практическую деятельность по управлению блоком. Кроме того, с течением времени теория «забывается», и в процессе повышения квалификации и переподготовки, в виду кратковременности этого процесса, восстановить и расширить теоретические знания в объеме, необходимом для принятия правильных решений в нестандартных ситуациях, может быть проблематично. Для поддержания и постоянного повышения требуемого уровня готовности необходима постоянная тренировка в виде самостоятельного исследования математических моделей процессов, с которыми, возможно, придется столкнуться в практической деятельности. Такая возможность предоставляется широким применением компьютерного моделирования.

Поэтому для организации связующего звена между теоретической и практической подготовкой и повышения эффективности системы подготовки кадров в целом целесообразно дополнить действующую систему подготовки кадров элементами компьютерного моделирования нейтронно-физических и теплогидравлических процессов.

1.3. Роль компьютерного моделирования в подготовке персонала АЭС

Современное компьютерное моделирование является одним из эффективных методов изучения сложных систем. Логичность и формализованность моделей позволяет выявить основные факторы,

определяющие свойства изучаемого объекта, модели помогают понять процесс, устанавливая качественные и количественные характеристики его состояния, и предсказать поведение интересующих, «ведущих» в данном процессе характеристик. Применение математического моделирования является необходимым для энергетической отрасли, и для АЭС в частности. Объекты энергетики нуждаются в управлении, которое предполагает постоянное наблюдение в эксплуатации за интенсивными и динамичными процессами преобразования энергии и движениями рабочих сред. Это, в свою очередь, неизбежно связано с необходимостью исследования допустимости различных режимов работы, оценки и прогнозирования технического состояния и т.п., что целесообразно выполнять с помощью специально созданных моделей [56].

Процессы, протекающие в реакторах, настолько сложны, что невозможно построить единую математическую модель всех процессов. В настоящее время моделирование этих процессов основывается на разработке моделей разного уровня описания, который определяется характером решаемых конкретных задач, в том числе учебных [57–70]. Можно говорить об иерархии описаний, отличающихся степенью детальности, иначе говоря, уровнем полноты.

Применительно к нейтронно-физическим процессам их полное (детальное) описание может быть дано лишь на уровне кинетических уравнений, построенных на основе фундаментальных уравнений, которые описывают микроскопические процессы. В таком описании процесс характеризуется функцией распределения, или, что эквивалентно, моментами разных порядков случайных величин, определяемых функцией распределения. Такое описание, позволяющее детально рассчитать активную зону, и положено в основу мощных расчетных кодов. Область применения таких кодов – расчет активных зон реакторов на стадии проектирования, в том числе при обосновании их безопасности, а также сопровождение, но не в части обучения персонала.

Вместе с тем на практике в огромном числе случаев требуется знание только некоторых величин, характеризующих процесс. Соответственно, вводится феноменологическое описание, которое довольствуется знанием небольшого

числа величин. При таком описании активная зона реактора представляется в виде сплошной среды, что предполагает использование в качестве инструмента описания аппарат дифференциальных уравнений в частных производных. В свою очередь при феноменологическом описании используются многоуровневые модели. Так при менее подробных по сравнению с вышеназванными расчетах активных зон используют многогрупповые диффузионные уравнения, в частности, двухгрупповые уравнения. При таком подходе для расчета нейтронного поля плотность потока нейтронов представляется в виде произведения быстроизменяющейся во времени амплитудной функции и форм-функции, слабо зависящей от времени. Двухгрупповой подход с улучшенной квазистатикой, сочетающий достаточную точность и быстроедействие, применяется при построении тренажеров, основанных на моделировании в реальном масштабе времени с жестким ограничением времени счета [71]. В последние годы рядом кампаний ведется параллельная разработка полномасштабных и аналитических (компьютерных) тренажеров энергоблоков. Аналитические тренажеры, реализованные на персональном компьютере, не содержат аппаратуры, требующей постоянного обслуживания. Они дают возможность экспериментировать при моделировании различных переходных процессов и могут быть использованы при противоаварийном планировании, обучении персонала АЭС, при подготовке научно-исследовательских кадров, а также в учебном процессе вузов. Стоит отметить, что такой тренажер – это всего лишь математическая модель объекта, которая в зависимости от подробности описания отражает только приближенно те или иные черты моделируемого объекта, и в этом заключаются одновременно его достоинства и недостатки. С одной стороны, тренажер позволяет проводить эксперименты, которые невозможно провести в натурных испытаниях. Но, с другой стороны, это всего лишь модель объекта, описывающая его поведение с той или иной степенью приближенности. Для использования всех возможностей тренажера требуется разработка методического обеспечения, базой которого должны быть действующие руководящие документы и инструкции, но поскольку это другое

устройство, то они должны быть адаптированы и переработаны для него. Это касается не только симуляции экспериментов, но и методик обработки полученных результатов. В свою очередь, разработанные для тренажера методики касаются только тренажера, и, в силу сказанного выше, не могут быть перенесены на реальные установки и преследуют другую цель – изучение физики процессов.

Если в течение переходного процесса пространственное распределение плотности потока нейтронов не изменяется, то говорят о кинетике точечного реактора. При этом параметры, входящие в уравнения для точечной кинетики реактора, могут быть рассчитаны на основе форм-функций. Однако чаще параметры не рассчитываются с помощью форм-функций, а постулируются, что можно сделать, например, на основе экспериментальных исследований. Поэтому уравнения точечной кинетики и кладутся в основу обработки результатов нейтронно-физических экспериментов. Использование уравнений точечной кинетики сложилось на ранней стадии разработки вопросов физики реакторов, когда требовалось понимание процессов на уровне интуиции. Модель точечной кинетики не только до сих пор широко используется в учебном процессе, что отражено в работах НИЯУ МИФИ, ВНИИАЭС, ИГЭУ и др. [57–60], но и является основой методик обработки результатов нейтронно-физических реакторных измерений [72]. Обучение и практическая деятельность операторов блоков во многом базируется на этой модели, поэтому она и должна использоваться при обучении оперативного персонала.

Важным фактором в обосновании методологии любого уровня описания является обоснование гипотезы замыкания системы дифференциальных уравнений, определенной в принятой феноменологии. Дело в том, что всегда уравнения содержат не только нужные величины, но также и иные, являющиеся неизвестными и знание которых не требуется для поставленной задачи. Для того, чтобы выделить, т.е. сделать автономной, замкнутой, систему уравнений для величин, знание которых необходимо для анализа рассматриваемого процесса, ее следует дополнить так называемыми гипотезами замыкания. Гипотезы замыкания

– это соотношения, связывающие «лишние» величины в «нужных» уравнениях с «нужными» величинами. Эти гипотезы носят эвристический характер.

Моделирование соответствующего уровня и численные эксперименты в обучении позволяют поднять подготовку специалистов на более высокий профессиональный уровень. Адекватными образовательному процессу оказываются системы символьной математики, такие как Maple, MathCad, Mathematica, MatLab [73]. Они являются интерактивной учебной средой, мощным учебным инструментом, эти системы отвечают потребностям ядерной физики и энергетики за счет наличия соответствующих математических инструментов. Правильно поставленные с их помощью учебные задачи способствуют формированию у обучающихся глубокого понимания процессов, протекающих в оборудовании, в первую очередь, в ядерном реакторе, причем особого внимания требует моделирование потенциально опасных переходных процессов, связанных с нарушением нормальных условий эксплуатации. Именно в этом направлении требуется дальнейшее расширение функциональных возможностей проблемно-ориентированных программ.

1.4. Краткая характеристика применяемого в работе аналитического тренажера энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000

В работе используется разработанный ООО «Вестерн Сервисез» [49] аналитический тренажер энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000. Это программно-технический моделирующий комплекс, который является электронной моделью энергоблока с реактором ВВЭР-1000 (В-320), реализованной на персональном компьютере. В основе лежит математическое моделирование нейтронно-физических, тепломеханических, теплофизических и других процессов и, как следствие, построение модели функционирования энергоблока в различных режимах. Аналитический тренажер обеспечивает моделирование в реальном масштабе времени всех режимов эксплуатации АЭС (режимы нормальной эксплуатации, переходные режимы, нарушение нормальной

эксплуатации, проектные аварийные режимы и запроектные аварии до границ моделирования).

Реализован тренажер в программной среде 3KeyMaster™, которая также является программным продуктом ООО «Вестерн Сервисез». 3KeyMaster™ – это платформа моделирования, многоцелевая среда для разработки, отладки, исполнения, тестирования, интеграции и конечной эксплуатации моделей, выполненная в виде единого программного пакета. Инструменты этой среды представляют собой набор объектно-ориентированных графических инструментов моделирования со встроенными алгоритмами численных решений. Этот инструментарий обеспечивает всестороннее моделирование с высокой степенью надежности и достоверности, включая моделирование сложных (одно- и многофазных) теплогидравлических систем, моделирование процессов приготовления и сгорания топлива различного состава, моделирование электрических систем, моделирование систем дистанционного и автоматического управления, моделирование релейных систем управления, моделирование полного спектра стандартного технологического оборудования. Программная среда и инструменты созданы на языке C++, оболочка 3KeyMaster™ имеет открытую и масштабируемую архитектуру, построена на основе готовых стандартных систем, работающих в операционной среде MS Windows, что повышает доступность технологий для пользователей. Среда 3KeyMaster™ традиционно широко используется в тренажерах, применяемых при обучении операторов методам эффективного и безопасного управления работой установок.

Широкие возможности аналитического тренажера позволяют проводить эксперименты над активной зоной, моделировать различного рода штатные и аварийные ситуации, а мобильность и удобство при работе на персональном компьютере позволяют эффективно использовать в учебном процессе.

Интерфейс включает в себя рабочие места операторов и инструктора. Основное рабочее окно в обоих режимах может использоваться для:

- вывода схемы расположения панелей и пультов (рисунок 1.2) с возможностью перехода к их графическим имитациям, повторяющим взаимное

размещение органов контроля и управления, технологические надписи, табло сигнализации, мнемосхемы и окраску панелей и пультов;

– вывода принципиальной схемы с отображением основных технологических параметров и оперативного состояния оборудования (рисунок 1.3) с возможностью перехода к развёрнутым схемам большинства систем.

Кроме этого в рабочую область выведены кнопки наиболее часто используемых функциональных возможностей программы и навигации в ней. Причем возможности инструкторского режима шире, включая задание отказов и воздействия «удаленного» управления.

Управление имитируемыми процессами может производиться как с помощью панелей и пультов воздействием на изображенные ключи управления, переключатели режимов, задатчики и регуляторы, так и со схем технологических систем путем изменения параметров, представленных на них элементов.

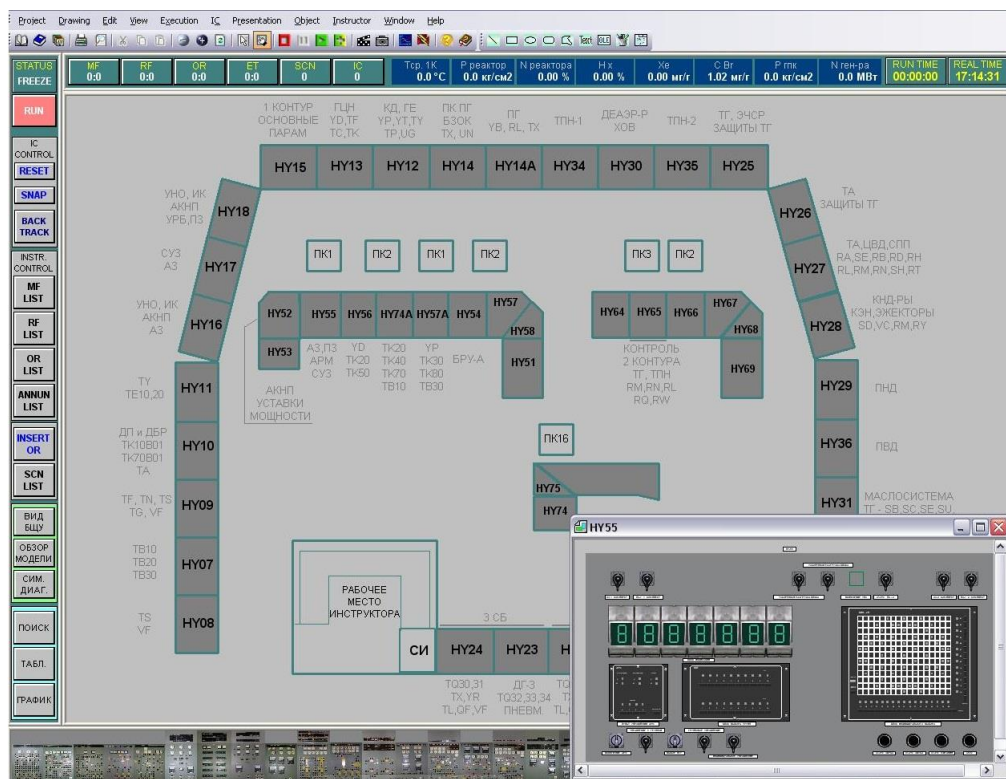


Рисунок 1.2. Интерфейс аналитического тренажера (вид блочного щита управления)

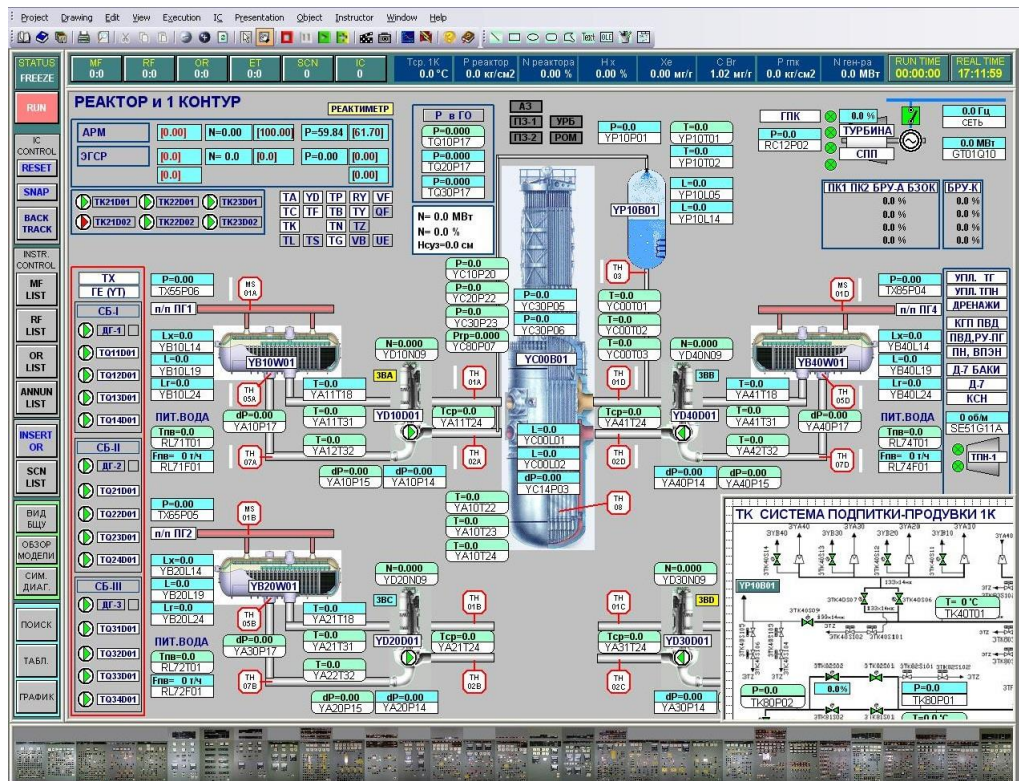


Рисунок 1.3. Интерфейс аналитического тренажера (обзор модели)

Среди возможностей аналитического тренажера можно отметить:

- возможность сохранения текущего оперативного состояния с его загрузкой при необходимости;
- возможность снятия графиков зависимостей различных параметров от времени и создания графиков с собственным набором параметров;
- возможность сохранения экспериментальных данных в цифровой форме с возможностью изменения шага по времени при фиксации параметров;
- возможность замедления/ускорения текущего времени при рассмотрении быстротекущих/длительных процессов.

Кроме того, ИГЭУ располагает полномасштабным тренажером энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000, который имеет идентичное описанному выше аналитическому тренажеру программное обеспечение и полномасштабную копию панелей и пультов блочного щита управления блока.

Тем самым все разрабатываемые методики могут рассматриваться как универсальные для аналитического и полномасштабного тренажеров. Следует заметить, что использование полномасштабного тренажера в вузе помимо прочего

способствует формированию профессионального мышления, а также является эффективным средством личностного становления, инструментом развития профессионально важных качеств [74].

1.5. Постановка задачи исследования

На основе проведенного анализа литературных источников сформулирована цель работы, заключающаяся в повышении уровня безопасности управления ядерной энергоустановкой посредством включения в действующую систему подготовки кадров комплекса проблемно-ориентированных программ и методик прямого компьютерного моделирования и имитационного моделирования на аналитических тренажерах влияющих на безопасность переходных режимов.

Для достижения поставленной цели необходимо решить следующие задачи:

1. Выбрать и обосновать математические модели, разработать на их основе комплекс проблемно-ориентированных программ;

2. В широком диапазоне изменяемых параметров провести численные эксперименты по исследованию взаимосвязанных влияющих на безопасность нейтронно-физических и теплогидравлических переходных процессов;

3. Разработать методическое обеспечение тренажера блока АЭС с реактором ВВЭР-1000, включающее:

- адаптацию к аналитическому тренажеру действующих инструкций по эксплуатации для моделирования режимов пуска и останова энергоблока,
- моделирование действия основных защит и блокировок первого контура,
- адаптацию к аналитическому тренажеру действующих методик нейтронно-физических реакторных измерений и их реализацию,
- создание компьютерных программ обработки полученных результатов,
- разработку и реализацию на аналитическом тренажере новых методик определения нейтронно-физических характеристик моделируемой топливной загрузки на основе анализа обращенных решений уравнений динамики реактора.

ГЛАВА 2. КОМПЛЕКС ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННЫХ ПРОГРАММ

В соответствии с вышеизложенным, комплекс программ прямого компьютерного моделирования должен быть многоцелевым. Во-первых, являясь переходным звеном от теории к практике на этапе предтренажерной подготовки, он должен обеспечить закрепление необходимого теоретического минимума, во-вторых, на основе численных экспериментов потенциально опасных процессов – должен обеспечить высокий уровень готовности оперативного персонала к принятию решений в непредвиденных регламентом ситуациях и инцидентах. В третьих, комплекс должен явиться базой для самостоятельной работы по поддержанию высокого уровня понимания динамики нейтронно-физических процессов операторами в течение всего срока их профессиональной деятельности. В связи с этим, при создании комплекса в него включены не только программы по моделированию потенциально опасных процессов, но и программы, обеспечивающие поддержание необходимого теоретического уровня.

В основу разработанного программного комплекса [75] положена модель точечной динамики водо-водяного реактора, достаточная и при этом наиболее доступная для понимания физики подлежащих рассмотрению переходных процессов. Комплекс реализован в среде Mathcad, которая является простой и, чаще всего, знакомой для обучаемых. Она позволяет реализовать гибкий подход к реализации программ, заключающийся в возможности «видеть» их и модифицировать для исследования роли того или иного фактора.

Компьютерные программы, входящие в состав комплекса, являются проблемно-ориентированными и в сочетании с соответствующими методическими указаниями [76] направлены на изучение путем численных экспериментов быстрых и медленных переходных процессов в «холодном» и «горячем» реакторе.

Для моделирования потенциально опасных режимов разработаны следующие программы:

- пуск холодного реактора с различными законами ввода реактивности;
- влияние увеличения времени падения стержней и времени задержки на срабатывание аварийной защиты;
- неуправляемое извлечение органов регулирования;
- режим быстрого глубокого расхолаживания первого контура и возможность самозапуска реактора;
- ксеноновые колебания и ксеноновая устойчивость реактора.

Для поддержания необходимого теоретического уровня персонала разработаны следующие программы:

1. Для «холодного» реактора:

- зависимость периода от реактивности;
- зависимость мощности реактора от времени при вводе положительной и отрицательной реактивности, при вводе реактивности скачкообразно, непрерывно в течение заданного промежутка времени и ступенчато при наличии внешнего источника нейтронов и без него.

2. Для реактора, находящегося в энергетических режимах:

- роль запаздывающих нейтронов;
- устойчивость реактора при различных возмущениях реактивности;
- разгон и глушение реактора с любым наперёд заданным законом изменения реактивности реактора во времени;
- влияние времени распространения температурной волны между реактором и парогенератором на характер переходного процесса;
- динамика реактора при изменении мощности, снимаемой с парогенератора;
- выгорание и воспроизводство топлива;
- отравление реактора ксеноном и самарием.

Ниже изложены допущения и гипотезы, лежащие в обосновании принятых математических моделей, а также некоторые примеры по реализации численных экспериментов, которые иллюстрируют основные возможности программного комплекса.

2.1. Математическая модель динамики реактора с сосредоточенными параметрами

Базовая часть моделей, использованных при создании комплекса программ, основана на системе, состоящей из девяти нелинейных жестких дифференциальных уравнений, описывающих динамику неотравленного ксеноном и самарием реактора, и расширяемой по мере необходимости уравнениями подключаемых дополнительных процессов:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\tau} N + \sum_j \lambda_j N_j + q_{\text{ист}}, \quad (2.1)$$

$$\frac{dN_j}{dt} = \frac{\beta_j}{\tau} N - \lambda_j N_j, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (2.2)$$

$$m_U c_U \frac{dT_U}{dt} = N - kF(T_U - T_B), \quad (2.3)$$

$$m_B c_B \frac{dT_B}{dt} = kF(T_U - T_B) - \gamma_B c_B G(T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}), \quad (2.4)$$

$$\rho = \delta\rho(t) + \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_B - T_B(0)). \quad (2.5)$$

Здесь N – нейтронная мощность; t – время; ρ – реактивность реактора; β – суммарная доля запаздывающих нейтронов, $\beta = \sum_j \beta_j$ ($j = 1, \dots, 6$ – номер группы запаздывающих нейтронов); τ – время жизни одного поколения мгновенных нейтронов; λ_j – постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов j -й группы; N_j – мощность, вносимая j -й группой запаздывающих нейтронов; $q_{\text{ист}}$ – мощность, вносимая при наличии источника нейтронов за единицу времени; m_U , c_U , T_U – соответственно масса, удельная теплоемкость и средняя по зоне температура топливной загрузки; k , F – соответственно коэффициент теплоотдачи и поверхность теплоотдачи; m_B , c_B – соответственно масса теплоносителя и его удельная теплоемкость при постоянном давлении; T_B – средняя по зоне температура теплоносителя; γ_B – плотность теплоносителя; G – расход теплоносителя; $T_{\text{вых}}$, $T_{\text{вх}}$ – соответственно температуры теплоносителя на выходе из реактора и на

входе в него, усредненные поперек активной зоны; α_1 и α_2 – соответственно температурные коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю.

Приведенная математическая модель уравнений содержит следующие допущения и ограничения. Во-первых, она записана для реактора с сосредоточенными параметрами. Тем самым предполагается, что за время переходного или аварийного процесса пространственное распределение нейтронного поля реактора не успевает заметно измениться. Во-вторых, также считается, что за время протекания вышеназванных процессов не изменяются концентрация борной кислоты и отравление реактора ксеноном и самарием. Третье ограничение касается гипотезы замыкания приведенной системы уравнений. Дело в том, что реактор через систему трубопроводов связан с системами первого контура, а через парогенератор – с системами второго контура и, кроме того, он находится под управлением автоматики. Так как в настоящем исследовании нас интересует физика процессов, непосредственно протекающих в реакторе, то в качестве ограничения системы уравнений (гипотезы замыкания задачи) считаем температуру на входе в реактор постоянной, а автоматику отключенной. Предлагаемая гипотеза замыкания позволяет количественно проанализировать переходные и аварийные режимы в реакторной установке без учета вторичных факторов и действия автоматики, что для понимания физических процессов чрезвычайно важно.

Начальные условия, без которых эти уравнения не имеют смысла, имеют следующий вид:

$$\text{при } t = 0 \quad N = N_0, \quad N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}, \quad (2.6)$$

$$T_U = T_U(0), \quad T_B = T_B(0), \quad T_{BX} = T_{BX}(0) = \text{const.}$$

Чтобы обнаружить факторы, влияющие на процессы, введены характерные для задачи единицы измерения всех физических величин, или, как принято говорить, безразмерные переменные. В качестве масштаба мощности выступает установившаяся мощность реактора до начала переходного процесса N_0 , а

масштабы времени t_m и температуры T_m выбраны так, чтобы в уравнении (2.3) коэффициенты при первом и третьем слагаемом оказались равными единице

$$\frac{kFT_m}{N_0} = 1, \quad \frac{m_U c_U T_m}{t_m N_0} = 1.$$

Отсюда

$$T_m = \frac{N_0}{kF}, \quad t_m = \frac{m_U c_U}{kF}. \quad (2.7)$$

При такой нормировке исходная система уравнений записывается в следующем безразмерном виде:

$$\frac{dN^*}{dt^*} = \frac{N^*}{\tau^*} \left[\delta\rho - \alpha_1 T_m (T_U^* - T_U^*(0)) - \alpha_2 T_m (T_B^* - T_B^*(0)) \right] + \sum_j \lambda_j^* N_j^*, \quad (2.8)$$

$$\frac{dN_j^*}{dt^*} = \frac{\beta_j}{\tau^*} N^* - \lambda_j^* N_j^*, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (2.9)$$

$$\frac{dT_U^*}{dt^*} = N^* - (T_U^* - T_B^*), \quad (2.10)$$

$$\frac{dT_B^*}{dt^*} = R_1 (T_U^* - T_B^*) - R_2 (T_B^* - T_{BX}^*). \quad (2.11)$$

Здесь $\tau^* = \frac{\tau kF}{m_U c_U}$, $R_1 = \frac{m_U c_U}{m_B c_B}$, $R_2 = \frac{2\gamma_B c_B G}{kF} R_1$ – критерии подобия задачи, а символом $*$ обозначены величины в безразмерном виде.

Численные значения критериев подобия удобно выразить через характерные параметры реакторной установки. Для реактора ВВЭР-1000 типичны следующие количественные характеристики [72]:

$\tau_U = \frac{m_U C_U}{kF} = 3,6 \div 4,2$ с – характерное время теплопередачи от топлива к теплоносителю;

$\tau_B = \frac{m_B C_B}{\frac{1}{2} kF + \gamma c_B G} = 0,8$ с – характерное время установления температуры

теплоносителя за счёт теплопередачи от топлива и выноса теплоты в парогенератор;

$$\varepsilon = \frac{kF}{2(\frac{1}{2}kF + \gamma_B C_B G)} = 0,03 \div 0,07 - \text{отношение мощности, приходящейся на один}$$

градус для топлива, к соответствующей мощности для теплоносителя.

Выражая критерии подобия через приведённые количественные характеристики, получим:

$$R_1 = \frac{\tau_U}{\tau_B} \varepsilon, R_2 = \left(\frac{1}{\varepsilon} - 1 \right) R_1. \quad (2.12)$$

Переход к безразмерным переменным позволяет рассматривать все подобные топливные загрузки.

Принятые в численных экспериментах для β_j и λ_j значения приведены в таблице 2.1.

Таблица 2.1. Значения β_j и λ_j , принятые в численных экспериментах

j	1	2	3	4	5	6
β_j	0,00021	0,00140	0,00126	0,00252	0,00074	0,00027
$\lambda_j, 1/c$	0,0124	0,0305	0,1114	0,3013	1,136	3,013

Численное решение жёстких систем нелинейных дифференциальных уравнений, описывающих динамику реактора в энергетических режимах, реализовано в среде Mathcad на основе алгоритма «Radau» [77]. Указанный алгоритм требует представления исходных систем уравнений (задача Коши) в стандартном виде. Так система (2.8)–(2.11) запишется в следующем виде:

$$\frac{dy_0}{dt} = [\delta\rho - \alpha_1(y_7 - y_7(0)) - \alpha_2(y_8 - y_8(0))] \frac{y_0}{\tau} + \sum_1^6 \lambda_j y_j, \quad (2.13)$$

$$\frac{dy_1}{dt} = \beta_1 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_1 y_1, \quad (2.14)$$

$$\frac{dy_2}{dt} = \beta_2 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_2 y_2, \quad (2.15)$$

$$\frac{dy_3}{dt} = \beta_3 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_3 y_3, \quad (2.16)$$

$$\frac{dy_4}{dt} = \beta_4 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_4 y_4, \quad (2.17)$$

$$\frac{dy_5}{dt} = \beta_5 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_5 y_5, \quad (2.18)$$

$$\frac{dy_6}{dt} = \beta_6 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_6 y_6, \quad (2.19)$$

$$\frac{dy_7}{dt} = \beta_7 \frac{y_0}{\tau} - \lambda_7 y_7, \quad (2.20)$$

$$\frac{dy_8}{dt} = R_1(y_7 - y_8) - R_2(y_8 - T_{\text{вх}}), \quad (2.21)$$

а начальные условия (2.6) примут вид

$$y_0(0) = 1, \quad y_j(0) = \frac{\beta_j y_0(0)}{\lambda_j \tau}, \quad y_7(0) = y_0(0) + y_8(0), \quad y_8(0) = \frac{T_{\text{в}}(0)}{T_{\text{м}}}. \quad (2.22)$$

Здесь знак * для краткости записей опущен, а $\alpha_1 T_{\text{м}}$ и $\alpha_2 T_{\text{м}}$ обозначены как α_1 и α_2 .

Выбор модели обусловлен следующими соображениями. Во-первых, уравнения (2.1)–(2.2), касающиеся кинетики холодного реактора, просты и довольно хорошо обоснованы теоретически. Во-вторых, результаты расчетов нейтронно-физических характеристик топливных загрузок, полученные на основе высокоуровневых моделей, верифицируются на эксперименте, результаты которого определяются в рамках модели точечной динамики. Эта модель позволяет проанализировать весьма широкий круг вопросов, она прозрачна и понятна для оперативного персонала.

В отличие от уравнений (2.1)–(2.2) уравнения (2.3)–(2.4) требуют соответствующего обоснования. В них фигурируют средняя по зоне температура теплоносителя $T_{\text{в}}$, которая усреднена по высоте и ширине каналов теплоносителя, и $T_{\text{вых}}$ и $T_{\text{вх}}$ – температуры, усредненные только поперек каналов теплоносителя. Как правило, связь между вышеуказанными температурами определяется декларативно исходя из предположения о линейном законе распределения средней поперек канала температуры по высоте активной зоны [72].

2.1.1. Обоснование математической модели теплообмена для реактора с сосредоточенными параметрами

Детальный расчет теплообмена в реальном реакторе представляет собой сложную задачу [78]. Для установления связи между этими температурами следует сформулировать расчетную математическую модель [79]. Активная зона водо-водяного реактора имеет цилиндрическую форму и состоит из тепловыделяющих сборок (ТВС), окруженных замедлителем, который одновременно является и теплоносителем. Объемный источник энергии реактора обусловлен цепной реакцией, происходящей под действием тепловых нейтронов, поглощающихся ядрами топлива в твэлах, собранных в ТВС. Плотность потока тепловых нейтронов достигает максимального значения в замедлителе между соседними твэлами внутри ТВС и в замедлителе между отдельными ТВС. Она уменьшается к центру твэлов и ТВС, достигая там минимума. Полное распределение плотности потока тепловых нейтронов по объему зоны складывается из распределения по объему гомогенизированной активной зоны, распределения по ячейке, относящейся к ТВС, и ячейке твэла. Распределение плотности потока тепловых нейтронов, а стало быть, и плотности объемного тепловыделения в радиальном направлении является весьма сложным, однако распределение этих величин по высоте зоны, в силу однородности состава зоны в этом направлении, является одинаковым для всех ячеек и подчиняющемуся закону $q(z) \sim \sin(\pi z / H_{A3})$. В силу сказанного, зависимость объемного тепловыделения $q(z, r)$ может быть представлена в виде

$$q(z, r) \sim \phi(r) \sin(\pi z / H_{A3}). \quad (2.23)$$

Здесь $\phi(r)$ – некоторая неизвестная функция от r , H_{A3} – экстраполированная высота активной зоны. При наличии отражателя $H_{A3} = H + \delta$, где H – высота активной зоны, δ – эффективная добавка отражателя [80]. За начало отсчета z принята нижняя экстраполированная граница δ .

Отсюда видно, что переменные r и z разделяются, т.е. распределения по z и r независимы. В связи с этим, для расчета распределения температуры теплоносителя по высоте зоны можно рассмотреть отдельный тепловыделяющий

элемент радиусом $R_{ст}$, расположенный по оси цилиндрического канала и охлаждаемый теплоносителем (рисунок 2.1), с поверхностной плотностью теплового потока, определяемого законом

$$j(z) = C \sin(\pi z / H_{АЗ}). \quad (2.24)$$

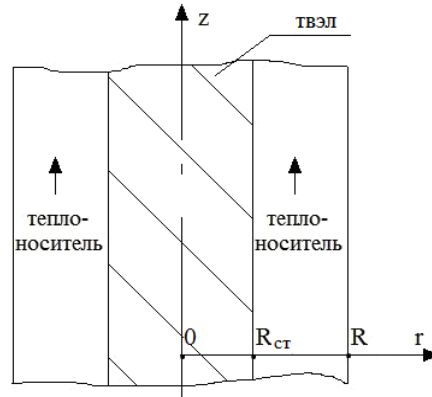


Рисунок 2.1. Расчетная схема канала

В соответствии со сказанным, температурное поле теплоносителя может быть рассчитано на основе решения задачи теплообмена между ТВЭЛом и теплоносителем:

$$c_p \gamma_v \left(u \frac{\partial T}{\partial z} + v \frac{\partial T}{\partial r} \right) = \Lambda_1 \left[\frac{\partial^2 T}{\partial z^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \right], \quad (2.25)$$

$$\frac{\partial u}{\partial z} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rv) = 0, \quad (2.26)$$

где c_p – удельная изобарная теплоемкость теплоносителя в активной зоне; u , v – скорости теплоносителя соответственно вдоль и поперек канала теплоносителя; T – температура теплоносителя; Λ_1 – коэффициент теплопроводности теплоносителя.

Здесь первое уравнение – уравнение теплопроводности в жидкости, второе – уравнение непрерывности для усредненного по пульсациям турбулентного движения жидкости.

Постоянная C определяется нейтронной мощностью N , обусловленной цепной реакцией внутри ТВЭЛа:

$$\int_0^{R_{\text{ст}}} \varphi(r) 2\pi r dr \int_{\delta}^H \sin \frac{\pi z}{H_{\text{АЗ}}} dz = N. \quad (2.27)$$

При турбулентном течении профиль усредненной по пульсациям скорости внутри потока практически не зависит от координаты r , спадая до нуля лишь в узком пристеночном слое, поэтому средняя по ширине канала температура будет равна среднемассовой.

Граничные условия имеют следующий вид:

$$\text{при } r = R_{\text{ст}}: \Lambda_1 \frac{\partial T}{\partial r} = j(z),$$

$$\text{при } z = 0: T(0, r) = T_0(r); \quad (2.28)$$

$$\text{при } r = R: \Lambda_1 \frac{\partial T}{\partial r} = 0.$$

Расчет температурных полей проведем методом интегральных соотношений [81]. Для этого умножим уравнение (2.26) на $c_p \gamma_B$ и сложим его с уравнением (2.25):

$$c_p \gamma_B \left[\frac{\partial}{\partial z} (uT) + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rvT) \right] = \Lambda_1 \left(\frac{\partial^2 T}{\partial z^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rT) \right). \quad (2.29)$$

Далее проинтегрируем уравнение (2.29) поперек канала теплоносителя:

$$c_p \gamma_B \left[\frac{\partial}{\partial z} \int_{R_{\text{ст}}}^R uT 2\pi r dr + \int_{R_{\text{ст}}}^R \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rvT) 2\pi r dr \right] = \Lambda_1 \frac{\partial^2}{\partial z^2} \int_{R_{\text{ст}}}^R T 2\pi r dr + \Lambda_1 \int_{R_{\text{ст}}}^R \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rT) 2\pi r dr.$$

Первый интеграл в полученном выражении определяет среднемассовую

$$\text{температуру } \langle T \rangle = \frac{\int_{R_{\text{ст}}}^R uT 2\pi r dr}{\int_{R_{\text{ст}}}^R u 2\pi r dr} : \\ \int_{R_{\text{ст}}}^R uT 2\pi r dr = \langle T \rangle \int_{R_{\text{ст}}}^R u 2\pi r dr, \quad (2.30)$$

где $\langle u \rangle = G = \int_{R_{\text{ст}}}^R u 2\pi r dr$ – объемный расход теплоносителя.

В силу граничных условий ($u = 0$ при $r = R_{\text{ст}}$ и $r = R$) второй интеграл равен нулю.

Из следующих оценок видно, что конвективный вынос теплоты превалирует над теплопроводностью вдоль канала:

$$\frac{\Lambda_1 \frac{\partial^2 T}{\partial z^2}}{c_p \gamma_B u \frac{\partial T}{\partial z}} \sim \frac{\Lambda_1 T H_{A3}}{c_p \gamma_B H_{A3}^2 u T} \sim \frac{\Lambda_1}{c_p \gamma_B H_{A3} u} \ll 1$$

и в виду узости канала

$$\frac{\frac{\partial^2 T}{\partial z^2}}{\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rT)} \sim \frac{R^2}{H_{A3}^2} \ll 1.$$

С учетом соответствующих оценок, получим

$$c_p \gamma_B G \frac{\partial}{\partial z} \langle T \rangle = \Lambda_1 2\pi R_{\text{ст}} \left. \frac{\partial T}{\partial r} \right|_{r=R_{\text{ст}}} = 2\pi R_{\text{ст}} \cdot j. \quad (2.31)$$

Отсюда с учетом (2.24) найдем зависимость средней поперек канала температуры от высоты

$$\langle T(z) \rangle = \langle T_{\text{вх}} \rangle + K \left(\cos \frac{\pi \delta}{H + \delta} - \cos \frac{\pi z}{H + \delta} \right), \quad (2.32)$$

и среднюю по сечению реактора температуру теплоносителя на выходе из зоны

$$\langle T(H) \rangle = \langle T_{\text{вх}} \rangle + K \left(\cos \frac{\pi \delta}{H + \delta} - \cos \frac{\pi H}{H + \delta} \right), \quad (2.33)$$

где $K = \frac{2CR_{\text{ст}}(H + \delta)}{c_p \gamma_B G}$ – новая постоянная.

Теперь найдем температуру теплоносителя, усредненную по всей активной зоне:

$$T_b = \frac{1}{(H-\delta)} \int_{\delta}^H T(z) dz. \quad (2.34)$$

Подставляя сюда (2.32), получим

$$T_b = \langle T_{bx} \rangle + K \cos \frac{\pi \delta}{H + \delta} - \frac{K(H + \delta)}{\pi(H - \delta)} \left(\sin \frac{\pi H}{H + \delta} - \sin \frac{\pi \delta}{H + \delta} \right). \quad (2.35)$$

Учитывая, что $\frac{\delta}{H} \ll 1$, имеем следующую оценку

$$T_b = \frac{\langle T_{bx} \rangle + \langle T_{вых} \rangle}{2}. \quad (2.36)$$

Полученный результат говорит о том, что закон зависимости средней по сечению канала температуры движущегося теплоносителя от вертикальной координаты определяется законом зависимости объемного тепловыделения в твэле от указанной координаты. Причина этого заключается в том, что все тепло отводится через его боковую поверхность твэла, а в теплоносителе преобладает конвективный вынос теплоты по сравнению с теплопроводностью вдоль канала. Так как характер зависимости $q(z)$ симметричен относительно середины активной зоны, то средняя температура теплоносителя представляется формулой (2.36).

В реальных реакторах это распределение несимметрично и поэтому при решении исходной системы уравнений (2.3)–(2.4) равенство (2.36) выполняться не будет, что может внести некоторую погрешность.

В качестве примера приведем результаты расчета средней температуры по активной зоне в случае несимметричного распределения плотности теплового потока по высоте зоны (рисунок 2.2). Представленные на рисунке кривые были аппроксимированы полиномом, а затем для каждого распределения получена зависимость для средней по сечению канала температуры теплоносителя от высоты активной зоны. Они приведены на рисунке 2.3 (в расчете приняты $\langle T_{bx} \rangle = 289^\circ\text{C}$, $\langle T_{вых} \rangle = 322^\circ\text{C}$, высота активной зоны $H = 350$ см).

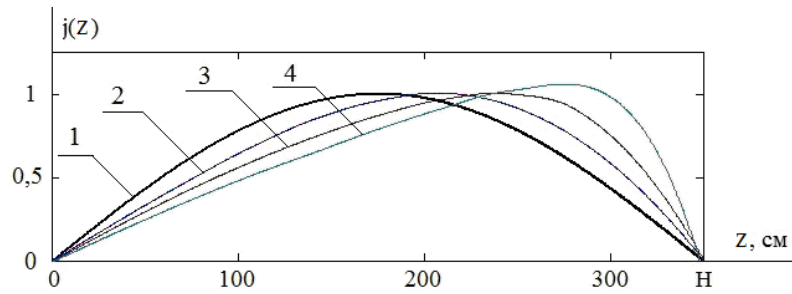


Рисунок 2.2. Распределение плотности теплового потока по высоте зоны:
1 – симметричное; 2, 3, 4 – несимметричное

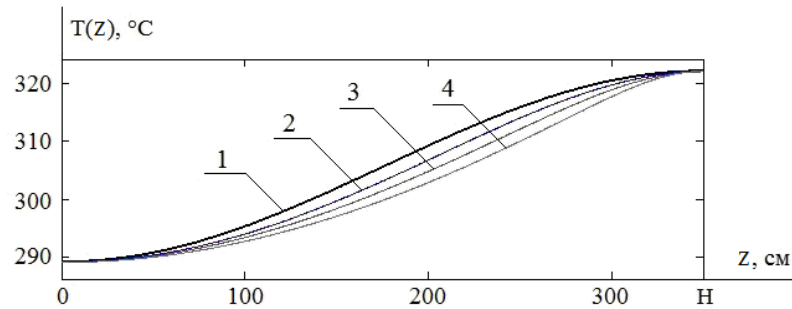


Рисунок 2.3. Распределение средней по сечению температуры теплоносителя по высоте зоны:
1 – при симметричном распределении плотности теплового потока по высоте зоны; 2, 3, 4 – соответствующие распределения плотности теплового потока 2,3,4 на рисунке 2.2

В общем случае для средней температуры теплоносителя по зоне имеем

$$T_B = \frac{\langle T_{ВХ} \rangle + \langle T_{ВЫХ} \rangle}{m}, \quad (2.37)$$

где m – коэффициент, связывающий среднюю по зоне температуру теплоносителя с его температурами на входе и выходе из реактора.

Для рассмотренных примеров максимальное значение введенного коэффициента составило $m = 2,02$.

Таким образом, численные эксперименты, проведенные нами с различными смещенными распределениями, показывают, что отличие полученной средней температуры от значения полусуммы входной и выходной температур теплоносителя, составляет порядка 2–3 %. Эта поправка легко учитывается при расчетах. В качестве примера на рисунках 2.4, 2.5 приведены результаты численного эксперимента по моделированию ввода отрицательной реактивности при разных значениях коэффициента m .

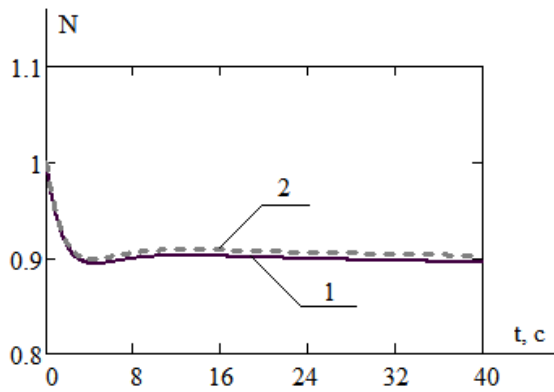


Рисунок 2.4. Графики зависимости нейтронной мощности реактора от времени при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,001$:
1 – $m = 2$; 2 – $m = 2,02$

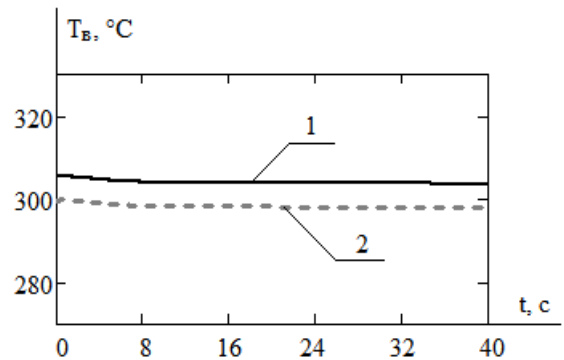


Рисунок 2.5. Графики зависимости температуры теплоносителя от времени при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,001$:
1 – $m = 2$; 2 – $m = 2,02$

2.1.2. Гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений

В качестве гипотезы замыкания системы дифференциальных уравнений (2.1)–(2.5) предложено условие постоянства температуры теплоносителя на входе в реактор. Тем самым от реактора отсекается парогенератор и, стало быть, не учитывается время распространения фронта температурной волны в петле реакторная установка – парогенератор. Такой подход правомерен для быстрых переходных процессов, когда характерное время переходного процесса оказывается меньше времени распространения фронта температурной волны от реактора к парогенератору и обратно. Дело осложняется еще и тем, что это время оказывается одного порядка со временем передачи теплоты от топлива к теплоносителю. Если указанное условие не выполнено, то вышеназванный подход требует соответствующих оценок. Выявить качественно роль принимаемых предположений без численных экспериментов не представляется возможным, т.к. математическая модель динамики реактора основывается на системе из более десяти нелинейных дифференциальных уравнений.

Для оценки точности выше высказанных предположений предлагается математическая модель более высокого уровня, учитывающая запаздывание перемещения фронта температурной волны в петле реактор – парогенератор [82].

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\tau} N + \sum_j \lambda_j N_j, \quad (2.38)$$

$$\frac{dN_j}{dt} = \frac{\beta_j}{\tau} N - \lambda_j N_j, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (2.39)$$

$$m_U c_U \frac{dT_U}{dt} = N - kF(T_U - T_B), \quad (2.40)$$

$$m_B c_B \frac{dT_B}{dt} = kF(T_U - T_B) - \gamma_B c_B G(T_{\text{ВЫХ}} - T_{\text{ВХ}}), \quad (2.41)$$

$$\frac{dT_{\text{ВХ}}^{\Pi}}{dt} = \frac{T_{\text{ВЫХ}} - T_{\text{ВХ}}^{\Pi}}{\tau_3}, \quad (2.42)$$

$$m_B c_B \frac{dT_{\text{ВХ}}}{dt} = \gamma_B c_B G(T_{\text{ВХ}}^{\Pi} - T_{\text{ВХ}}) - W_{\text{ПГ}}, \quad (2.43)$$

$$\rho = \delta\rho(t) + \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_B - T_B(0)). \quad (2.44)$$

Здесь $T_{\text{ВХ}}^{\Pi}$ – температура теплоносителя на входе в парогенератор; τ_3 – время запаздывания перемещения фронта температурной волны в петле реактор – парогенератор; $W_{\text{ПГ}}$ – мощность, снимаемая с парогенератора; средняя по зоне температура теплоносителя определяется соотношением $T_B = \frac{T_{\text{ВХ}} + T_{\text{ВЫХ}}}{2}$.

Система уравнений (2.38)–(2.44) аналогично системе (2.1)–(2.5) записана для реактора с сосредоточенными параметрами, и также считается, что за время протекания вышеназванных процессов не изменяются концентрация борной кислоты и отравление реактора ксеноном и самарием. Время распространения температурной волны учтено на участке реактор-парогенератор, а для обратного участка температура на выходе из парогенератора равна температуре на входе в реактор. В качестве ограничения системы уравнений (гипотезы замыкания задачи) теплоотвод от парогенератора считается заданным, а автоматика – отключенной.

Начальные условия имеют следующий вид:

$$\text{при } t = 0 \quad N = N_0, \quad N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}, \quad T_U = T_U(0), \quad T_B = T_B(0), \quad (2.45)$$

$$T_{\text{ВХ}}^{\Pi} = T_{\text{ВХ}}^{\Pi}(0) = T_{\text{ВЫХ}}, \quad T_{\text{ВХ}} = T_{\text{ВХ}}(0) = T_{\text{ВЫХ}}^{\Pi}, \quad W_{\text{ПГ}} = \text{const.}$$

Здесь $T_{\text{ВЫХ}}^{\Pi}$ – температура теплоносителя на выходе из парогенератора.

Реактор из критического состояния выводится либо заданием реактивности $\delta\rho(t)$, либо скачком мощности, снимаемой с парогенератора, либо тем и другим способом вместе.

Аналогично рассмотренной ранее системе вводятся характерные для задачи единицы измерения всех физических величин, а уравнения записываются в безразмерном виде с описанными выше критериями подобия τ^* , R_1 , R_2 .

Приведем результаты численного эксперимента по исследованию влияния запаздывания перемещения фронта температурной волны в петле реактор – парогенератор на динамику реактора. На рисунке 2.6 приведены результаты исследования динамики реактора при снижении мощности, снимаемой с парогенератора, со 100 % до 80 %. Кривые получены для трех значений времени распространения температурного фронта (0,01 с, 2 с и 5 с) при следующих начальных значениях параметров процесса: $\tau = 10^{-4}$ с, $\alpha_1 = 10^{-4}$ 1/°C, $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5}$ 1/°C.

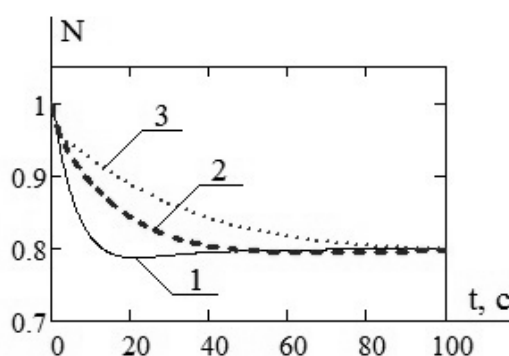


Рисунок 2.6. Зависимость нейтронной мощности реактора от времени при снижении мощности, снимаемой с парогенератора:

- 1 – при времени запаздывания 0,01 с; 2 – при времени запаздывания 2 с;
3 – при времени запаздывания 6 с

Из приведенных кривых видно, что для рассматриваемого переходного процесса время запаздывания распространения температурного фронта влияет только на динамику процесса, тогда как установившиеся значения параметров процесса от этого времени практически не зависят. Результаты численных экспериментов показывают, что ограничение, касающееся постоянства температуры на входе в реактор, можно считать приемлемым для тех переходных

процессов, время протекания которых больше времени распространения фронта температуры от реактора к парогенератору.

2.2. Моделирование быстрых переходных процессов

2.2.1. Пуск холодного реактора

Пуск реактора – это вывод реактора с допустимым периодом разгона из подкритического в надкритическое состояние на минимально контролируемый уровень мощности (МКУ), т.е. на тот уровень, который надежно контролируется пусковой аппаратурой. Исходная мощность, с которой начинается пуск реактора, обусловлена как внутренним источником нейтронов – спонтанным делением топлива и делением его фотонейтронами, так и нейтронами постороннего источника.

Для пуска «холодного» реактора необходимы начальные нейтроны, чтобы осуществить цепной процесс. Эти нейтроны могут быть обусловлены космическим излучением. Другим источником является спонтанное деление урана. Известно, что 1 т природного урана дает около $1,5 \cdot 10^4$ 1/с. Если реактор запускается после останова, то в нем есть уже свободные нейтроны. Их появление обусловлено фотонейтронными источниками и излучением осколков деления. В энергетических реакторах мощность, обусловленная спонтанным делением, составляет порядка 10^{-7} – 10^{-6} Вт. Может быть использован и внешний источник нейтронов, что дает такой же эффект, как и повышение чувствительности пусковой аппаратуры. Применяют источники с мощностью порядка 10^6 – 10^7 1/с (Ra, Po, Pu-Be).

Ниже приведены некоторые результаты численных экспериментов по пуску реактора при различных способах ввода реактивности и при наличии внешнего источника нейтронов, вносимую которым мощность для реактора ВВЭР-1000 можно оценить следующим образом:

$$q_{\text{ист}} = J \cdot v_T \cdot \Sigma_f \cdot Q_1, \quad (2.46)$$

где J – скорость рождения нейтронов в активной зоне за счет спонтанного деления ^{238}U ; v_t – скорость тепловых нейтронов; Σ_f – макроскопическое сечение деления урана; Q_1 – энергия одного деления. Известно, что в одной тонне природного урана рождается $15 \cdot 10^3$ 1/с нейтронов деления [83].

Наиболее безопасна и надежна такая скорость ввода реактивности, когда МКУ достигается в подкритическом состоянии, а переход в надкритическое состояние надежно контролируется. В практике эксплуатации реакторов ВВЭР имели место единичные случаи аварийного останова по достижению периода аварийных уставок в результате нарушения регламента в части выдержки времени после ввода положительной реактивности в процессе пуска [84]. Выбор характера ввода положительной реактивности представляет непростую задачу, т.к. зависит от многих факторов – начальной мощности реактора, источника нейтронов, глубины подкритики и т.д. Закон роста реактивности в заданных условиях можно выбрать методом численных экспериментов. В качестве примера на рисунках 2.7–2.9 приведены кривые вывода реактора из подкритического состояния в надкритическое, когда различными способами вводится одна и та же реактивность, и можно сравнить для них период реактора.

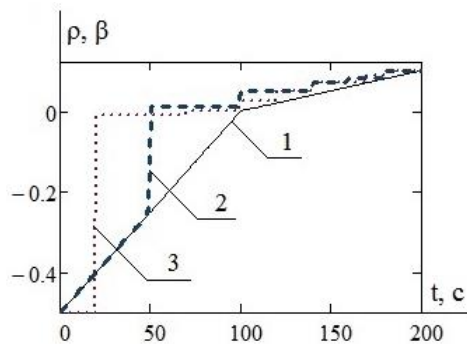


Рисунок 2.7. Графики зависимости вводимой реактивности от времени:

1 – линейно, с изменением скорости ввода реактивности; 2 – линейно, а затем ступенчато; 3 – ступенчато

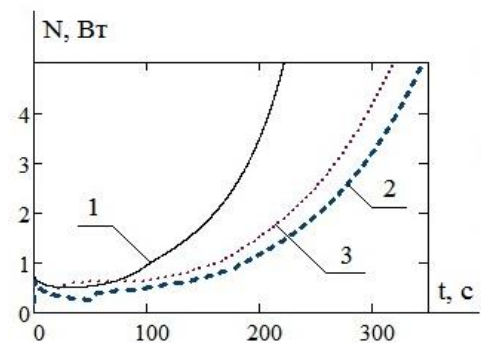


Рисунок 2.8. Графики зависимости нейтронной мощности реактора от времени:

1, 2, 3 – для соответствующего способа ввода реактивности на рисунке 2.7

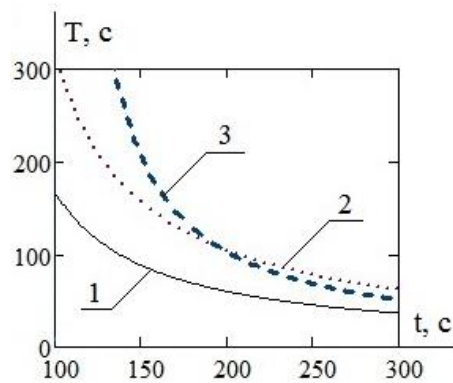


Рисунок 2.9. Графики зависимости периода реактора от времени:
1, 2, 3 – для соответствующего способа ввода реактивности на рисунке 2.7

В реакторах типа ВВЭР ввод реактивности может быть обеспечен с помощью подвижных поглотителей и путём уменьшения концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура. Однако ключевым для подготовки оператора является усвоение им ограничения по скорости высвобождения реактивности, что и дают описанные численные эксперименты. На практике критическое положение подвижных поглотителей или критическое значение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура заранее рассчитано, а также для каждой активной зоны разработана обязательная для реализации программа безопасного пуска. В связи с чем, возможность проведения подобных экспериментов представляют особую важность для обучения.

2.2.2. Быстрые переходные процессы в «горячем» реакторе

В отличие от «холодного» состояния реактор, находящийся в энергетических режимах («горячий» реактор), характеризуется отрицательной обратной связью по температуре топлива и теплоносителя. Оба коэффициента реактивности отрицательны, так что обе связи стабилизируют реактор и позволяют в известных пределах работать ему в режиме саморегулирования [85]. Реализованные компьютерные программы позволяют исследовать поведение «горячего» реактора. Ниже приведены некоторые результаты численных экспериментов и их анализ, необходимый в процессе обучения.

В расчетах были приняты следующие значения, приведенные в последующем к безразмерному виду: $N_0 = 3 \cdot 10^9$ Вт, $T_{\text{вых}}(0) = 322$ °С, $T_{\text{вх}}(0) = 289$ °С, $\tau = 10^{-3}$ с, β_j и λ_j в соответствии с приведенной в параграфе 2.1 таблицей 2.1. При этих условиях $t_m = 3,8$ с, $T_m = 438,4$ К. Далее расчетные кривые представлены в безразмерном виде (мощность нормирована значением N_0 , температура – масштабом T_m , а время на графиках для удобства представлено в секундах).

На рисунках 2.10–2.14 приведены кривые изменения параметров реактора с температурной обратной связью ($\alpha_1 = 10^{-4}$ 1/°С и $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5}$ 1/°С) при его глушении за счёт ввода отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,05$ за разное время.

Следует заметить, что здесь и далее приведены результаты расчетов как для нейтронной мощности, так и для тепловой мощности, т.е. отводимой теплоносителем ($W = \gamma_B c_B G(T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}})$), а также для подогрева теплоносителя в реакторе ($\Delta T = T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}$).

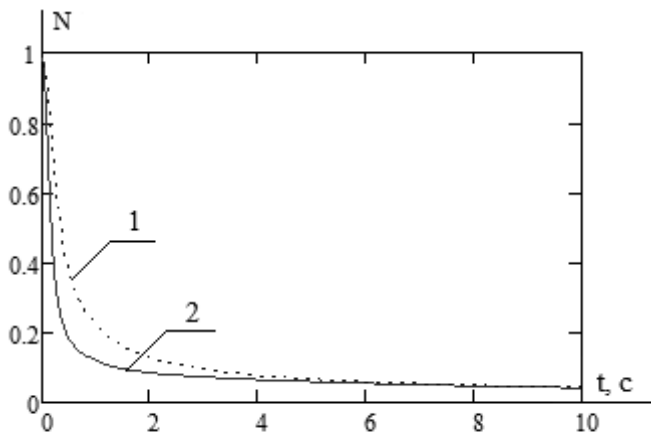


Рисунок 2.10. Графики зависимости нейтронной мощности реактора от времени:

- 1 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 9 с;
- 2 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с

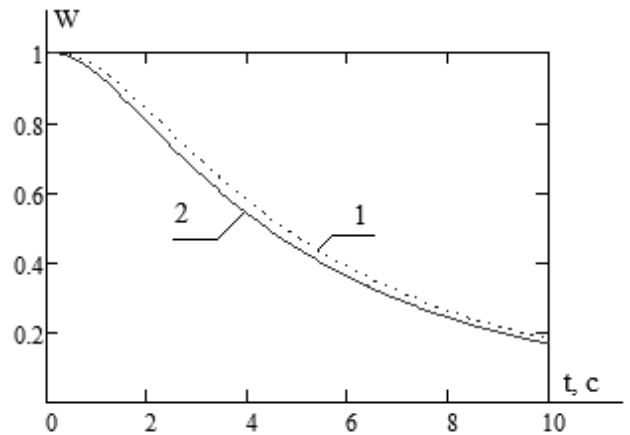


Рисунок 2.11. Графики зависимости тепловой мощности реактора от времени:

- 1 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 9 с;
- 2 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с

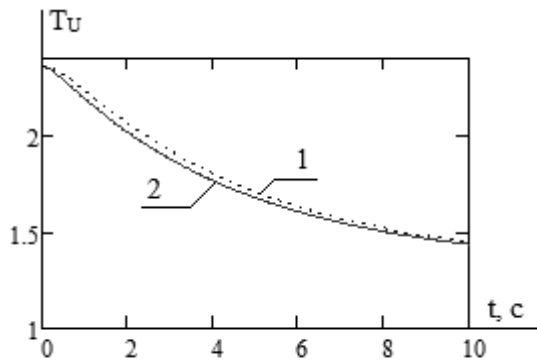


Рисунок 2.12. Графики зависимости температуры топлива от времени:
1 – ввод $\delta\rho = 0,05$ реактивности за 9 с;
2 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с

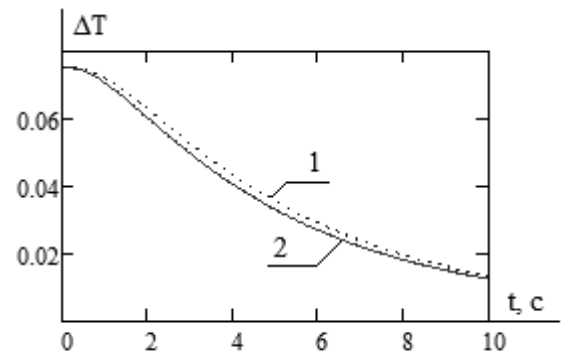


Рисунок 2.13. Графики зависимости подогрева теплоносителя от времени:
1 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 9 с;
2 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с

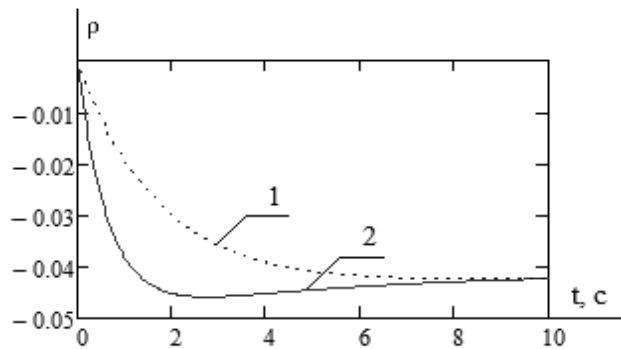


Рисунок 2.14. Графики зависимости реактивности от времени:
1 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 9 с; 2 – ввод реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с

Из приведённых кривых можно сделать следующие выводы. Изменение нейтронной и тепловой мощности реактора, температуры топлива и теплоносителя, реактивности реактора происходит по закону, близкому к экспоненциальному, причём, релаксация каждой из этих величин определяется своим характерным временем. Из-за большого различия в характерных временах нейтронная и тепловая мощности реактора довольно значительно отличаются друг от друга в течение всего переходного процесса. Для подготовки к эксплуатации реакторной установки такие численные эксперименты очень важны, т.к. позволяют наблюдать характер изменения параметров при вводе отрицательной реактивности, что является неотъемлемой частью эксплуатации. Кроме того, появляется возможность проследить, как будут видоизменяться эти зависимости при изменении, как величины вводимой реактивности, так и способа ее ввода.

Другой особенностью процесса является изменение первоначально вводимой в зону отрицательной реактивности во времени. Действие температурной обратной связи по топливу и теплоносителю приводит к температурному эффекту реактивности. Он заключается в том, что за счёт снижения температуры топлива и теплоносителя освобождается положительная реактивность. В отличие от разотравления реактора, которое протекает около 2 суток после останова реактора и приводит к освобождению порядка 2,9 % реактивности [84], температурный эффект проявляется быстро и его максимальное значение для реактора ВВЭР-1000 может оказаться сравнимым с эффективностью аварийной защиты.

Положительный температурный эффект реактивности при глушении реактора и при сильной отрицательной обратной связи может стать одной из причин самозапуска реактора. В качестве примера проявления указанного эффекта на рисунках 2.15–2.17 показаны кривые изменения мощности реактора и его реактивности реактора при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с аналогично предыдущему примеру, но при разной жесткости температурных связей.

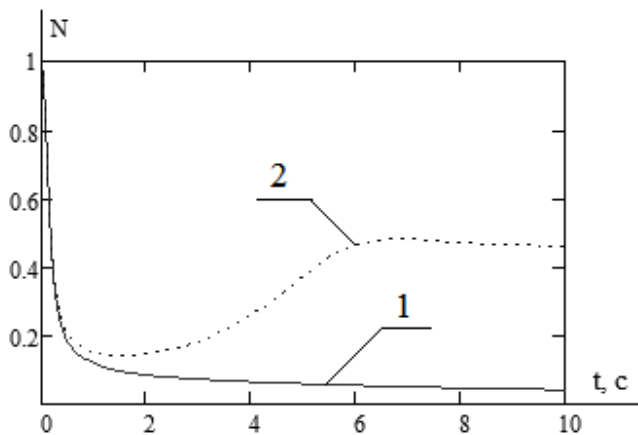


Рисунок 2.15. Графики зависимости нейтронной мощности реактора от времени при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с:

1 – $\alpha_1 = 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ и $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$;
2 – $\alpha_1 = 10^{-3} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ и $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$

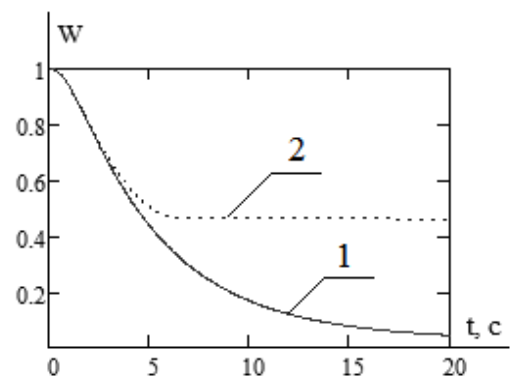


Рисунок 2.16. Графики зависимости тепловой мощности реактора от времени при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с:

1 – $\alpha_1 = 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ и $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$;
2 – $\alpha_1 = 10^{-3} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ и $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$

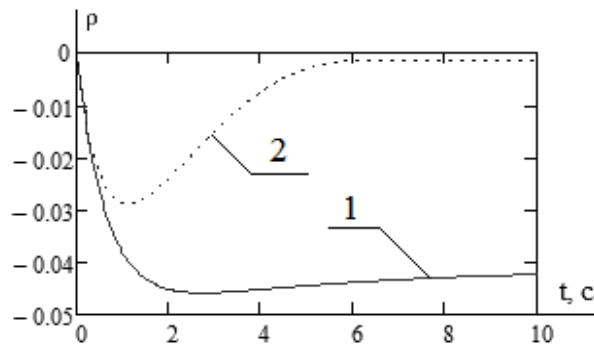


Рисунок 2.17. Графики зависимости реактивности от времени при вводе отрицательной реактивности $\delta\rho = 0,05$ за 3 с:

$$1 - \alpha_1 = 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C} \text{ и } \alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C};$$

$$2 - \alpha_1 = 10^{-3} \text{ 1/}^\circ\text{C} \text{ и } \alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$$

Из приведённых кривых видно, что при сильной отрицательной обратной связи после снижения нейтронной мощности практически до нуля реактор из глубокой подкритики (-3%) за время порядка 6 с вернётся в критическое состояние на пониженном уровне мощности. Эта особенность процессов, протекающих в реакторе, также исключительно важна для оператора, а проведение численных экспериментов, позволяющих исследовать самозапуск реактора при его глушении, является важным элементом подготовки.

Особый интерес представляют процессы, связанные с нарушениями в работе механической системы управления и защиты. В практике эксплуатации реакторов ВВЭР-1000 имели место нарушения, связанные с увеличением времени падения стержней или с их зависанием в промежуточном положении как при срабатывании аварийной защиты, так и при плановых остановах энергоблоков [84]. Подобный режим могут проиллюстрировать приведенные выше результаты численного эксперимента по вводу отрицательной реактивности величиной 5% в течение 3 с и 9 с в тот момент, когда реактор находился в критическом состоянии (рисунки 2.10–2.14). Из сравнения кривых видно, что имеющиеся между ними в течение нескольких первых секунд переходного процесса различия затем перестают проявляться за счет действия температурных обратных связей. Тем самым увеличение времени падения стержней при глушении реактора, находившегося в стационарном состоянии, не может значительно повлиять на безопасность.

Ситуация меняется при неуправляемом извлечении регулирующей группы с рабочей скоростью или выбросе регулирующего органа. Этот выброс, в свою очередь, рассматривается в качестве одной из наиболее значимых реактивных аварий с точки зрения величины и скорости ввода положительной реактивности [86]. Численные эксперименты позволяют исследовать соответствующие этому различные режимы разгона реактора из разных начальных состояний с его последующим глушением, в том числе при задержке на срабатывание аварийной защиты. Несрабатывание аварийной защиты переводит рассматриваемую аварию в режим запроектной [87]. В качестве примера на рисунке 2.18 приведены зависимости нейтронной мощности от времени, полученные при моделировании ввода положительной реактивности с принятой для реакторов ВВЭР в качестве максимально-допустимой скоростью $0,07 \cdot \beta/\text{с}$ и глушения либо при достижении мощности 107 % от номинальной, либо с опозданием. В данном случае, при сбросе аварийной защиты с задержкой менее 3 с мощность увеличивается до 125 % от своего номинального значения.

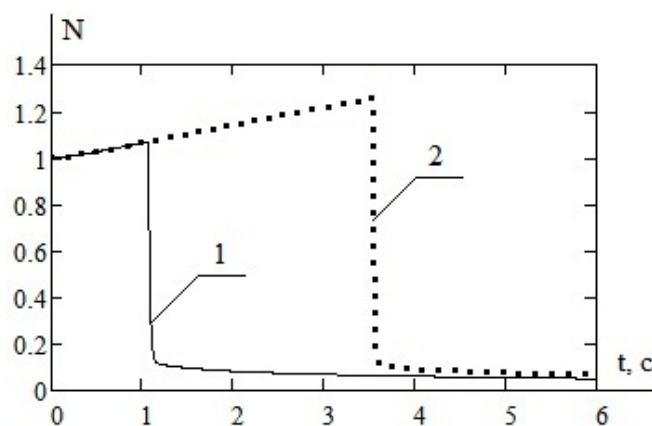


Рисунок 2.18. Зависимость нейтронной мощности от времени:

1 – при вводе положительной реактивности и срабатывании аварийной защиты при достижении мощности 107 % от номинальной; 2 – при вводе положительной реактивности и срабатывании аварийной защиты при достижении мощности 125 % от номинальной

Приведенное выше исследование возможности самозапуска реактора имеет не только познавательное, но и практическое значение. Теоретически потенциально опасным режимом для реактора ВВЭР, связанным с возможной кратковременной потерей управления мощностью, является аварийный режим с

быстрым глубоким расхолаживанием первого контура, обусловленный, например, разрывом паропровода в неотключаемой от парогенератора части. В случае возникновения такого режима в конце кампании, когда температурный коэффициент реактивности по топливу имеет максимальную абсолютную величину, при расхолаживании первого контура до температуры около 220 °С освобождается порядка 5,5 % реактивности, что приблизительно равно эффективности аварийной защиты с отказом одного органа регулирования. Таким образом, при данной температуре в этом аварийном режиме возможен повторный выход реактора в критическое состояние. При проектной работе систем безопасности нормативный предел повреждения тепловыделяющих элементов не нарушается. Реактор переводится в подкритику вводом борной кислоты в первый контур [84].

В практике эксплуатации ВВЭР-1000 действительно имели место несколько случаев глубокого, относительно быстрого расхолаживания первого контура. Все они были связаны с незакрытием предохранительных устройств от превышения давления во втором контуре, которые срабатывали при сбросе нагрузки турбогенератора. Во всех указанных случаях отказов органов регулирования при срабатывании аварийной защиты не было, режим расхолаживания длился десятки минут, что было достаточно для увеличения подкритичности введением борной кислоты в первый контур [84].

Тем не менее, моделирование аварии, связанной с расхолаживанием первого контура, представляет определенный интерес. Разработанная в рамках описываемого комплекса компьютерная программа позволяет рассчитать характер аварийного расхолаживания реактора при различных исходных данных. В качестве примера рассмотрена следующая ситуация. Моделировалось расхолаживание со скоростью 0,016 °С/с (рост реактивности при этом определялся в основном температурным эффектом по теплоносителю), а при достижении мощности 107% от номинальной – срабатывание аварийной защиты, и за 3 с вводилась реактивность 5 % (рисунок 2.19). После сброса аварийной защиты резко упала температура топлива (рисунок 2.20), введенная за счет этого

положительная реактивность составила 4,7 %, а суммарный эффект реактивности по топливу и теплоносителю – 4,9 %. Так как расхолаживание продолжилось далее, то с течением времени отрицательный эффект реактивности в 0,1 % был скомпенсирован положительным температурным эффектом по теплоносителю, и реактор начал снова разгоняться. При этом температура теплоносителя продолжала падать (рисунок 2.21), а температура топлива начала расти (рисунок 2.20). В результате действия противоборствующих тенденций реактивность достигла максимального значения и далее начала медленно снижаться (рисунок 2.22). Поскольку рост нейтронной мощности происходил весьма медленно, то выход реактора в критическое и надкритическое состояние в рассматриваемом процессе может быть легко подавлен вводом борной кислоты.

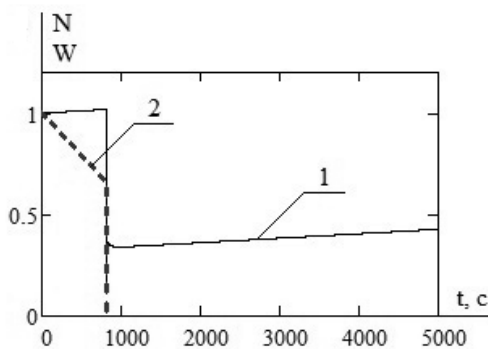


Рисунок 2.19. Графики зависимости нейтронной (1) и тепловой мощности (2) от времени в режиме расхолаживания первого контура со срабатыванием аварийной защиты

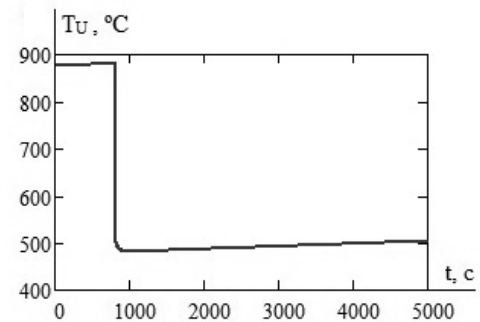


Рисунок 2.20. График зависимости температуры топлива от времени в режиме расхолаживания первого контура со срабатыванием аварийной защиты

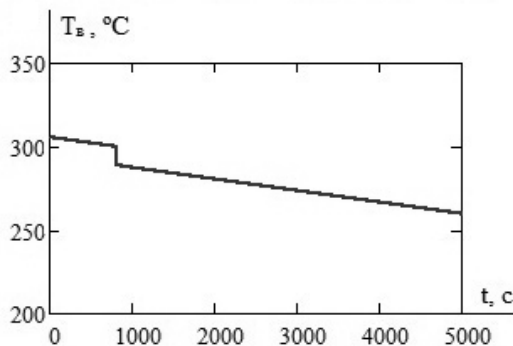


Рисунок 2.21. График зависимости температуры теплоносителя от времени в режиме расхолаживания первого контура со срабатыванием аварийной защиты

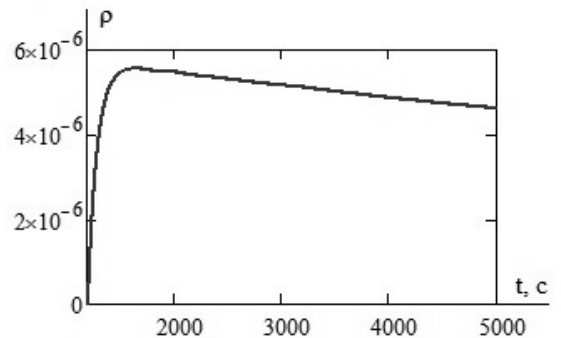


Рисунок 2.22. График зависимости реактивности от времени после срабатывания аварийной защиты

2.3. Моделирование медленных переходных процессов

Среди медленных переходных процессов, влияющих на безопасность реактора, следует выделить процессы отравления реактора ксеноном, связанные с возможностью попадания реактора в йодную яму и с возникновением ксеноновых колебаний.

2.3.1. Отравление реактора ксеноном. Йодная яма

Отравление реактора – это процесс накопления в нём короткоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора при их образовании и, наоборот, высвобождающих её при их β -распаде [88]. Ксенон является продуктом деления урана со сравнительно большим выходом и большим сечением поглощения нейтронов. Он быстро накапливается и приводит к отравлению реактора. Отравление реактора принято определять отношением

$$P_{Xe} = \frac{\Sigma_{Xe}}{\Sigma_U} = \frac{\sigma_{Xe} C_{Xe}}{\Sigma_U}. \quad (2.47)$$

Здесь Σ_{Xe} , Σ_U – макроскопические сечения поглощения нейтронов ядрами ксенона и урана соответственно; σ_{Xe} – микроскопическое сечение поглощения нейтронов ядрами ксенона; C_{Xe} – концентрация ядер ксенона.

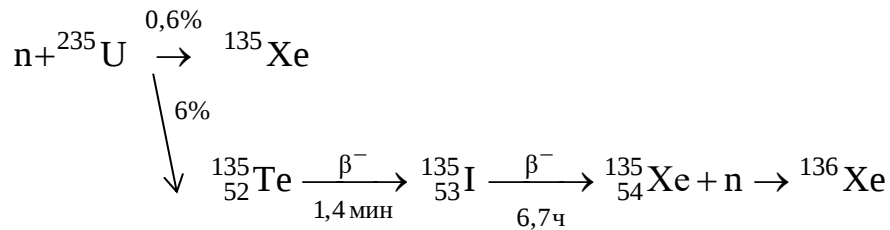
Отравление реактора ксеноном уменьшает реактивность реактора на величину P_{Xe} , т.е. у реактора по ксенону положительная обратная связь

$$\rho_{отр} \approx -\theta P_{Xe}, \quad (2.48)$$

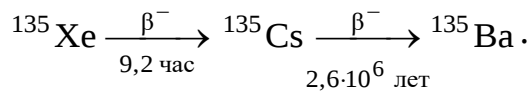
где θ – коэффициент использования тепловых нейтронов неотравленного реактора.

Таким образом, при сбросе мощности или отключении реактора уменьшается оперативный запас реактивности. Если отравление больше запаса реактивности, то реактор попадает в режим вынужденной стоянки, когда пуск его невозможен. Это состояние реактора называют йодной ямой, и оно для практики эксплуатации имеет большое значение.

Рождение ксенона происходит по двум каналам: непосредственно как осколок деления ^{235}U и как дочерний продукт β -распада йода-135, который сам является продуктом β -распада теллура-135 [89]:



Гибель ксенона идет по следующей радиоактивной цепочке [89]:



Поскольку период полураспада теллура мал по сравнению с периодом полураспада йода, то можно воспользоваться известным в синергетике принципом подчинения, согласно которому долгоживущие продукты распада подчиняют себе короткоживущие, т.е. $\frac{dC_{\text{Te}}}{dt} = 0$, и уравнение для теллура писать не нужно [89].

Для анализа процесса отравления реактора ксеноном математическая модель динамики реактора дополнена известными уравнениями рождения и гибели для йода и ксенона:

$$\frac{dC_{\text{I}}}{dt} = \gamma_{\text{I}} \Sigma_{\text{f}} \Phi - \lambda_{\text{I}} C_{\text{I}}, \quad (2.49)$$

$$\frac{dC_{\text{Xe}}}{dt} = \lambda_{\text{I}} C_{\text{I}} - \lambda_{\text{Xe}} C_{\text{Xe}} - \sigma_{\text{Xe}} C_{\text{Xe}} \Phi + \gamma_{\text{Xe}} \Sigma_{\text{f}} \Phi. \quad (2.50)$$

Здесь C_{I} – концентрация ядер йода; через γ_{I} и γ_{Xe} – соответственно выход йода и ксенона при делении урана, Σ_{f} – макроскопическое сечение деления урана; Φ – плотность потока нейтронов; λ_{I} , λ_{Xe} – постоянные распада йода и ксенона соответственно. Поскольку $\gamma_{\text{Xe}} \ll \gamma_{\text{I}}$, то последним слагаемым в уравнении (2.50) можно пренебречь.

Разработанная на основе этой модели компьютерная программа позволяет исследовать эффекты нестационарного отравления реактора ксеноном для любого

задаваемого переходного процесса. Ниже приведены некоторые результаты, полученные при следующих числовых значениях фигурирующих в уравнениях величин: $\gamma_I = 0,06$, $\Sigma_f = 0,229 \text{ 1/см}$, $\Sigma_U = 0,311 \text{ 1/см}$, $\lambda_I = 2,9 \cdot 10^{-5} \text{ 1/с}$, $\lambda_{Xe} = 2,1 \cdot 10^{-5} \text{ 1/с}$, $\sigma_{Xe} = 1,87 \cdot 10^{-18} \text{ см}^2$. В качестве примера на рисунке 2.24 представлена зависимость от времени концентрации ядер ксенона в относительных единицах, полученная при моделировании глушения (в соответствии с рисунком 2.23) реактора, находящегося на номинальном уровне мощности со стационарным отравлением ксеноном.

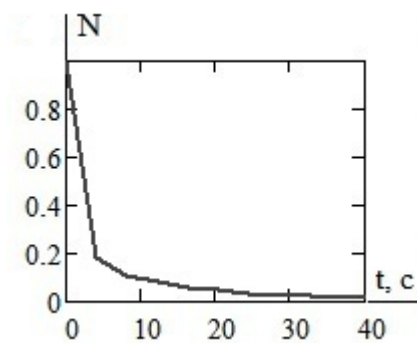


Рисунок 2.23. График зависимости нейтронной мощности от времени при глушении реактора

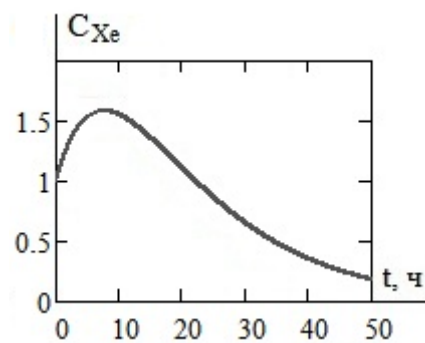


Рисунок 2.24. График зависимости концентрации ядер ксенона от времени при глушении реактора в соответствии с рисунком 2.23

Качественно характер зависимости числа ядер ксенона от времени можно объяснить следующим образом. При отключении реактора прекращается рождение йода и поглощение нейтронов ксеноном. Таким образом, зависимости концентрации йода и ксенона определяются их радиоактивным распадом. Поскольку период полураспада для йода меньше, чем для ксенона, то реакция лимитируется ксеноном, идет его накопление и концентрация ксенона растет, т.к. поглощение нейтронов ядрами ксенона при отключенном реакторе отсутствует. Когда йода остается мало, рождения ксенона почти нет, и идет распад ксенона. В результате концентрация ксенона сначала нарастает, а затем будет уменьшаться.

Кроме того, программа позволяет исследовать зависимость реактивности от времени, обусловленной отравлением, аналогично тем, что представлены в альбомах нейтронно-физических характеристик топливных загрузок для разных моментов кампании и различных вариантов изменения мощности. Возможность

варьирования принятых в численном эксперименте данных позволяет оценить различия для начала и конца топливной кампании. Полученные результаты численных экспериментов качественно согласуются с данными действующих энергоблоков [90], для приведенного выше примера некоторые результаты сопоставления приведены на рисунке 2.25.

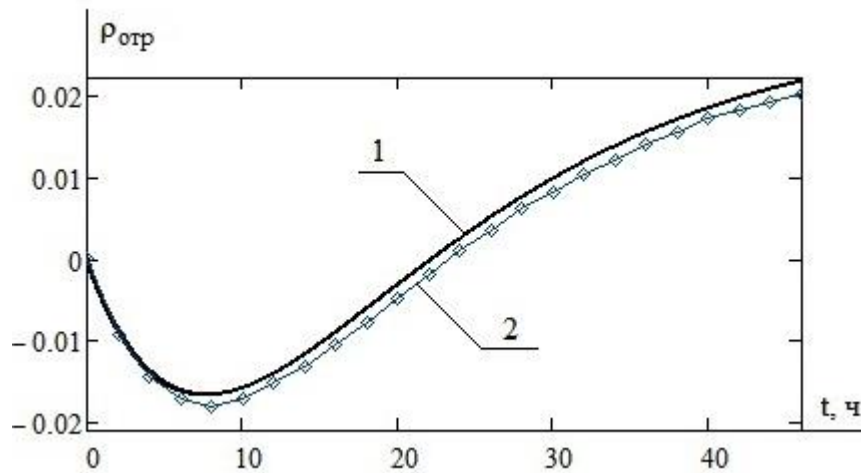


Рисунок 2.25. Отравление ксеноном при переходе с уровня мощности 100% на мощность 0% от номинальной на начало кампании:

1 – результаты численного эксперимента; 2 – блок №2 Калининской АЭС

С учетом имеющегося запаса реактивности появляется возможность определить характерные параметры йодной ямы (рисунок 2.26), а именно время вынужденной стоянки, в течение которого отравление превышает располагаемый запас реактивности, и оперативное время от момента выключения до начала вынужденной стоянки, когда реактивность положительна и реактор может быть перезапущен. Йодная яма в конце кампании, когда запас реактивности мал, может существенно ухудшить маневровые характеристики реактора. Быстрое повышение мощности реактора, находящегося в йодной яме, может привести к высвобождению положительной реактивности, что, в свою очередь, может привести к неконтролируемому разгону реактора. Для исключения вынужденной стоянки энергетического реактора применяют специальные средства: ограничение мощности реактора в конце кампании и отключение реактора перед его остановкой по специальной программе.

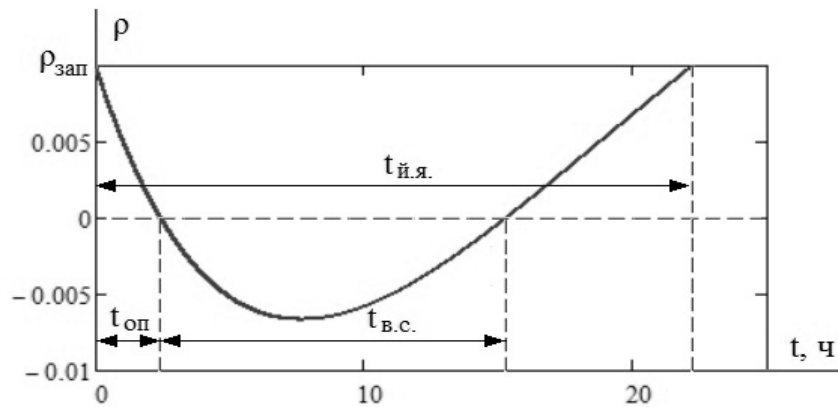


Рисунок 2.26. Зависимость реактивности от времени при отключении реактора: $t_{\text{оп}}$ — оперативное время; $t_{\text{в.с.}}$ — время вынужденной стоянки; $t_{\text{й.я.}}$ — время йодной ямы

2.3.2. Ксеноновые колебания и ксеноновая устойчивость реактора

В больших ядерных реакторах, работающих при высокой плотности потока нейтронов, может возникнуть весьма опасный эффект — появление ксеноновых колебаний и волн [71]. Это явление связано с положительной обратной связью реактивности реактора по ксеноновой составляющей. Если в какой-то локальной области активной зоны реактора возникнет флуктуация, приводящая к росту плотности потока нейтронов, то это приведет к дополнительному выгоранию ксенона и дальнейшему росту потока нейтронов и локального энерговыделения. Без вмешательства системы регулирования этот процесс будет продолжаться до тех пор, пока он не будет подавлен отрицательным мощностным эффектом реактивности. Даже в условиях полной компенсации разгона рост мощности приведет к росту концентрации йода, после распада которого возрастет концентрации ксенона и мощность понизится. В результате осцилляции мощности реактора будут происходить с периодом, близким к периоду полураспада йода. Если мощностной коэффициент реактивности достаточно высок, то ксеноновые колебания не возникнут, однако из соображений безопасности отрицательная обратная связь обеспечивается системой регулирования, т.е. осцилляции могут быть подавлены без участия обратной связи по мощности.

При воздействии системы регулирования плотность потока нейтронов будет снижена во всей активной зоне. Концентрация ксенона по всей зоне, за

исключением локальной области, начнет возрастать. В области неоднородности она некоторое время еще будет падать, а потом начнет расти. В примыкающей к этой области части зоны, наоборот, будет падать (реактор остается на прежнем уровне мощности). Такое взаимодействие системы регулирования с реактором приведет к тому, что область с переменной концентрацией ксенона будет перемещаться по зоне с периодом примерно одни сутки.

Существование отрицательного температурного коэффициента реактивности может послужить причиной зарождения ксеноновых колебаний. Это связано с неравномерным распределением температуры теплоносителя по высоте активной зоны реактора. Например, при снижении мощности реактора снижается подогрев теплоносителя с неравномерным распределением по высоте зоны, что приведет к неравномерному распределению коэффициента размножения. В свою очередь это может явиться причиной зарождения указанных выше флуктуаций. Так как периоды полураспада йода и ксенона составляют соответственно 6,7 и 9,2 ч, то выход на равновесный уровень отравления составляет порядка 20–30 ч [84]. Ксеноновые колебания при небольшом объеме зоны зависят от величины Φ и при $\Phi \geq 10^{14} \text{ 1/(см}^2 \cdot \text{с)}$ весьма значительны и могут изменить реактивность в несколько раз.

Ксеноновой устойчивости реактора посвящен ряд работ, основанных на различных математических моделях явления [71, 91–94]. Одни модели, учитывающие пространственную зависимость плотности потока нейтронов, позволяют оценить порог зарождения ксеноновых волн в активной зоне реактора без разделения их на аксиальные, азимутальные и радиальные. На основе этих моделей разработаны мощные расчетные коды (программный комплекс «Простор», программы семейства «Бипр» и др.), позволяющие достаточно точно рассчитать нейтронное поле реактора. Поскольку в этих работах во главу угла поставлена вычислительная сторона дела и ввиду большой сложности вычислительных процедур, физическая сторона дела, т.е. понимание процессов на уровне интуиции, уходят на задний план. Такой подход не предназначен для подготовки и обучения оперативного персонала.

В связи с этим в литературе обсуждаются более простые подходы, позволяющие качественно оценить рассматриваемый процесс. Все эти подходы основаны на теории возмущений со всеми присущими ей ограничениями [92–94].

Ксеноновые колебания условно разделяются на азимутальные, радиальные и аксиальные. Эксперимент показывает, что для реактора ВВЭР существенны только аксиальные колебания и для них нужно принимать меры по их подавлению [53]. В качестве параметра, характеризующего неравномерность аксиального энергораспределения используется интегральный параметр – аксиальный офсет, под которым понимается отношение разности энерговыделения между нижней (N_H) и верхней (N_B) половинами реактора к их сумме в стационарном состоянии

$$AO = (N_H - N_B) / (N_{0H} + N_{0B}). \quad (2.51)$$

Для численных экспериментов по исследованию ксеноновых колебаний нами предлагается модель, позволяющая снять ограничения теории возмущения и рассматривать задачу в её нелинейной постановке. Для этого реактор разделяется на две половины (верхнюю и нижнюю), обмен потоками нейтронов между которыми осуществляется за счет диффузии нейтронов из одной половины в другую. Этот переход определяется вероятностью

$$P = 1 - \exp(-B^2 M^2) = B^2 M^2, \quad (2.52)$$

где M^2 – площадь миграции нейтронов.

Время диффузионного обмена оценивается по формуле, полученной на основе уравнения диффузии,

$$\tau_{ob} = H_{1/2}^2 / v_T D, \quad (2.53)$$

где $H_{1/2}$ – высота половины реактора; D – коэффициент диффузии тепловых нейтронов.

Возбуждение ксеноновых колебаний между верхней и нижней половинами реактора моделировалось за счет возмущения одной половины реактора введением в нее реактивности органами регулирования, а подавление введенной реактивности моделировалось борным регулированием, действующим на обе

половины реактора. Поскольку рассматриваются медленные переходные процессы, запаздывающие нейтроны на них никакого влияния не оказывают, и их можно не принимать во внимание. В данном случае шесть групп запаздывающих нейтронов представлены одной эквивалентной группой. Эффект саморегулирования реактора учитывается отрицательной обратной связью по температуре топлива и теплоносителя.

Математическая модель процесса представлена следующей системой нелинейных дифференциальных уравнений:

$$\frac{dN_B}{dt} = \frac{\rho_B(t) - \beta}{\tau} N_B + \lambda N_{\lambda B} - \frac{P}{2\tau_{ob}} (N_B - N_H), \quad (2.54)$$

$$\frac{dN_{\lambda B}}{dt} = \frac{\beta N_B}{\tau} - \lambda N_{\lambda B}, \quad (2.55)$$

$$m_U c_U \frac{dT_{UB}}{dt} = N_B - kF(T_{UB} - T_{BB}), \quad (2.56)$$

$$m_B c_B \frac{dT_{BB}}{dt} = kF(T_{UB} - T_{BB}) - \gamma_B c_B G(T_{BbX B} - T_{Bx B}), \quad (2.57)$$

$$\frac{dC_{IB}}{dt} = k_1 N_B - \lambda_1 C_{IB}, \quad (2.58)$$

$$\frac{dC_{Xe B}}{dt} = \lambda_1 C_{IB} - (\lambda_{Xe} + k_2 N_B) C_{Xe B}, \quad (2.59)$$

$$\rho_B = \delta \rho_B(t) + \alpha_1 (T_{UB} - T_U(0)) + \alpha_2 (T_{BB} - T_B(0)) + \frac{\sigma_{Xe} C_{Xe B}}{\Sigma_U}, \quad (2.60)$$

$$\frac{dN_H}{dt} = \frac{\rho_H(t) - \beta}{\tau} N_H + \lambda N_{\lambda H} + \frac{P}{2\tau_{ob}} (N_B - N_H), \quad (2.61)$$

$$\frac{dN_{\lambda H}}{dt} = \frac{\beta N_H}{\tau} - \lambda N_{\lambda H}, \quad (2.62)$$

$$m_U c_U \frac{dT_{UH}}{dt} = N_H - kF(T_{UH} - T_{BH}), \quad (2.63)$$

$$m_B c_B \frac{dT_{BH}}{dt} = kF(T_{UH} - T_{BH}) - \gamma_B c_B G(T_{BbX H} - T_{Bx H}), \quad (2.64)$$

$$\frac{dC_{IH}}{dt} = k_1 N_H - \lambda_I C_{IH}, \quad (2.65)$$

$$\frac{dC_{XeH}}{dt} = \lambda_I C_{IH} - (\lambda_{Xe} + k_2 N_H) C_{XeH}, \quad (2.66)$$

$$\rho_H = \delta\rho_H(t) + \alpha_1(T_{UH} - T_U(0)) + \alpha_2(T_{bH} - T_b(0)) + \frac{\sigma_{Xe} C_{XeH}}{\Sigma_U}. \quad (2.67)$$

Здесь приняты обозначения $k_1 = \frac{\gamma_I}{Q_1 V_{1/2}}$, $k_2 = \frac{\sigma_{Xe}}{\Sigma_f Q_1 V_{1/2}}$ ($V_{1/2}$ – объем половины активной зоны реактора), дополнительные индексы «В» и «Н» означают, что параметр относится к верхней или нижней половинам реактора соответственно.

Приведенная система уравнений дополнена соответствующими начальными условиями, одинаковыми для обеих половин реактора. Реактивность $\delta\rho_V(t)$ определяется двумя слагаемыми, обусловленными введением группы органов регулирования и борной компенсацией, тогда как реактивность $\delta\rho_H(t)$ обусловлена только борной компенсацией. Ввод реактивности $\delta\rho_H(t)$ продолжался в течение 4 часов. В качестве исходных данных приняты следующие значения параметров, характерных для реактора ВВЭР-1000. Мощность половины реактора $N_{0V} = N_{0H} = 1500$ МВт, вероятность обмена нейтронами $P = 0,01$, объем половины реактора $1,38 \cdot 10^7$ см³, начальное значение офсета $AO = 0$, доля запаздывающих нейтронов $\beta = 0,0064$, $\tau = 10^{-4}$ с, $T_b(0) = 322$ °С, $T_{bH} = 289$ °С, $\gamma_{bCb}G = 0,91 \cdot 10^8$ Вт/К, $\frac{m_U c_U}{kF} = 3,8$ с, $\Sigma_f = 0,8$ 1/см, $\sigma_{Xe} = 3 \cdot 10^{-18}$ см², $\gamma = 0,06$, $\lambda_I = 2,86 \cdot 10^{-5}$ 1/с, $\lambda_{Xe} = 2,07 \cdot 10^{-5}$ 1/с, $\alpha_1 = -6 \cdot 10^{-5}$ 1/°С, $\alpha_2 = -10^{-4}$ 1/°С.

Характерные значения масштабов времени отдельных процессов лежат в диапазоне от 10^{-4} с до нескольких суток, поэтому рассматриваемая система уравнений относится к классу жестких дифференциальных уравнений. Для ее интегрирования использовался алгоритм «Radau» в среде Mathcad [77]. Некоторые результаты расчета по вышеприведенным данным представлены на рисунках 2.27–2.30.

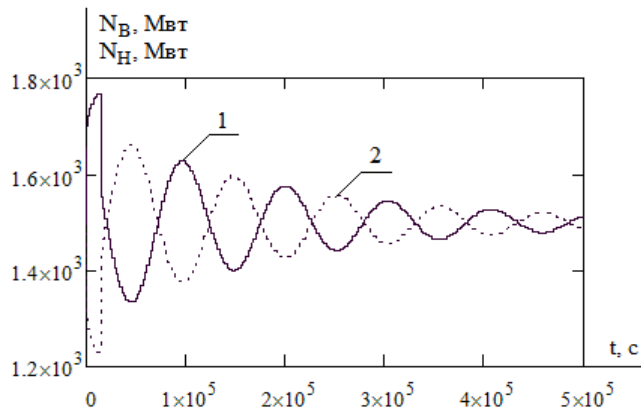


Рисунок 2.27. Зависимость мощности верхней (1) и нижней (2) половин реактора от времени

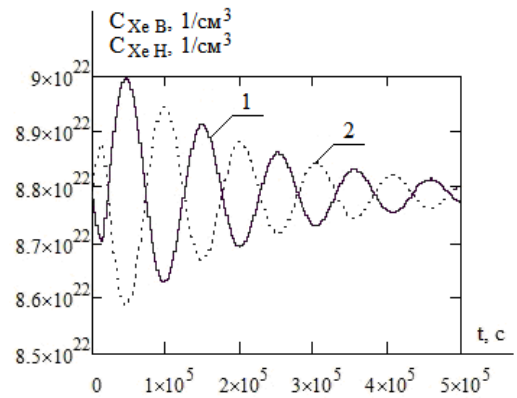


Рисунок 2.28. Зависимость количества ксенона в верхней (1) и нижней (2) половинах реактора от времени

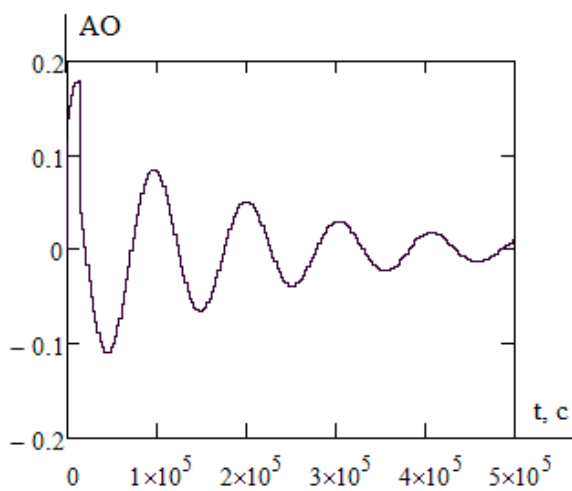


Рисунок 2.29. Зависимость офсета реактора от времени

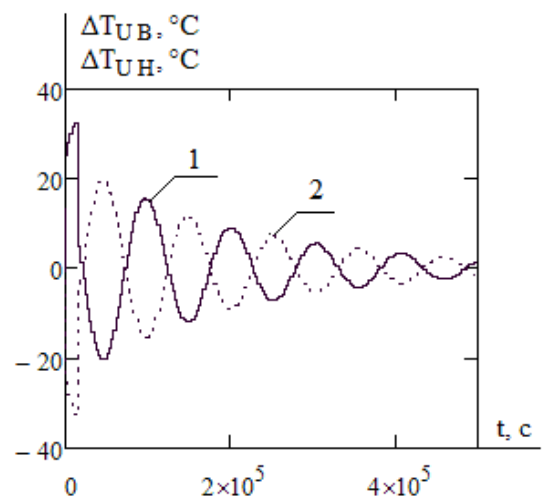


Рисунок 2.30. Зависимость изменения температуры топлива от времени для верхней (1) и нижней (2) половин реактора

Результаты расчетов позволяют определить характер и период переходного процесса, выбег мощности, перегрев активной зоны и офсет. Для вышеприведенных условий бросок мощности половины реактора в ходе переходного процесса составляет 200 МВт, а перегрев тепловыделяющих элементов составил 27 °С, наибольшее значение офсета составило 17,8 %, период колебаний 27,7 часа и постоянная времени затухания 52,5 часов. Эти результаты хорошо согласуются с экспериментальными данными, полученными в натурных экспериментах на действующих реакторных установках [95].

Варьирование коэффициентов реактивности, начального отравления реактора и времени диффузионного обмена потоками нейтронов позволяет

оценить влияние этих параметров на характер переходного процесса. Решающее влияние на характер переходного процесса оказывают значения коэффициентов реактивности при неизменной начальной мощности реактора. Варьирование времени обмена потоками нейтронов между реакторами в широких пределах слабо сказывается на характере переходного процесса. Теоретически при обмене нейтронами между половинами реактора за время порядка времени жизни поколения мгновенных нейтронов ксеноновых колебаний не возникнет, однако на практике такой способ подавления неустойчивости не может быть реализован.

На основе проведенных численных экспериментов могут быть построены кривые, определяющие границу между ксеноновой устойчивостью и неустойчивостью реактора. В области ксеноновой неустойчивости колебания носят нарастающий характер, тогда как в области устойчивости – затухающий. Переход от одной области к другой характеризуется незатухающими колебаниями. Ниже на рисунке 2.31 приведены характерные зависимости температурного коэффициента реактивности по топливу от мощности реактора, определяющие область ксеноновой устойчивости реактора для разного времени обмена потоками нейтронов. Ход кривой можно объяснить на основе следующих соображений. Вначале ее подъем связан с дестабилизирующим влиянием роста концентрации ксенона за счет радиоактивного распада йода, далее сказывается стабилизирующее влияние температурного эффекта реактивности, затем намечается новая дестабилизация, обусловленная выгоранием ксенона. Если далее увеличивать значения мощности реактора, выйдя за рамки практических значений роста мощности реактора, то вновь доминирующим окажется температурный эффект реактивности и кривая интенсивно пойдет вниз.

В представленной модели подавление ксеноновых колебаний осуществлялось за счет варьирования коэффициентов реактивности. На практике подавление аксиальных ксеноновых колебаний в зависимости от характера переходного процесса осуществляется по специальным методикам [53]. Все принимаемые меры направлены на поддержание допустимого значения офсета,

т.е. в идеале равенства энерговыделения между нижней и верхней половинами реактора.

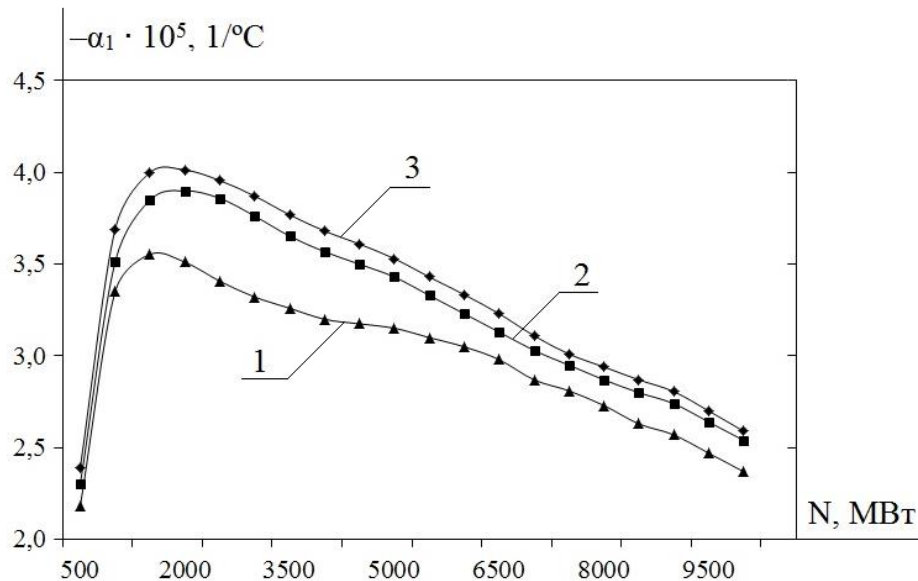


Рисунок 2.31. Зависимость температурного коэффициента реактивности по топливу от мощности реактора, определяющая область ксеноновой устойчивости реактора:

1 – время обмена потоками нейтронов $\tau_{ob} = 0,001 \text{ с}$; 2 – $\tau_{ob} = 0,01 \text{ с}$; 3 – $\tau_{ob} = 0,1 \text{ с}$

Полученные результаты численных экспериментов согласуются с результатами моделирования на основе теории возмущений [92–94, 96].

Выводы по главе 2

1. Для решения поставленных задач обоснована математическая модель динамики реактора с сосредоточенными параметрами.

2. На основе метода интегральных соотношений найдена связь между усредненной по активной зоне температурой теплоносителя и усредненными только поперек активной зоны температурами теплоносителя на входе и на выходе из активной зоны. Результаты численных экспериментов показано, что погрешность нахождения средней по зоне температуры теплоносителя в действующих руководящих документах составляет порядка 2–3 %.

3. Обсуждена и численно обоснована гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений динамики реактора.

4. Предложена математическая модель аксиальных ксеноновых колебаний, позволяющая методом численных экспериментов построить область ксеноновой устойчивости реактора в координатах температурные коэффициенты реактивности – мощность реактора.

5. Разработан комплекс программ (приложение 1) широкого спектра назначения, включающий программы по моделированию потенциально опасных переходных процессов, а также программы, обеспечивающие поддержание необходимого теоретического уровня для оперативного персонала.

6. Приведены результаты численных экспериментов по моделированию некоторых переходных процессов, в том числе связанных с нарушениями нормальной эксплуатации и имевших место на практике. Разработанный программный комплекс даёт возможность продолжить моделирование по различным направлениям с расширением моделируемых процессов.

ГЛАВА 3. МЕТОДИКИ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ НА АНАЛИТИЧЕСКОМ ТРЕНАЖЕРЕ

В этой главе описаны разработанные методики имитационного моделирования на аналитическом тренажере различных технологических режимов [97, 98], которые позволяют обучаемому использовать тренажер самостоятельно, без привлечения инструктора, и вписываются по своей тематике в программы практической подготовки на полномасштабном тренажере.

Среди режимов нормальной эксплуатации рассмотрены останов энергоблока с переводом реакторной установки в «горячее» состояние и пуск из достигнутого состояния с выводом реакторной установки на энергетический уровень мощности. Для подготовки к освоению на полномасштабном тренажере режимов с нарушениями нормальной эксплуатации проводится моделирование действия защит и блокировок. Кроме того, важной задачей при подготовке специалистов к эксплуатации является овладение техникой физического эксперимента. В основу разработанных методик реакторных измерений положены методики, изложенные в руководящих документах, которые были уточнены для аналитического тренажера.

3.1. Моделирование технологических процессов пуска и останова энергоблока

Характер эксплуатации современных атомных электростанций таков, что оператор может длительное время не участвовать в пуске и останове блока. Отработка действий оперативного персонала в этих режимах производится при помощи тренажеров и в программах подготовки [50] занимает значительную долю практических занятий в части режимов нормальной эксплуатации. Процедуры пуска и останова наилучшим образом подходят для тренировки навыков по анализу ситуации и выработке управляющих решений в различных режимах работы не только реакторной установки, но и большинства систем энергоблока и входящего в их состав оборудования.

В качестве учебной задачи для аналитического тренажера разработана методика моделирования нормального (не аварийного) останова энергоблока с переводом реакторной установки в «горячее» состояние и пуска из достигнутого состояния с выводом реакторной установки на энергетический уровень мощности. Эти режимы предполагают взаимодействие моделируемого оборудования энергоблока в широкой совокупности физических процессов, которые в нем протекают. Моделирование производится на основе адаптированной типовой пошаговой программы пуска-останова с учетом базового перечня операций по пуску-останову, порядка и последовательности их выполнения для энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 с учетом правил и основных приемов безопасной эксплуатации и общего порядка выполнения операций, связанных с безопасностью реакторной установки, установленных «Технологическим Регламентом эксплуатации реакторной установки В-320 энергоблока АЭС» [99].

Согласно Технологическому Регламенту [99] при эксплуатации реакторная установка может находиться в одном из следующих состояний:

- «холодное» состояние;
- «горячее» состояние;
- реактор на минимально контролируемом уровне мощности;
- работа на энергетических уровнях мощности: с полным или с неполным числом циркуляционных петель реакторной установки;
- останов для ремонта;
- перегрузка топлива.

При переходе от одного состояния к другому реакторная установка находится в переходном режиме. К числу режимов нормальной эксплуатации относятся пуск и останов реакторной установки.

Останов энергоблока – это перевод его из режима работы на мощности с выдачей электроэнергии в сеть в один из стояночных режимов. Нормальный останов производится для выполнения плановых предупредительных ремонтов, для замены ядерного топлива или в случае появления неполадок и неисправностей, при наличии которых работа реактора на мощности запрещается,

но допускается нормальный останов. Реализация режима осуществляется оперативным персоналом по установленному алгоритму путем постепенного понижения мощности, а также снижения температур, давлений, уровней и/или других технологических параметров со скоростями изменения, не превышающих установленных величин (эксплуатационных пределов). Алгоритм останова, в том числе скорости изменения мощности и параметров, очередность и порядок отключения оборудования, различного рода требования и ограничивающие условия, тщательно прорабатываются на стадии проектирования и регламентируются в эксплуатационной документации. Блок последовательно переводится персоналом из состояния «работа на мощности» в состояние «горячий останов», затем в «холодный останов» и, наконец, в конечное «перегрузочное (или ремонтное) состояние».

Разработанная учебная задача подразумевает моделирование перехода в состояние «горячий останов», когда реакторная установка характеризуется следующими параметрами: реактор подкритичен, все органы регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в зоне, температура теплоносителя первого контура более 260°C , давление первого контура $(160\pm 2)\text{ кгс/см}^2$, компенсатор давления в паровом режиме. Это же состояние используется для дальнейшего подъема мощности, имитирующего пуск после кратковременного останова, что предполагает ввод в работу отключенного оборудования и достижение номинальных параметров энергоблока.

В таблице 3.1 – пример представления адаптированных методик. В таблице приведены описание действий, которые необходимо выполнить на тренажере. Они предполагают воздействия на имитируемые органы управления, а также взаимодействие с органами контроля. Приводятся также наименование требуемых органов и номера панелей и пультов, на которых они расположены.

Кроме того, моделирование технологических процессов предполагает получение зависимостей во времени основных параметров энергоблока, набор которых может меняться на разных этапах пускоостановочных работ. На рисунке 3.1 в качестве примера приведены зависимости от времени основных

параметров, характеризующих состояние реакторной установки. Они получены в режиме номинальной мощности энергоблока, т.е. в начальном состоянии перед моделированием останова.

Таблица 3.1. Порядок действий при моделировании останова энергоблока

Действия обучаемых	Панель управления	Органы управления и контроля
1. После снижения нагрузки ТГ до 750 МВт эл. отключить четвертый работающий КЭН-II, заставить стабилизировать параметры энергоблока и переключить АРМ в режим «Н».	НУ28 НУ55	RM64D01 АРМ
2. Произвести отключение ПВД-А,В: -открыть (проверить открытие) задвижек RN21,22S31 (перевод сброса КГП на конденсатор) и RN11,12S05; -закрыть задвижки RN21,22S01.	НУ36 НУ36 НУ36	RN21,22S31 RN11,12S05 RN21,22S01

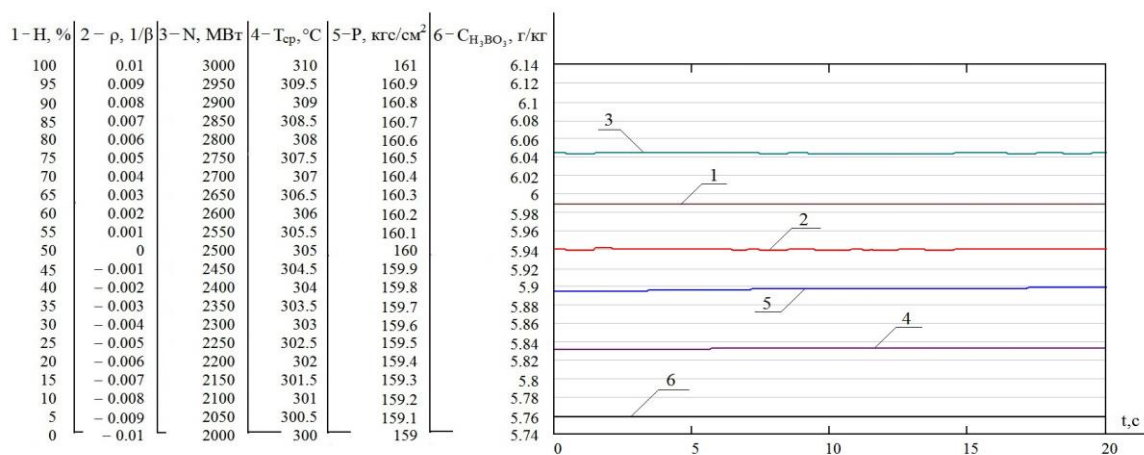


Рисунок 3.1. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере на номинальной мощности:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность; 4 – средняя температура теплоносителя первого контура; 5 – давление в первом контуре; 6 – концентрация борной кислоты в теплоносителе первого контура

3.2. Моделирование действия защит и блокировок

Одной из главных задач при эксплуатации объектов ядерной энергетики является обеспечение ядерной и радиационной безопасности. При этом существует два основных состояния энергоблока – нормальная эксплуатация и нарушение пределов и/или условий безопасной эксплуатации.

В соответствии с этим, существуют следующие понятия. Эксплуатационные пределы – значения параметров и характеристик состояния элементов, систем и АЭС в целом, заданные проектом для нормальной эксплуатации. Пределами безопасной эксплуатации являются установленные проектом значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии [100]. Отклонение параметров реакторной установки от эксплуатационных пределов определяет необходимость срабатывания технологических защит и блокировок и приведения энергоблоков к нормальным условиям эксплуатации, а отклонение параметров от пределов безопасной эксплуатации – необходимость срабатывания аварийной защиты реактора или систем безопасности и приведение энергоблока в безопасное состояние.

Подготовка специалистов к эксплуатации ядерных объектов предполагает формирование понимания физики происходящих в оборудовании процессов и представлений о том, в каких пределах должны находиться параметры этих процессов и какими средствами это может быть достигнуто. Необходимой частью подготовки является знакомство с системами управления, защиты, регулирования и контроля реактора, достигаемое также благодаря использованию тренажеров, которые позволяют моделировать различные нарушения в работе моделируемого энергоблока.

На основе «Эксплуатационного перечня технологических защит и блокировок реакторного отделения» [101] и описания систем контроля, автоматики, защит и блокировок [102] разработана методика имитационного моделирования различных технологических процессов, позволяющих проследить действие защит и блокировок при различных исходных событиях и сценариях их

развития. Далее в качестве примера приведены некоторые результаты по их реализации.

Рассмотрим эксперименты, связанные с повышением давления в первом контуре на номинальном уровне мощности. Первый контур энергоблока с реактором ВВЭР-1000 содержит сосуд под давлением со специальной конструкцией, обеспечивающей компенсацию изменения объёма воды в замкнутом контуре при её нагревании – компенсатор давления. Ограничение отклонений давления от номинального значения достигается за счет сжатия или расширения паровой подушки, имеющейся в компенсаторе. В число основных регуляторов первого контура входят регуляторы давления в контуре, в состав которых, в свою очередь, входят клапан «тонкого» впрыска YP13S02 (здесь и далее приведены маркировки, принятые в проекте В-320) и задвижки «грубого» впрыска YP11,12S02. При росте давления через сопла, расположенные в верхней части компенсатора давления, за счет открытия регулирующего клапана YP13S02 по линии впрыска подается теплоноситель из «холодной» нитки одной из петель главного циркуляционного контура для конденсации пара в паровой подушке.

На рисунке 3.2 представлены полученные на аналитическом тренажере зависимости от времени положения 10-й группы ОР СУЗ, давления в первом контуре и положения клапана YP13S02 при моделировании роста давления включением в ручном режиме электронагревателей, имеющихся в компенсаторе, в случае, когда клапан YP13S02 находится в дистанционном режиме.

В данном случае при включении электронагревателей и поднятии давления по уставке давления 161 кгс/см^2 сработала блокировка YPF10 на открытие клапана.

На рисунке 3.3 представлены аналогичные зависимости для случая, когда YP11, 12,13S02 находятся в режиме ручного управления.

В этом случае клапан «тонкого» впрыска и задвижки «грубого» впрыска находились в ручном управлении, и сигнал блокировки по уставке давления 161 кгс/см^2 не оказал на них воздействия, что привело в дальнейшем повышению давления. При давлении $165,2 \text{ кгс/см}^2$ сработала предупредительная защита 2-го рода (ПЗ-2), действие по сигналу которой предполагает ограничение подъема

мощности реактора, тем самым подъем стержней 10-й группы был невозможен. По уставке давления 170 кгс/см^2 сработала блокировка YPF08, предполагающая открытие и запрет на закрытие регулирующего клапана и задвижек.

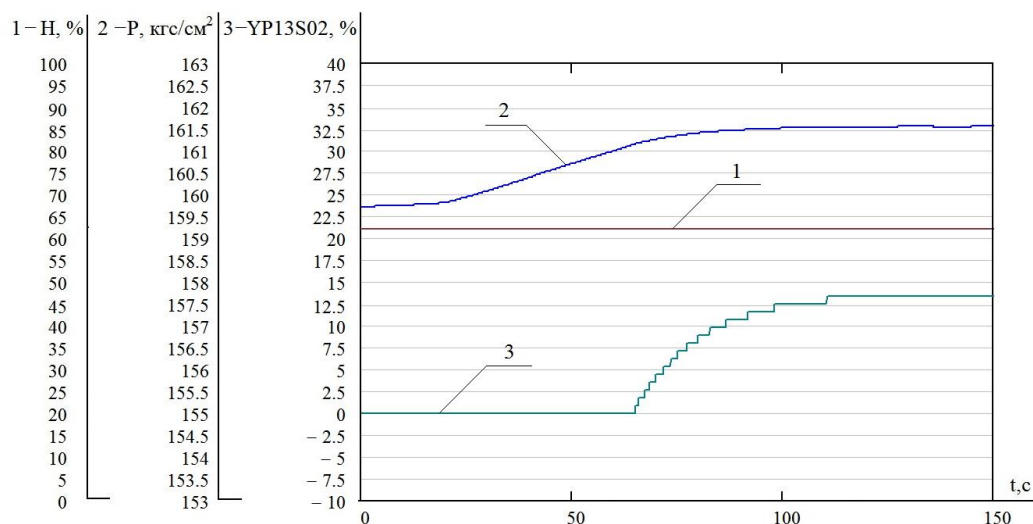


Рисунок 3.2. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре и дистанционном режиме работы регулятора YP13S02:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – давление в первом контуре, 3 – положение клапана YP13S02

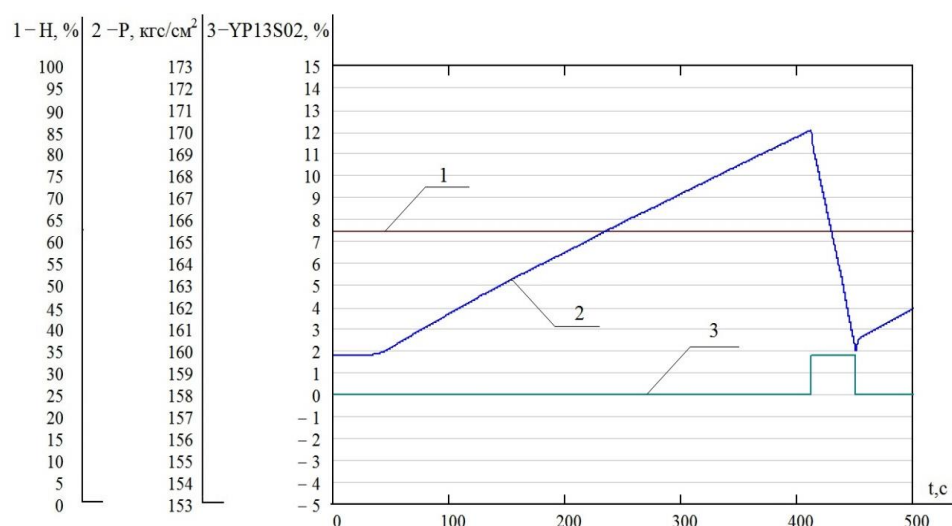


Рисунок 3.3. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре и ручном режиме работы регулятора YP13S02:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – давление в первом контуре, 3 – положение клапана YP13S02

На рисунке 3.4 представлены результаты эксперимента, предполагающего повышение давление и заклинивание в закрытом состоянии YP11,12,13S02.

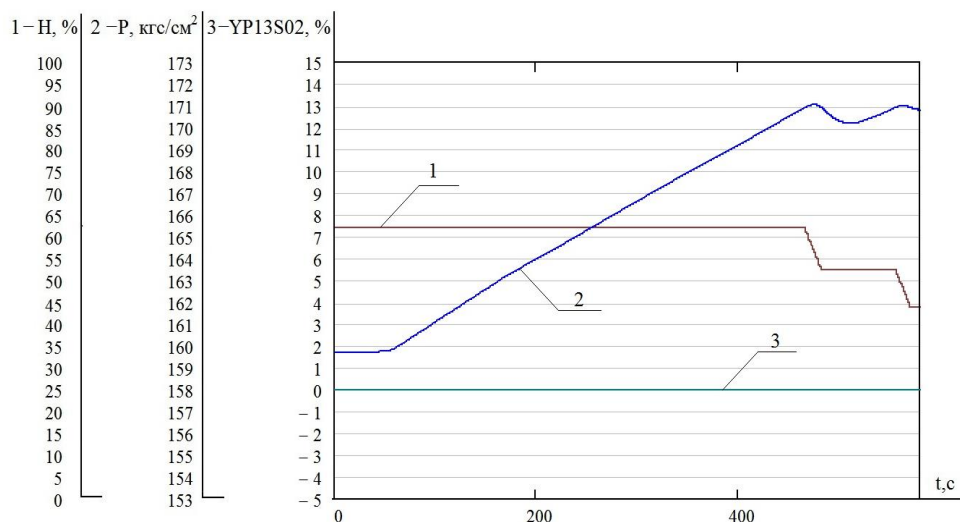


Рисунок 3.4. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре и заклинивании регулятора YP13S02:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – давление в первом контуре,
3 – положение клапана YP13S02

При достижении давлением в первом контуре значения 171 кгс/см^2 сработала предупредительная защита 1-го рода (ПЗ-1), действие которой подразумевает при непредусмотренном увеличении объема и температуры теплоносителя первого контура снижение мощности реактора. Как видно из рисунка, данная защита инициировала погружение 10-й группы ОР СУЗ.

На рисунке 3.5 представлены результаты моделирования на аналитическом тренажере повышения давления в первом контуре, заклинивания в закрытом состоянии «тонкого» и «грубого» впрыска в конденсатор, а также отказа срабатывания ПЗ-1. В данном случае при достижении давления $179,5 \text{ кгс/см}^2$ сработала аварийная защита и произошло отключение реактора.

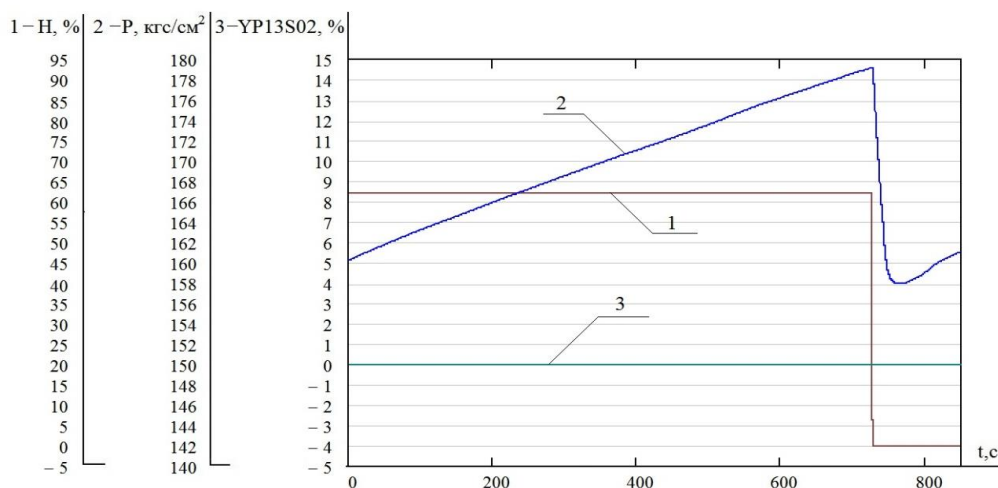


Рисунок 3.5. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре, заклинивании регулятора YP13S02 и отказе срабатывания ПЗ-1:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – давление в первом контуре,
3 – положение клапана YP13S02

Таким образом, возможности аналитического тренажера позволяют моделировать различные процессы, в том числе связанные с отказами оборудования и самих защит. Еще один пример касается неуправляемого извлечения ОР СУЗ.

На рисунках 3.6, 3.7 представлены полученные на аналитическом тренажере зависимости от времени положения 10-й группы ОР СУЗ, реактивности и мощности реактора при неуправляемом извлечении 10-й группы на номинальном уровне мощности. По сигналу увеличения мощности реактора до 104 % от номинальной срабатывает ПЗ-1, инициирующая снижение мощности погружением группы ОР СУЗ (рисунок 3.6). В случае отказа срабатывания ПЗ-1 при повышении мощности до аварийной уставки в 107 % от номинальной происходит останов реактора действием аварийной защиты (рисунок 3.7). Эксперименты проводились при отключенном автоматическом регуляторе мощности, а концентрация борной кислоты в первом контуре была предварительно уменьшена подачей чистого конденсата.

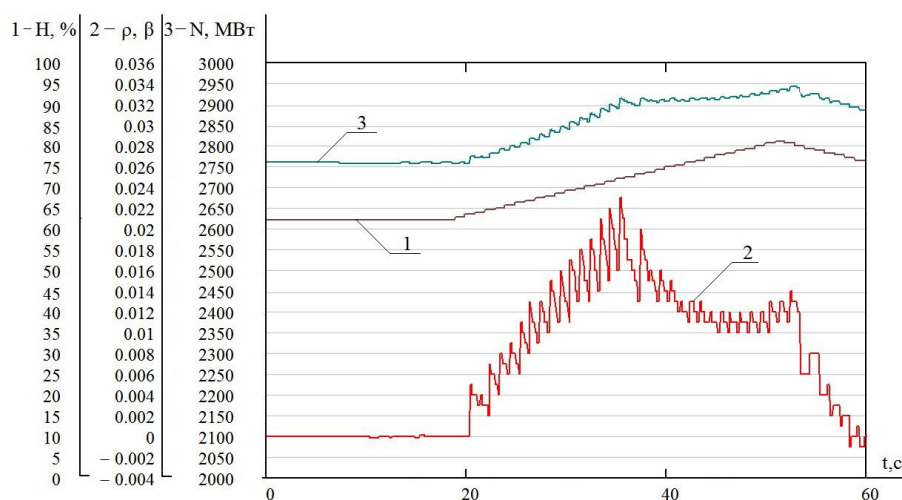


Рисунок 3.6. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при неуправляемом извлечении 10-й группы ОР СУЗ:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность

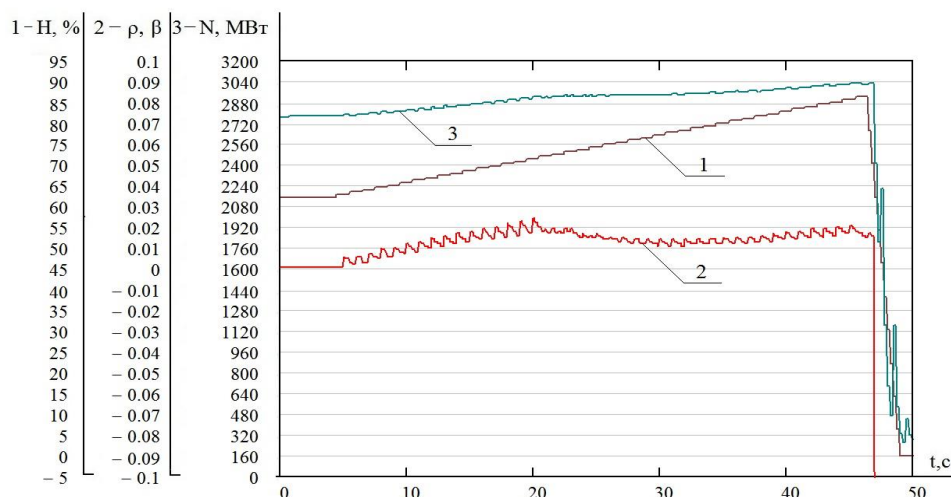


Рисунок 3.7. Зависимости, полученные на аналитическом тренажере при неуправляемом извлечении 10-й группы ОР СУЗ и отказе срабатывания ПЗ-1:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность

В объем моделирования тренажера включены стандартные отказы по типовому оборудованию, такому как регуляторы и регулирующие клапаны, насосы, вентиляторы, датчики, арматура, дистанционно управляемые выключатели, обратные и предохранительные клапаны. Каждый вид стандартного оборудования имеет свой набор характерных неисправностей, а также используются системные отказы. Тем самым возможно моделирование широкого спектра режимов с нарушением нормальной эксплуатации, что является одним из эффективных способов изучения действия защит и блокировок энергоблока.

3.3. Моделирование экспериментов по определению нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки

Безопасный пуск и последующая эксплуатация ядерного реактора возможны только при знании его нейтронно-физических характеристик с точностью, удовлетворяющей требованиям правил ядерной безопасности и теплотехнической надежности активной зоны [103–106]. В настоящее время в соответствии с требованиями документов [99, 107, 108], а также рабочих технологических регламентов безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 при вводе в эксплуатацию новых и пуске после каждой перегрузки топлива действующих блоков проводится экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик реакторов с целью:

- подтверждения безопасной эксплуатации АЭС;
- подтверждения правильности нейтронно-физических расчетов, выполненных в обоснование перегрузки топлива;
- подтверждения соответствия реальных характеристик исследуемой топливной загрузки проектным требованиям;
- получения информации для усовершенствования (корректировки) расчетных программ моделирования топливных циклов.

В основу методик моделирования реакторных измерений на тренажере положены руководящие документы [109], устанавливающие объем, методики и порядок проведения физических экспериментов (алгоритмы выполнения операций) в целях определения нейтронно-физических характеристик ядерного энергетического реактора, требования к исходному состоянию реакторной установки перед началом конкретного эксперимента, технические ограничения и меры по обеспечению ядерной безопасности, действия персонала в случае изменения состояния реакторной установки, необходимого для проведения работ, а также критерии успешности и контроль правильности выполнения экспериментальных исследований.

В отличие от действующего энергоблока на тренажере появляется уникальная возможность экспериментировать с различными методиками физических экспериментов и способами их реализаций.

3.3.1. Эксперименты по определению интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты

В соответствии с [109] определение интегральной и дифференциальной эффективностей группы ОР СУЗ осуществляется как в процессе ее погружения в активную зону, так и при ее извлечении. Группа, интегральная и дифференциальная характеристики которой определяются, в ходе проведения эксперимента должна перемещаться в активной зоне на всем интервале изменения ее положения от нижнего концевого выключателя (НКВ) до верхнего (ВКВ). При этом производится ввод в теплоноситель первого контура борного раствора с компенсацией реактивности периодическим перемещением группы ОР СУЗ вверх и ввод в теплоноситель чистого конденсата с компенсацией реактивности периодическим перемещением группы вниз. Определение дифференциальных и интегральных эффективностей групп ОР СУЗ и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе на МКУ мощности и на энергетических уровнях мощности требует проведения аналогичных экспериментов.

В ходе экспериментов фиксируются зависимости от времени температуры теплоносителя на входе в реактор, давления в первом контуре, нейтронной мощности реактора, реактивности, положения регулирующей группы и концентрации раствора борной кислоты.

Приведем некоторые результаты по реализации методики на аналитическом тренажере. На рисунке 3.8 приведены фрагменты графических зависимостей, полученных на аналитическом тренажере в ходе экспериментов по определению интегральной и дифференциальной эффективностей 10-й группы ОР СУЗ, проведенный на номинальном уровне мощности. Результаты эксперимента

снимались также в цифровом виде для последующей обработки, которая будет рассмотрена ниже.

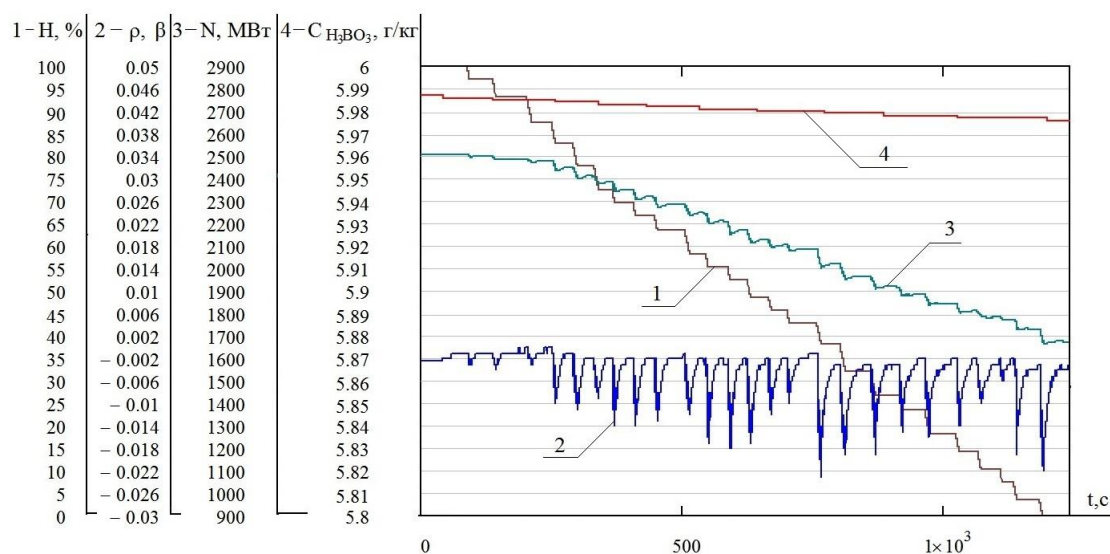


Рисунок 3.8. Графики, полученные на аналитическом тренажере в ходе эксперимента по определению интегральной и дифференциальной характеристик 10-й группы ОР СУЗ:

- 1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность;
4 – концентрация борной кислоты в первом контуре

3.3.2. Эксперименты по определению мощностного, температурного, барометрического и плотностного коэффициентов реактивности

В соответствии с [109] на минимально-контролируемом уровне мощности эксперименты в целях определения значений температурного коэффициента реактивности $\partial\rho/\partial T$ осуществляется по экспериментальным значениям, полученным как при повышении температуры теплоносителя в первом контуре, так и при ее снижении изменением величины отбора пара из парогенератора. Определение величин барометрического $\partial\rho/\partial P_1$ и плотностного $\partial\rho/\partial \gamma_v$ коэффициентов реактивности основывается на регистрации изменений реактивности, обусловленных повышением давления за счет работы всех электронагревателей в компенсаторе давления и после его стабилизации отключением части электронагревателей последующим снижением давления в первом контуре при открытии клапана «тонкого» впрыска в компенсатор. Эксперименты по определению коэффициентов реактивности на энергетических

уровнях мощности могут проводиться на любом уровне мощности от 5 % до 100 % номинальной мощности и предполагают внесение в работу реактора малых возмущений, а именно возмущение изменением положения ОР СУЗ при $P_1 = \text{const}$, возмущение изменением температуры на входе в реактор при $P_1 = \text{const}$, $H = \text{const}$ и возмущение изменением давления в первом контуре при $H = \text{const}$.

В экспериментах фиксируются зависимости от времени температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него, давления в первом контуре, нейтронной мощности реактора, реактивности, положения регулирующей группы и концентрации борной кислоты в теплоносителе.

В качестве примера на рисунках 3.9–3.11 приведены фрагменты графических зависимостей, полученных на аналитическом тренажере в ходе моделирования описанных выше возмущений реактора на номинальном уровне мощности.

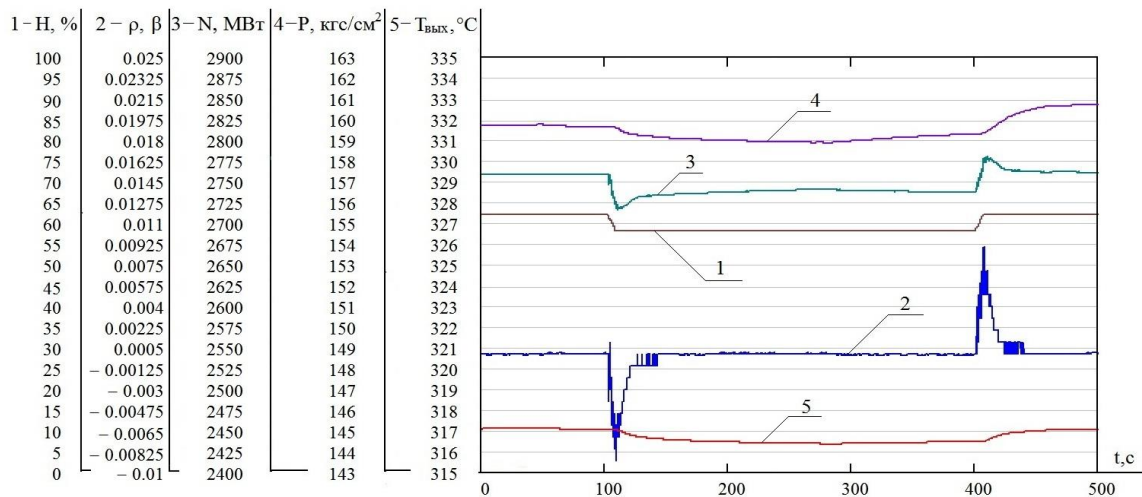


Рисунок 3.9. Графики, полученные на аналитическом тренажере при возмущении реактора изменением положения ОР СУЗ:

- 1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность;
4 – давление в первом контуре; 5 – температура теплоносителя на выходе из реактора

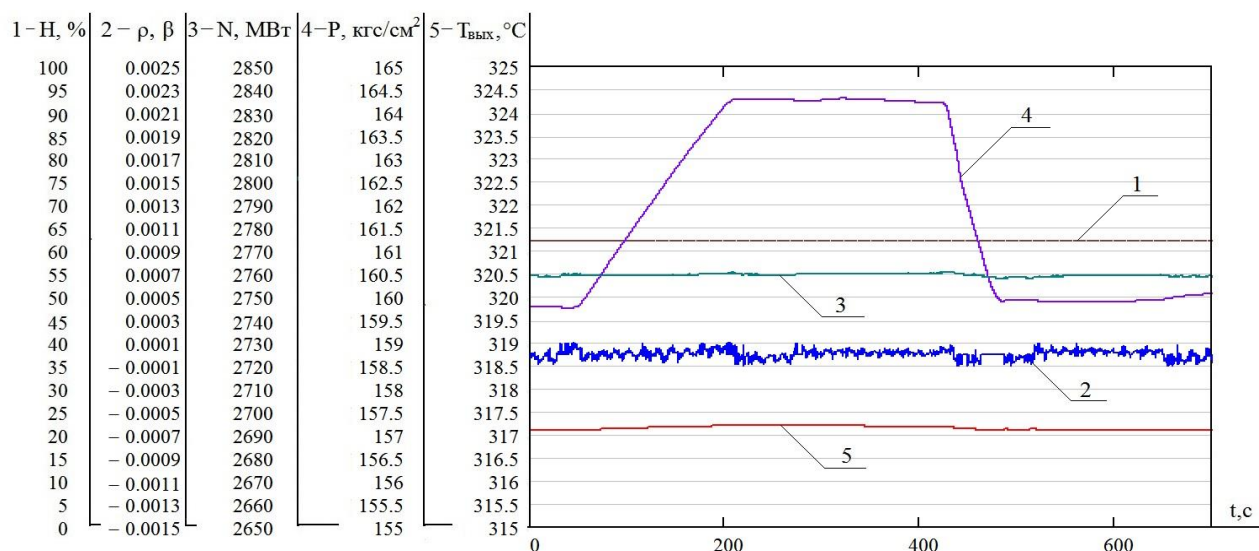


Рисунок 3.10. Графики, полученные на аналитическом тренажере при возмущении реактора изменением давления в первом контуре:

- 1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность; 4 – давление в первом контуре; 5 – температура теплоносителя на выходе из реактора

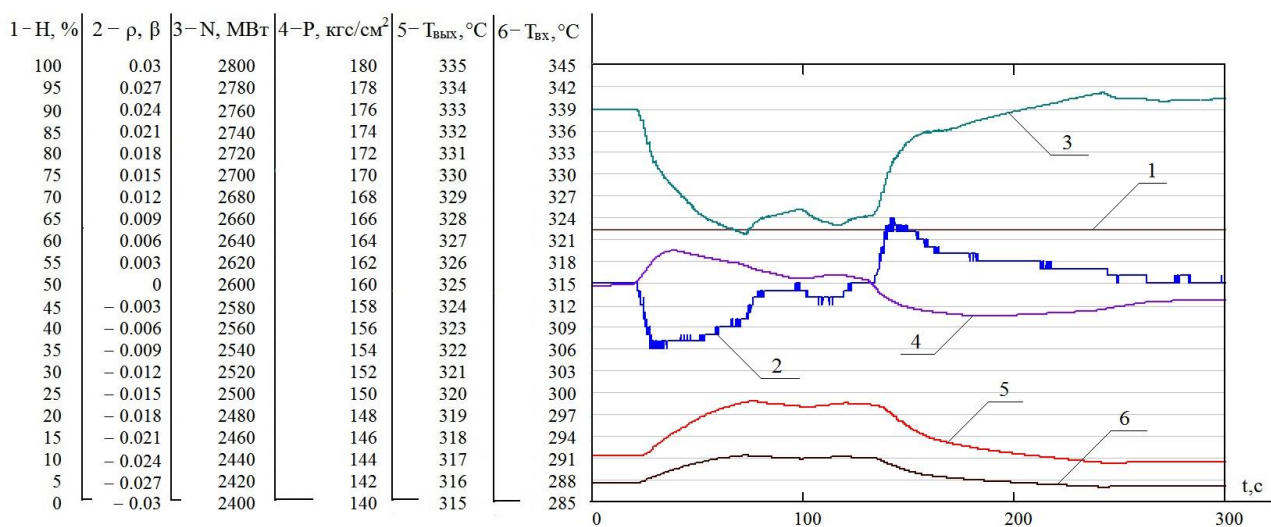


Рисунок 3.11. Графики, полученные на аналитическом тренажере при возмущении реактора изменением температуры на входе:

- 1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность; 4 – давление в первом контуре; 5 – температура теплоносителя на выходе из реактора; 6 – температура теплоносителя на входе в реактор

Результаты эксперимента снимались также в цифровом виде для последующей обработки, которая будет рассмотрена ниже.

3.3.3. Эксперименты по определению эффективности аварийной защиты реактора и эффективности наиболее эффективного органа регулирования

В соответствии с [109] эффективность аварийной защиты реактора и эффективность наиболее эффективного застрявшего ОР СУЗ определяются в начале эксплуатации каждой топливной загрузки ВВЭР-1000. Кроме того, указанные характеристики активной зоны реактора определяются также перед остановом блока для планово-предупредительного ремонта. Эффективностью аварийной защиты реактора называется взятый по модулю эффект реактивности, вводимый в активную зону при сбросе аварийной защиты без одного наиболее эффективного органа регулирования и измеренный по данным ближайшей к застрявшему ОР СУЗ ионизационной камеры [109]. Эффективностью наиболее эффективного органа регулирования называется взятый по модулю эффект реактивности, вводимый в активную зону при последующем, после падения аварийной защиты и стабилизации реактивности, сбросе застрявшего ОР СУЗ и измеренный по данным ближайшей к нему ионизационной камеры [109]. Полной эффективностью аварийной защиты реактора называется взятый по модулю эффект реактивности, вводимый в активную зону при сбросе аварийной защиты без застревания ОР СУЗ и измеренный по данным любой из используемых в эксперименте ионизационных камер [109].

Аналитический тренажер позволяет осуществить задержку сброса любого стержня на заданной высоте и на заданный промежуток времени.

В качестве примера на рисунке 3.12 приведены фрагменты графических зависимостей, полученных на аналитическом тренажере в ходе экспериментов на номинальном уровне мощности при сбросе аварийной защиты без наиболее эффективного ОР СУЗ и его последующем сбросе.

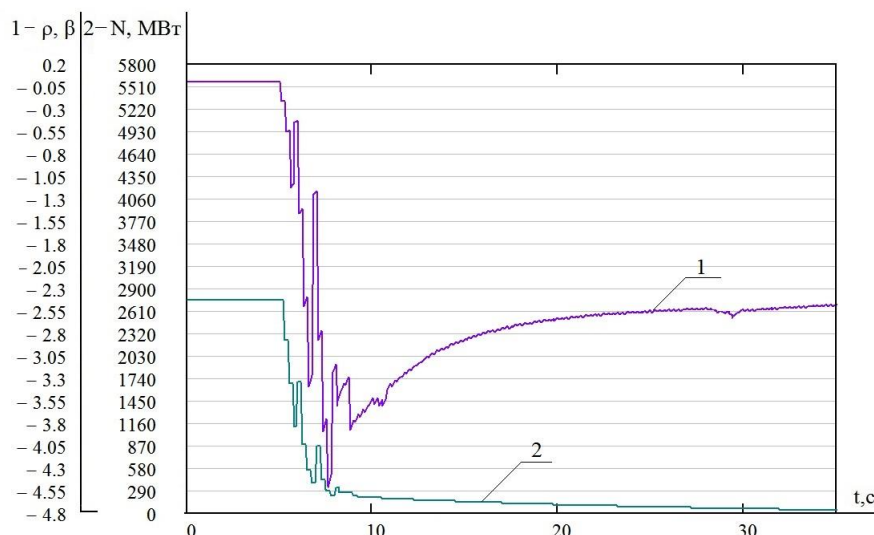


Рисунок 3.12. Графики, полученные на аналитическом тренажере при сбросе аварийной защиты с задержкой наиболее эффективного ОР СУЗ:

1 – реактивность; 2 – нейтронная мощность

Кроме того, тренажер позволяет провести эксперименты по исследованию интерференции ОР СУЗ.

Эффект интерференции стержней обусловлен их взаимным затенением друг друга. На рисунке 3.13 качественно показано распределение плотности потока нейтронов для цилиндрической активной зоны с поглощающим стержнем, обозначенным на рисунке штриховкой, и без него при одинаковой средней мощности. Внутри стержня и вблизи него происходит резкое снижение плотности потока нейтронов (кривая 1 выше кривой 2), а за пределами стержня, начиная с некоторого расстояния, увеличение плотности потока (кривая 1 ниже кривой 2).

Из теории возмущений следует, что эффективность стержня пропорциональна квадрату невозмущенной плотности потока нейтронов в месте его расположения ($\Delta\rho \sim \Phi_0^2 V_1$, где Φ_0 – плотность потока нейтронов до введения стержня, а V_1 – малый объем реактора, в который введен поглощающий стержень) [89]. При близком расположении двух стержней их эффективность будет меньше удвоенной эффективности одного стержня (там, где происходит снижение потока), а начиная с некоторого расстояния (там, где поток нейтронов возрастает), их эффективность будет больше удвоенной эффективности одного стержня.

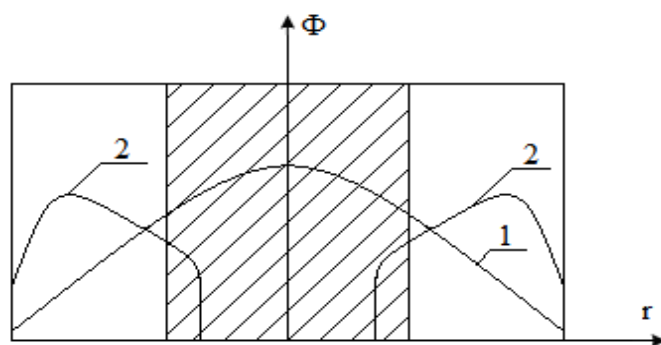


Рисунок 3.13. Зависимость плотности потока нейтронов от радиуса для цилиндрической зоны: 1 – при отсутствии поглощающего стержня; 2 – с поглощающим стержнем, расположенным по оси зоны

В качестве примера на рисунках 3.14–3.16 приведены полученные на аналитическом тренажере данные о значениях реактивности соответственно при сбросе всех ОР СУЗ, сбрасывание стержней одной из группы ОР СУЗ (в данном случае 1-й), и сбрасывании всех групп кроме 1-й на номинальном уровне мощности.

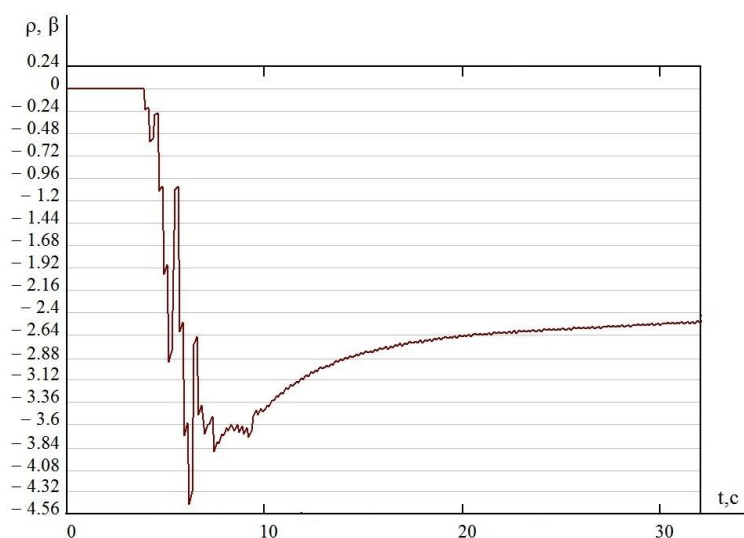


Рисунок 3.14. Зависимость реактивности от времени, полученная на аналитическом тренажере при сбросе всех ОР СУЗ

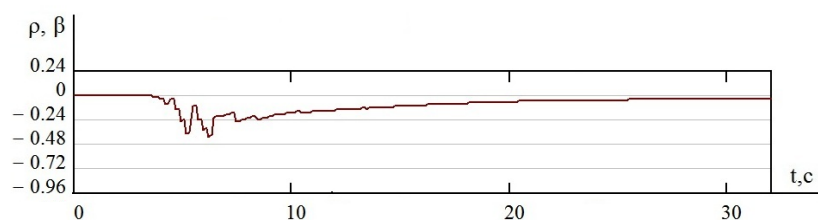


Рисунок 3.15. Зависимость реактивности от времени, полученная на аналитическом тренажере при сбросе 1-й группы ОР СУЗ

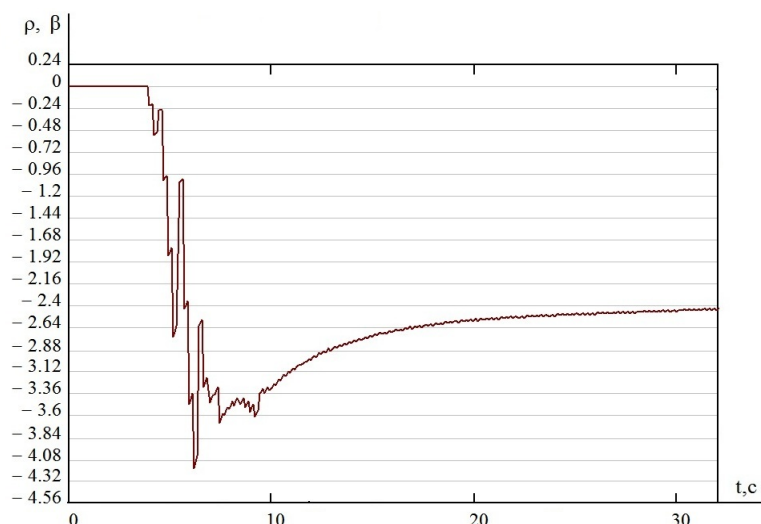


Рисунок 3.16. Зависимость реактивности от времени, полученная на аналитическом тренажере при сбросе всех групп ОР СУЗ кроме 1-й группы

Из рисунков видно, что при сбросе десяти групп стержней их эффективность меньше, чем сумма эффективности девяти сброшенных групп кроме 1-й и эффективности одной 1-й группы.

Выводы по главе 3

1. На основе адаптации регламента эксплуатации действующих установок разработана и реализована на аналитическом тренажере методика имитационного моделирования технологических режимов пуска и останова энергоблока.

2. Разработана и реализована методика имитационного моделирования действия защит и блокировок моделируемой аналитическим тренажером реакторной установки.

3. Существующие методики нейтронно-физических реакторных измерений на действующих реакторных установках адаптированы для использования и реализованы на аналитическом тренажере.

ГЛАВА 4. ПРОГРАММЫ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Овладение техникой физического эксперимента предполагает также обработку результатов измерений. На основе руководящих документов [72, 109] и уточнения методик, представленных в этих документах, разработаны компьютерные программы обработки результатов моделирования реакторных измерений на аналитическом тренажере и методические указания для их применения [98]. Приведены некоторые результаты реализации этих программ на аналитическом тренажере и в УТП Калининской АЭС на полномасштабном тренажере блока №3.

Описаны предложенные для аналитического тренажера новые методики определения барометрического и температурных коэффициентов реактивности, а также интегральной и дифференциальной характеристик групп ОР СУЗ на основе анализа уравнений динамики. Приведены результаты по их реализации.

Кроме того, полученные нейтронно-физические характеристики использованы для расчета переходных процессов в рамках точечной модели, что позволяет связать в единое целое предложенные в данной работе элементы подготовки оперативного персонала.

4.1. Обработка результатов моделирования реакторных измерений на аналитическом тренажере

4.1.1. Обработка результатов моделирования экспериментов по определению интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе

В соответствии с [109] на минимально контролируемом уровне мощности экспериментальные исследования в целях определения интегральной характеристики и дифференциальной характеристик любой группы ОР СУЗ, а также ее полной эффективности и значения коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе проводятся при практически

постоянных температуре теплоносителя и давлении в первом контуре. Оравление реактора ксеноном-135 и самарием отсутствует. В этих условиях изменение реактивности ρ в окрестности малых изменений параметров реакторной установки определяется соотношением [72]

$$\Delta\rho = \Delta\rho_{\text{СУЗ}} + \left(\partial\rho/\partial C_{\text{БК}}\right) \Delta C_{\text{БК}}. \quad (4.1)$$

где $\Delta\rho_{\text{СУЗ}} = \int_{H_0}^H \frac{\partial\rho}{\partial H} dH$ – эффект реактивности, вносимый органами регулирования

при их перемещении из положения H_0 в положение H , $\frac{d\rho}{dH}$ (H) – дифференциальная характеристика ОР СУЗ; $C_{\text{БК}}$, $\Delta C_{\text{БК}}$ – соответственно концентрация борной кислоты в реакторе и ее изменение, $\partial\rho/\partial C_{\text{БК}}$ – коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты.

Измерение реактивности на каждом шаге перемещения группы ОР СУЗ ведется по стандартной методике [82], однако далее в отличие от этой методики, в соответствии с которой производится построение дифференциальной характеристики по результатам измерений, разработанные программы предполагают следующее. Экспериментальные результаты, полученные на аналитическом тренажере в цифровом виде, импортируются в программу обработки результатов эксперимента в среде Mathcad. По этим данным вначале строится интегральная характеристика, затем она по методу наименьших квадратов аппроксимируется аналитической функцией (универсально это можно сделать полиномом), а затем её дифференцированием строится дифференциальная характеристика. Это позволяет избежать больших флуктуаций при прямом построении дифференциальной характеристики.

Погрешности измерений здесь и далее определяются в соответствии со стандартной методикой (приложение 2).

На энергетических уровнях мощности дифференциальные и интегральные эффективности групп ОР СУЗ определяются при постоянной концентрации борной кислоты по стандартной методике на основе анализа динамики перехода реактора из одного стационарного состояния в другое. Изменение реактивности

реактора с точностью до членов первого порядка в окрестности малых изменений параметров реакторной установки при постоянной концентрации борной кислоты и без учета изменения концентрации ядер ксенона и самария можно представить в виде [72]

$$\Delta\rho = \alpha_1\Delta T_U + \alpha_2\Delta T_B + (\partial\rho/\partial P_1) \Delta P_1 + \Delta\rho_{\text{СУЗ}}, \quad (4.2)$$

где ΔT_U , ΔT_B – соответственно изменения температуры топлива и температуры теплоносителя в реакторе; P_1 , ΔP_1 – соответственно давление в первом контуре и его изменение, $\partial\rho/\partial P_1$ – барометрический коэффициент реактивности.

В соответствии с [72] для переходного процесса, в результате которого незначительно изменяется мощность реактора, а температура теплоносителя на входе в реактор остается постоянной

$$\Delta\rho(t) = k_1\Delta H(t) + k_2 \frac{e^{-t/k_3}}{k_3} \int_0^t \Delta N(t') e^{t'/k_3} dt'. \quad (4.3)$$

где $k_1 = \frac{\partial\rho}{\partial H}$, $k_2 = \left(\frac{\partial\rho}{\partial N}\right)_{\text{ВХ}}$, $k_3 = \tau_U$.

Согласно стандартной методике нахождение неизвестных величин k_1 , k_2 и k_3 осуществляется на основе регрессионного анализа выражения (4.3) по методу наименьших квадратов. В силу того, что k_3 входит в указанное выражение под знаком интеграла, метод не чувствителен к выбору этой величины. Погрешность такого подхода в определении величины k_3 может достигать 100 % [72].

Поэтому нами предлагается значение указанного коэффициента найти на основе расчета по формуле $\tau_U = \frac{m_U C_U}{kF}$ (для реактора ВВЭР-1000 это время порядка 3,6–4,2 с) а другие неизвестные коэффициенты найти по методу наименьших квадратов.

Далее обозначим:

$$P_k = \frac{e^{-t/k_3}}{k_3} \int_0^t \Delta N(t') e^{t'/k_3} dt' \quad (4.4)$$

и составим функционал:

$$I(k_1, k_2) = \int_0^{t_1} (\Delta\rho - k_1\Delta H - k_2 P_k)^2 dt. \quad (4.5)$$

В соответствии с методом наименьших квадратов коэффициенты k_1 и k_2 выберем так, чтобы указанный функционал был минимален. С этой целью решаем следующую вариационную задачу:

$$\frac{dI}{dk_1} = \int_0^{t_1} (\Delta\rho - k_1\Delta H - k_2 P_k) \Delta H dt = 0, \quad (4.6)$$

$$\frac{dI}{dk_2} = \int_0^{t_1} (\Delta\rho - k_1\Delta H - k_2 P_k) P_k dt = 0, \quad (4.7)$$

вычисляя соответствующие интегралы $I_1 = \int_0^{t_1} \Delta\rho(t) \Delta H(t) dt$, $I_2 = \int_0^{t_1} \Delta H(t) P_k(t) dt$,

$$I_3 = \int_0^{t_1} (\Delta H(t))^2 dt, \quad I_4 = \int_0^{t_1} \Delta\rho(t) P_k(t) dt, \quad I_5 = \int_0^{t_1} P_k^2(t) dt.$$

При этом

$$\Delta N(t) = N(t) - N_0, \quad (4.8)$$

$$\Delta H(t) = H(t) - H_0, \quad (4.9)$$

$$\Delta H(t) = \rho(t) - \rho_0. \quad (4.10)$$

Здесь N_0 , H_0 и ρ_0 – значения мощности, положения группы ОР СУЗ и реактивности в исходной точке обрабатываемого участка.

Обрабатываемым является участок, включающий в себя интервал времени, в течение которого группа совершает один шаг перемещения от исходного положения H_0 , и интервал 0–5 с после перемещения. В начале возмущения $t = 0$.

Обработка результатов эксперимента также ведется в среде Mathcad. Зависимости $\Delta N(t)$, $\Delta H(t)$, $\Delta\rho(t)$, полученные на данном участке, для последующего интегрирования по методу наименьших квадратов аппроксимируются полиномиальными зависимостями. Подставляя вычисленные интегралы в уравнения (4.6) и (4.7), получим систему алгебраических уравнений:

$$I_1 - k_1 \cdot I_3 - k_2 \cdot I_2 = 0, \quad (4.11)$$

$$I_4 - k_1 \cdot I_2 - k_2 \cdot I_5 = 0, \quad (4.12)$$

решая которую, находим значение $k_1 = \frac{\partial \rho}{\partial H}$. Затем для обрабатываемого участка находим:

$$\Delta \rho(H) = \frac{\partial \rho}{\partial H} \cdot \Delta H. \quad (4.13)$$

Проведя аналогичную рассмотренной ранее обработку всех участков, получаем значения интегральной эффективности группы ОР СУЗ.

В качестве примера приведем результаты обработки полученных на аналитическом тренажере и представленных в пункте 3.3.1 зависимостей. На рисунке 4.1 показаны аппроксимированные зависимости $\Delta N(t)$, $\Delta H(t)$, $\rho(t)$ для одного из обрабатываемых участков (погружение группы в интервале от 84 % до 80 %).

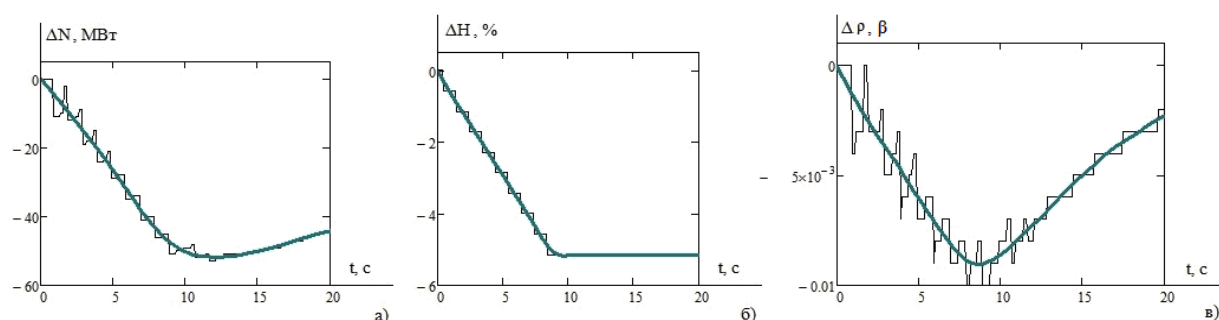


Рисунок 4.1. Аппроксимация экспериментальных зависимостей:
а – изменение нейтронной мощности; б – изменения положения группы; в – изменение реактивности

Построенные в итоге интегральная и дифференциальная характеристики 10-й группы ОР СУЗ приведены на рисунках 4.2 и 4.3 соответственно.

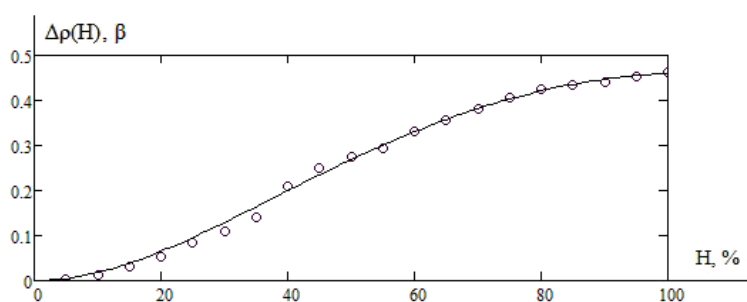


Рисунок 4.2. Интегральная характеристика 10-й группы ОР СУЗ, построенная по результатам эксперимента на аналитическом тренажере на номинальном уровне мощности (точками обозначены экспериментальные данные, сплошной линией – аппроксимированная кривая)

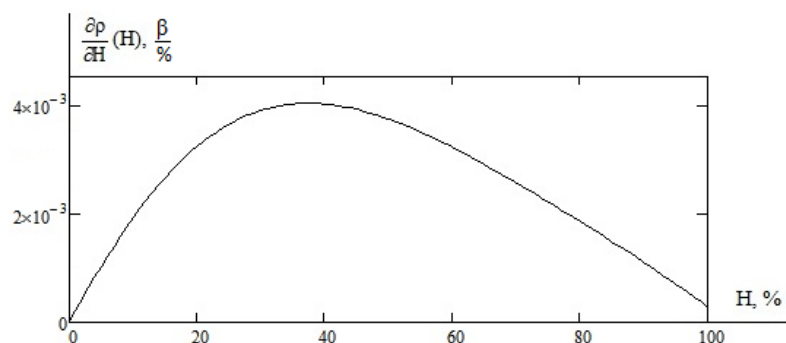


Рисунок 4.3. Дифференциальная характеристика 10-й группы ОР СУЗ, построенная по результатам эксперимента на аналитическом тренажере на номинальном уровне мощности

Полученные результаты согласуются с данными разработчика аналитического тренажера. Также осуществлялось определение физического веса группы. Сравнивая физический вес группы (рисунок 4.4) со значением в верхней точке интегральной характеристики, видим, что расхождение в результатах составляет менее 5 %.

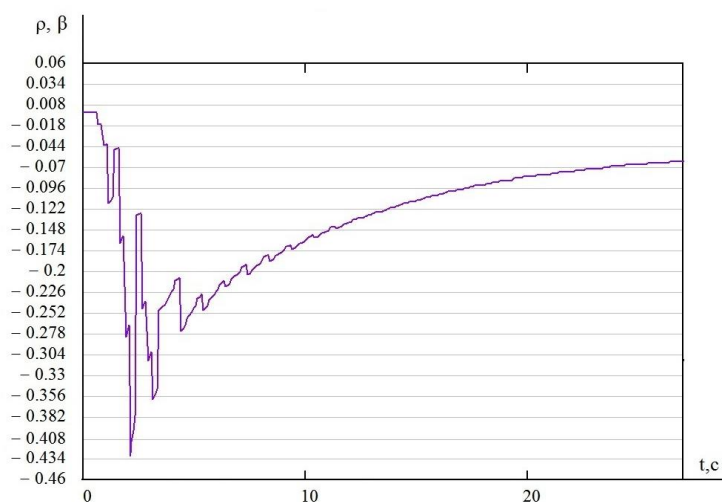


Рисунок 4.4. Зависимость реактивности от времени, полученная на аналитическом тренажере при сбросе 10-й группы ОР СУЗ

Параметры различных топливных загрузок могут существенно различаться между собой, но характер зависимостей для интегральных и дифференциальных характеристик ОР СУЗ обычно сохраняется. На рисунке 4.5 приведены интегральные характеристики, приведенные к безразмерному виду, для аналитического тренажера, 25-й топливной загрузки блока №1 и 22-й топливной загрузки блока №2 Калининской АЭС [90, 110, 111].

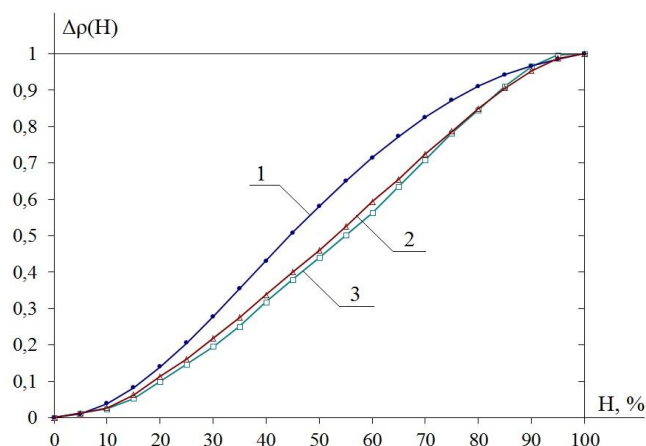


Рисунок 4.5. Интегральные характеристики 10-й группы ОР СУЗ на номинальном уровне мощности в относительных единицах:

1 – аналитический тренажер; 2 – блок №1 Калининской АЭС; 3 – блок №2 Калининской АЭС

4.1.2. Обработка результатов моделирования экспериментов по определению мощностного, температурного, барометрического и плотностного коэффициентов реактивности

В процессе измерений на МКУ для неотравленного реактора при постоянных давлении в первом контуре, концентрации борной кислоты в реакторе и положении ОР СУЗ в соответствии с [72]

$$\Delta\rho = (\partial\rho/\partial T) \cdot \Delta T_{\text{АЗ}}, \quad (4.14)$$

где $\partial\rho/\partial T = \alpha_1 + \alpha_2$ – температурный коэффициент реактивности (суммарный по температуре топлива и по температуре теплоносителя).

Таким образом, на МКУ мощности экспериментально определяется именно суммарный по температуре топлива и по температуре теплоносителя коэффициент реактивности.

Экспериментальное значение барометрического коэффициента реактивности на МКУ мощности вычисляется следующим образом [72]:

$$\partial\rho/\partial P_1 = (\Delta\rho/\Delta P_1), \quad (4.15)$$

где $\Delta\rho$ – изменение реактивности, обусловленное изменением давления в первом контуре на величину ΔP_1 .

Экспериментальное значение плотностного коэффициента реактивности вычисляется по формуле [72]

$$\frac{\partial \rho}{\partial \gamma_B} = \frac{\partial \rho}{\partial P_1} \frac{\partial P_1}{\partial \gamma_B}, \quad (4.16)$$

где величина $\partial P_1 / \partial \gamma_B$ определяется по табличным данным для воды под давлением в области изменения параметров при экспериментальном определении барометрического коэффициента реактивности.

В случае определения коэффициентов реактивности на энергетических уровнях мощности при постоянном отравлении реактора ксеноном и самарием и неизменной концентрации борной кислоты изменение реактивности реактора при малых возмущениях определяется выражением [72]

$$\Delta \rho = \alpha_1 \Delta T_u + \alpha_2 \Delta T_B + (\partial \rho / \partial P_1) \Delta P_1 + (\partial \rho / \partial N) \Delta N. \quad (4.17)$$

В соответствии с [72] баланс реактивности (4.17) выражается через выходные параметры реактора и записывается для каждого из выполненных возмущений реактора:

1. Возмущение изменением положения ОР СУЗ при $P_1 = \text{const}$

$$\alpha_2 \Delta T_{\text{вых}} + \left(\frac{\partial \rho}{\partial N} \right)_{A3} \Delta N + \left(\frac{\partial \rho}{\partial N} \right) \Delta N = 0, \quad (4.18)$$

где $\left(\frac{\partial \rho}{\partial N} \right)_{A3} = \alpha_1 \frac{1}{k_F}$ – мощностной коэффициент реактивности при постоянной температуре теплоносителя в активной зоне.

2. Возмущение изменением температуры на входе в реактор при $P_1 = \text{const}$ и $N = \text{const}$.

$$\alpha_2 \Delta T_{\text{вых}} + \left(\frac{\partial \rho}{\partial N} \right)_{A3} \Delta N = 0. \quad (4.19)$$

3. Возмущение изменением давления в первом контуре при $N = \text{const}$.

$$\alpha_2 \Delta T_{\text{вых}} + \left(\frac{\partial \rho}{\partial N} \right)_{A3} \Delta N + \left(\frac{\partial \rho}{\partial P_1} \right) \Delta P_1 = 0. \quad (4.20)$$

В уравнении (4.18) третье слагаемое можно считать известным из обработки экспериментов, описанной в пункте 4.1.1. Тогда система уравнений (4.18)–(4.20) содержит три неизвестных коэффициента реактивности.

Обработка результатов экспериментов, представленных в пункте 3.3.2, позволила найти коэффициенты реактивности на номинальном уровне мощности, значения которых в данном случае составили:

$$\alpha_1 = -8,3 \cdot 10^{-4} \frac{1}{\beta^{\circ}\text{C}}, \alpha_2 = -6,9 \cdot 10^{-3} \frac{1}{\beta^{\circ}\text{C}}, \frac{\partial \rho}{\partial P_1} = 1,2 \cdot 10^{-5} \frac{1}{\beta \frac{\text{кгс}}{\text{см}^2}}.$$

Полученные значения коэффициентов реактивности согласуются с данными разработчика аналитического тренажера.

Параметры различных топливных загрузок могут существенно различаться между собой, а также результаты экспериментов зависят от момента топливной кампании, в который они производились, и других параметров реакторной установки. В качестве иллюстрации этого в таблице 4.1 приведены некоторые значения для температурных и мощностных коэффициентов реактивности [90, 110, 111], измеренных на номинальном уровне мощности (температурные коэффициенты взяты для концентрации борной кислоты в первом контуре 6 г/кг, мощностные коэффициенты – для 0 эффективных суток).

Таблица 4.1. Сравнение полученных для аналитического тренажера коэффициентов реактивности с данными действующих энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000

	Блок №1 Калининской АЭС	Блок №2 Калининской АЭС	Блок №3 Балаковской АЭС	Аналитический тренажер
Температурный коэффициент реактивности по теплоносителю, %/°C	$-34 \cdot 10^{-3}$	$-31 \cdot 10^{-3}$	$-4,62 \cdot 10^{-3}$	$-4,42 \cdot 10^{-3}$
Мощностной коэффициент реактивности, %/МВт	$-0,38 \cdot 10^{-3}$	$-0,35 \cdot 10^{-3}$	$-0,83 \cdot 10^{-3}$	$-0,32 \cdot 10^{-3}$

4.2. Обработка результатов моделирования реакторных измерений на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС

Методики моделирования реакторных измерений, описанные в параграфе 3.3 были также реализованы в УТП Калининской АЭС на полномасштабном тренажере энергоблока №3.

В качестве примера на рисунках 4.6–4.8 представлены зависимости, полученные в ходе моделирования возмущения реактора соответственно изменением положения ОР СУЗ при постоянном давлении в первом контуре, изменением давления в первом контуре и изменением температуры на входе при постоянном давлении в первом контуре для определения коэффициентов реактивности на номинальном уровне мощности.

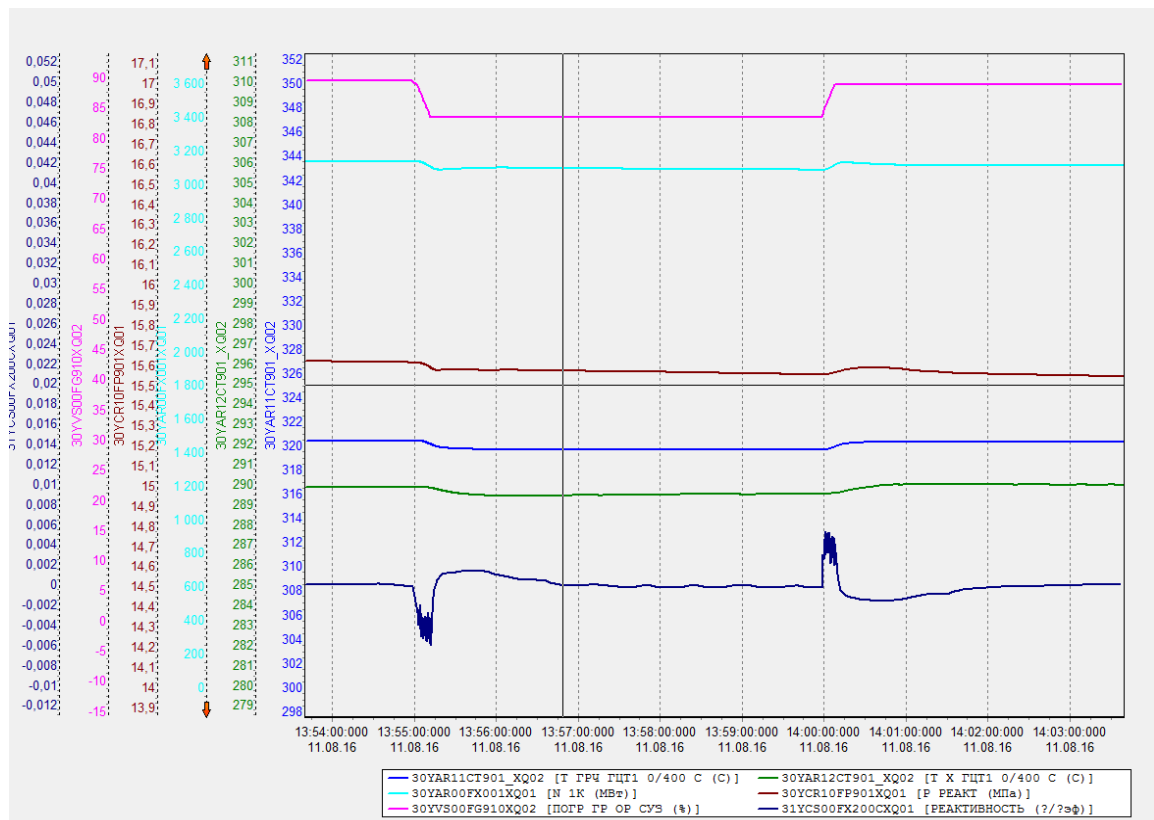


Рисунок 4.6. Графики, полученные на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС при возмущении реактора изменением положения ОР СУЗ

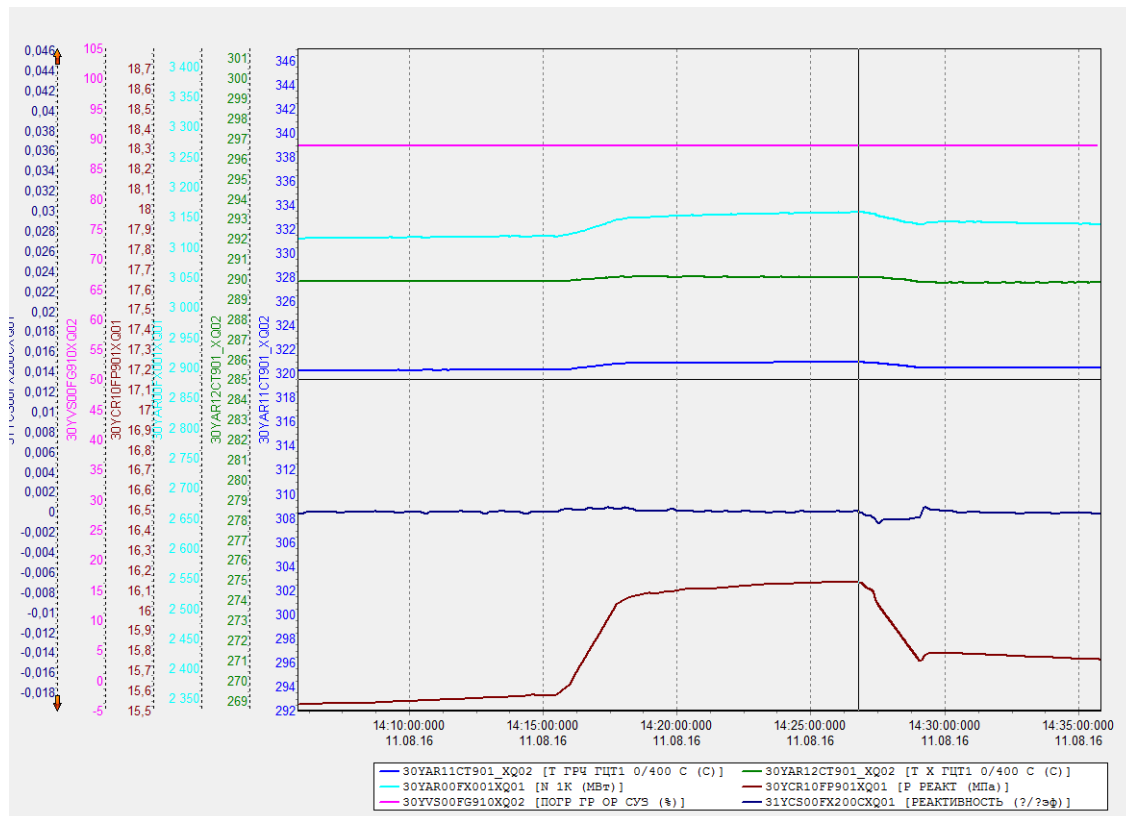


Рисунок 4.7. Графики, полученные на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС при возмущении реактора изменением давления в первом контуре

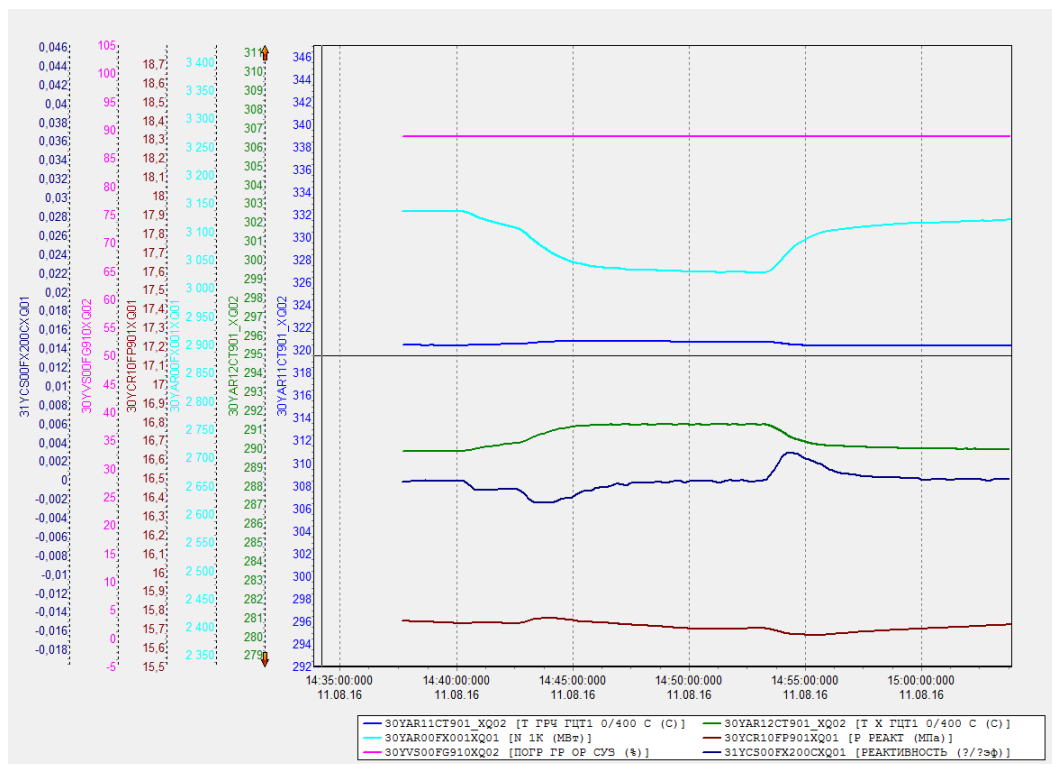


Рисунок 4.8. Графики, полученные на полномасштабном тренажере энергоблока №3 Калининской АЭС при возмущении реактора изменением температуры на входе

Обработка экспериментов проводилась с помощью разработанных нами компьютерных программ с учетом предложенных нами уточнений в методике обработки результатов, а полученные результаты сравнивались с данными альбома нейтронно-физических характеристик соответствующей топливной загрузки данного энергоблока [112]. Результаты для приведенного примера в таблице 4.2.

Таблица 4.2. Сравнение результатов обработки моделирования экспериментов на полномасштабном тренажере с данными альбома нейтронно-физических характеристик (10 топливная загрузка блока №3 Калининской АЭС, мощность 104%, температурный коэффициент взят для концентрации борной кислоты в первом контуре 5 г/кг, мощностной коэффициент – для 280 эффективных суток)

	Результаты обработки моделирования экспериментов на полномасштабном тренажере	Данные альбома нейтронно-физических характеристик
Температурный коэффициент реактивности по теплоносителю, %/°C	$-36 \cdot 10^{-3}$	$-37 \cdot 10^{-3}$
Мощностной коэффициент реактивности, %/МВт	$-0,52 \cdot 10^{-3}$	$-0,51 \cdot 10^{-3}$

4.3. Методики определения нейтронно-физических характеристик на основе обращенных решений уравнений динамики реактора

Аналитический тренажер является компьютерной математической моделью атомного блока, которая приближенно описывает физику процессов, происходящих в реальном объекте. Как всякая математическая модель она позволяет провести расчет динамики процессов как в прямом направлении, когда по известным характеристикам рассчитываются динамические характеристики объекта, так и построить так называемые обращенные решения, когда по известным динамическим характеристикам можно определить правые части дифференциальных уравнений и заложенные в них характеристики. Примером тому является известное обращенное решение уравнений кинетики реактора, позволяющее построить реактиметр – прибор, с помощью которого

рассчитывается реактивность реактора. Эта математическая модель оказалась столь успешной, что ее с определенными мерами и ограничениями удалось применить к реальному объекту.

В этом параграфе приводятся полученные в данной работе результаты математического анализа обращенных решений уравнений динамики реактора, позволившие на их основе разработать новые методики определения барометрического и температурных по температуре топлива и теплоносителя коэффициентов реактивности и интегральной и дифференциальной характеристик отдельных групп ОР СУЗ для топливной загрузки, моделируемой аналитическим тренажером. В отличие от стандартной методики, требующей проведения нескольких независимых экспериментов, в ходе каждого из которых варьируется один параметр процесса при поддержании остальных неизменными при переходе из одного стационарного состояния в другое, предлагаемая методика соблюдения таких условий не требует и основывается на анализе динамического процесса, в котором компенсация реактивности, вводимой группой ОР СУЗ, осуществляется температурными и барометрическим эффектами реактивности.

4.3.1. Методика определения коэффициентов реактивности

Рассмотрим переходный процесс, в ходе которого реактор переводится из одного стационарного состояния в другое стационарное состояние за счет погружения регулирующей группы в активную зону на небольшую величину (порядка 3–4 % от высоты зоны) с рабочей скоростью. Изменение реактивности реактора в ходе этого процесса имеет вид

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) + \alpha_1 (T_U(t) - T_U(0)) + \alpha_2 (T_B(t) - T_B(0)) + (\partial\rho/\partial P_1) (P_1(t) - P_1(0)). \quad (4.21)$$

Здесь $T_U(t)$, $T_B(t)$, $P_1(t)$ – соответственно зависимости от времени температуры топлива, температуры теплоносителя в реакторе и давления в первом контуре; $T_U(0)$, $T_B(0)$, $P_1(0)$ – соответственно значения этих параметров в первоначальном стационарном состоянии.

Зависимости $\Delta\rho(t)$, $T_B(t)$ и $P_1(t)$ определяются непосредственно из эксперимента. Зависимость $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$ определим тоже из эксперимента следующим образом. При переходе из начального стационарного состояния в конечное стационарное состояние $\Delta\rho = \rho_2 - \rho_1 = 0$, поэтому максимальный эффект реактивности, обусловленный погружением группы, определится следующим условием:

$$\Delta\rho_{\text{СУЗ max}} = \alpha_1 (T_U(0) - T_U(t_k)) + \alpha_2 (T_B(0) - T_B(t_k)) + (\partial\rho/\partial P_1) (P_1(0) - P_1(t_k)), \quad (4.22)$$

где t_k – момент времени, когда достигнуто конечное стационарное состояние.

Поскольку погружение группы в активную зону идет с постоянной скоростью, то

$$\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) = \frac{\Delta\rho_{\text{СУЗ max}}}{t_1} \cdot t, \quad (4.23)$$

где t_1 – время погружения группы в активную зону. При $t \geq t_1$ $\Delta\rho_{\text{СУЗ}} = \Delta\rho_{\text{СУЗ max}}$.

Заметим, что оценить $\Delta\rho_{\text{СУЗ max}}$ непосредственно можно было бы лишь в том случае, если регулируемую группу сбросить из начального состояния в конечное за малое время, в течение которого температурный эффект по топливу проявится незначительно.

Входящая в уравнение (4.21) зависимость температуры топлива от времени непосредственно на эксперименте не определяется, её можно найти из решения уравнения теплового баланса (2.3), приведенного выше, подставляя в него зависимости $N(t)$ и $T_B(t)$:

$$\frac{dT_U}{dt} + \frac{T_U(t)}{\tau_U} = \frac{N(t)}{m_U c_U} + \frac{1}{\tau_U} T_B(t). \quad (4.24)$$

Решение этого уравнения выражается в квадратурах

$$T_U(t) = T_U(0)e^{-\frac{t}{\tau_U}} + \frac{e^{-\frac{t}{\tau_U}}}{m_U c_U} \int_0^t N(t')e^{\frac{t'}{\tau_U}} dt' + \frac{e^{-\frac{t}{\tau_U}}}{\tau_U} \int_0^t T_B(t')e^{\frac{t'}{\tau_U}} dt'. \quad (4.25)$$

Нахождение искоемых коэффициентов реактивности осуществляется по методу наименьших квадратов. При этом рассмотрим часть динамического

процесса, начиная с того момента времени t_1 , когда погружение группы в зону закончено, т.е. группой введена максимальная для данного процесса отрицательная реактивность $\Delta\rho_{\text{СУЗ max}}$. Далее зависимость реактивности от времени $\Delta\rho(t)$ определяется только температурными и барометрическими эффектами реактивности. На основании (4.21) и (4.22) эту зависимость представим в виде

$$\Delta\rho(t) = \alpha_1(T_U(t) - T_U(t_k)) + \alpha_2(T_B(t) - T_B(t_k)) + (\partial\rho/\partial P_1)(P_1(t) - P_1(t_k)). \quad (4.26)$$

Составим функционал:

$$I(\alpha_1, \alpha_2, \frac{\partial\rho}{\partial P_1}) = \int_{t_1}^{t_k} \left[\Delta\rho(t) - \alpha_1\Delta T_U(t) - \alpha_2\Delta T_B(t) - \frac{\partial\rho}{\partial P_1}\Delta P_1(t) \right]^2 dt. \quad (4.27)$$

Здесь $\Delta T_U(t) = T_U(t) - T_U(t_k)$, $\Delta T_B(t) = T_B(t) - T_B(t_k)$, $\Delta P_1(t) = P_1(t) - P_1(t_k)$.

Значения неизвестных коэффициентов α_1 , α_2 , $\partial\rho/\partial P_1$ определяются из условия минимальности среднеквадратичного отклонения подынтегральной функции от нуля

$$\frac{\partial I}{\partial \alpha_1} = 0, \quad \frac{\partial I}{\partial \alpha_2} = 0, \quad \frac{\partial I}{\partial (\partial\rho/\partial P_1)} = 0.$$

В развернутом виде эти условия определяют систему трех уравнений:

$$\int_{t_1}^{t_k} (\Delta\rho(t) - \alpha_1\Delta T_U(t) - \alpha_2\Delta T_B(t) - \frac{\partial\rho}{\partial P_1}\Delta P_1(t))\Delta T_B(t)dt = 0. \quad (4.28)$$

$$\int_{t_1}^{t_k} (\Delta\rho(t) - \alpha_1\Delta T_U(t) - \alpha_2\Delta T_B(t) - \frac{\partial\rho}{\partial P_1}\Delta P_1(t))\Delta T_U(t)dt = 0. \quad (4.29)$$

$$\int_{t_1}^{t_k} (\Delta\rho(t) - \alpha_1\Delta T_U(t) - \alpha_2\Delta T_B(t) - \frac{\partial\rho}{\partial P_1}\Delta P_1(t))\Delta P_1(t)dt = 0. \quad (4.30)$$

Таким образом, вычисляя соответствующие интегралы и подставляя их в уравнения (4.28)–(4.30), можно найти искомые коэффициенты реактивности.

В качестве примера по реализации описанной методики на рисунке 4.9 приведены результаты эксперимента, проведенного на аналитическом тренажере, по погружению 10-й группы в активную зону на 4% на номинальном уровне мощности.

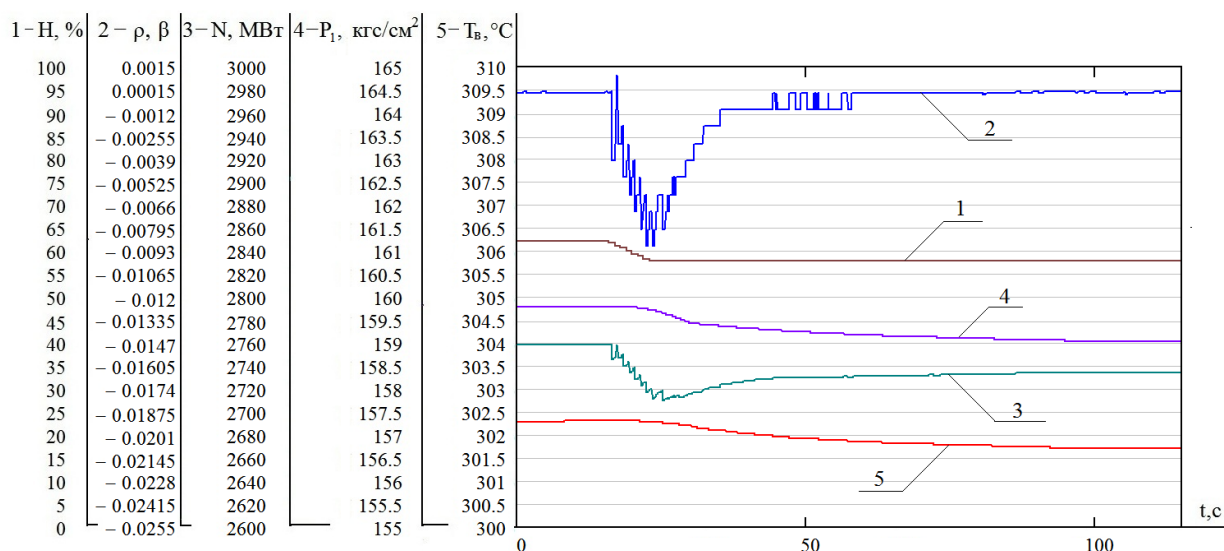


Рисунок 4.9. Графики, полученные на аналитическом тренажере при погружении 10-й группы:
 1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность;
 4 – давление в первом контуре; 5 – температура теплоносителя

На рисунках 4.10–4.11 приведены результаты обработки данных – зависимости $\Delta T_b(t)$ и $\Delta P_1(t)$ в интервале времени от t_1 до t_k . Рассчитанная по формуле (4.25) зависимость $\Delta T_u(t)$ для этого же интервала времени приведена на рисунке 4.12.

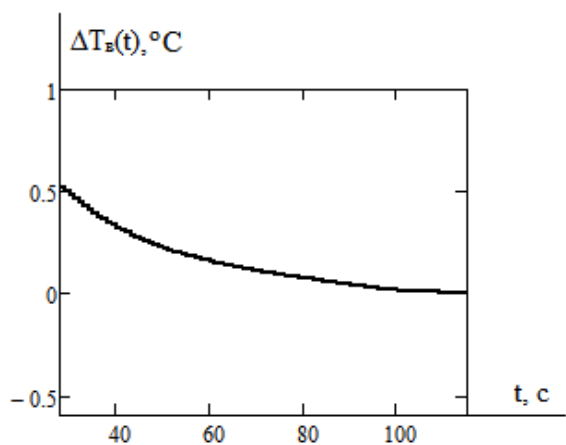


Рисунок 4.10. Зависимость $\Delta T_b(t)$ в интервале времени от t_1 до t_k для переходного процесса, приведенного на рисунке 4.9

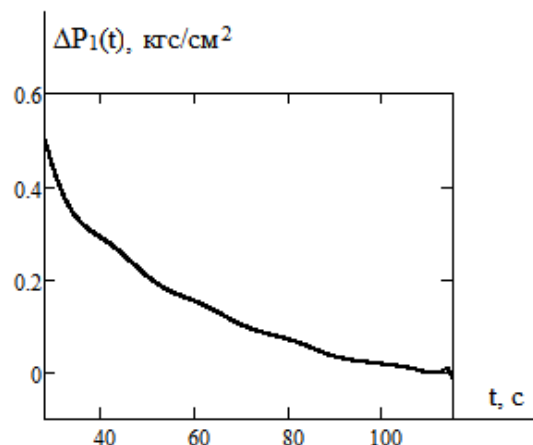


Рисунок 4.11. Зависимость $\Delta P_1(t)$ в интервале времени от t_1 до t_k для переходного процесса, приведенного на рисунке 4.9

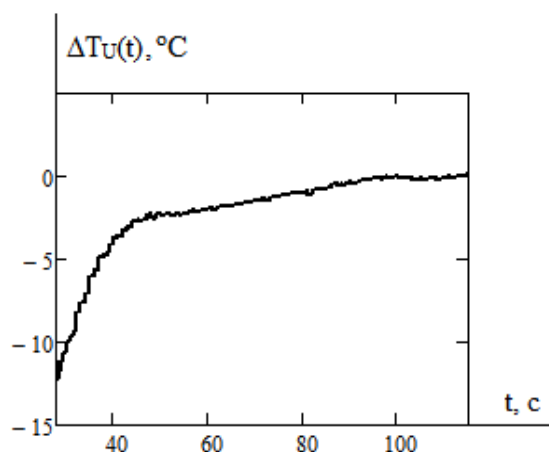


Рисунок 4.12. Зависимость $\Delta T_U(t)$ в интервале времени от t_1 до t_k для переходного процесса, приведенного на рисунке 4.9

Полученные зависимости для удобства вычислений аппроксимированы полиномиальными функциями по методу регрессионного анализа. Далее в результате вычисления соответствующих интегралов и решения системы уравнений получены следующие значения коэффициентов реактивности:

$$\alpha_1 = -8,7 \cdot 10^{-4} \frac{1}{\beta^{\circ\text{C}}}, \quad \alpha_2 = -6,504 \cdot 10^{-3} \frac{1}{\beta^{\circ\text{C}}}, \quad \frac{\partial p}{\partial P_1} = 1,716 \cdot 10^{-5} \frac{1}{\beta \frac{\text{кгс}}{\text{см}^2}}.$$

Эти результаты согласуются с результатами экспериментов, выполненных по адаптированным к аналитическому тренажеру методикам руководящих документов.

Теперь, зная коэффициенты реактивности, в соответствии с (4.22) можно определить реактивность, обусловленную погружением группы, а значит и эффективность группы.

4.3.2. Методика определения интегральной и дифференциальной эффективностей органов регулирования

Эффективность группы может быть определена как в ходе ступенчатого погружения группы и серии переходов от одного стационарного состояния к другому, аналогичных рассмотренному выше, так и в динамическом процессе погружения группы на всем интервале изменения ее положения в активной зоне без передачи группового движения.

Для динамического процесса погружения регулирующей группы с ВКВ на НКВ изменение реактивности определяется зависимостью (4.21), где $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}$ характеризует весь процесс погружения, а температура топлива может быть определена описанным выше способом. В рассматриваемом процессе $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$ определяется формулой

$$\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) = \Delta\rho(t) - \alpha_1 (T_U(t) - T_U(0)) - \alpha_2 (T_B(t) - T_B(0)) - (\partial\rho/\partial P_1) (P_1(t) - P_1(0)). \quad (4.31)$$

Здесь $T_U(0)$, $T_B(0)$, $P_1(0)$ – соответственно значения температуры топлива, температуры теплоносителя в реакторе и давления в первом контуре в начале процесса.

Зная из предыдущих экспериментов коэффициенты реактивности и зависимости всех функций правой части от времени, можно найти $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$. Поскольку группа погружается в зону с постоянной скоростью (2 см/с) можно перейти от зависимости $\Delta\rho(t)$ к зависимости $\Delta\rho(H)$ и тем самым построить интегральную характеристику группы. Далее, аппроксимировав полученную зависимость аналитической функцией, можно найти и дифференциальную характеристику группы.

Приведём пример по реализации этой методики. Эксперимент проводился на номинальном уровне мощности. Предварительно при включенном АРМ в теплоноситель вводилась борная кислота в таком количестве, что регулятор компенсировал вводимую при этом отрицательную реактивность извлечением регулирующей группы ОР СУЗ вплоть до ВКВ. После стабилизации параметров АРМ отключался, и проводилось погружение 10-й группы с рабочей скоростью до НКВ без передачи группового движения, которая предварительно блокировалась. Графические зависимости, полученные на аналитическом тренажере в ходе данного эксперимента, приведены на рисунке 4.13. На рисунке 4.14 расчетная зависимость изменения температуры топлива от времени для этого эксперимента.

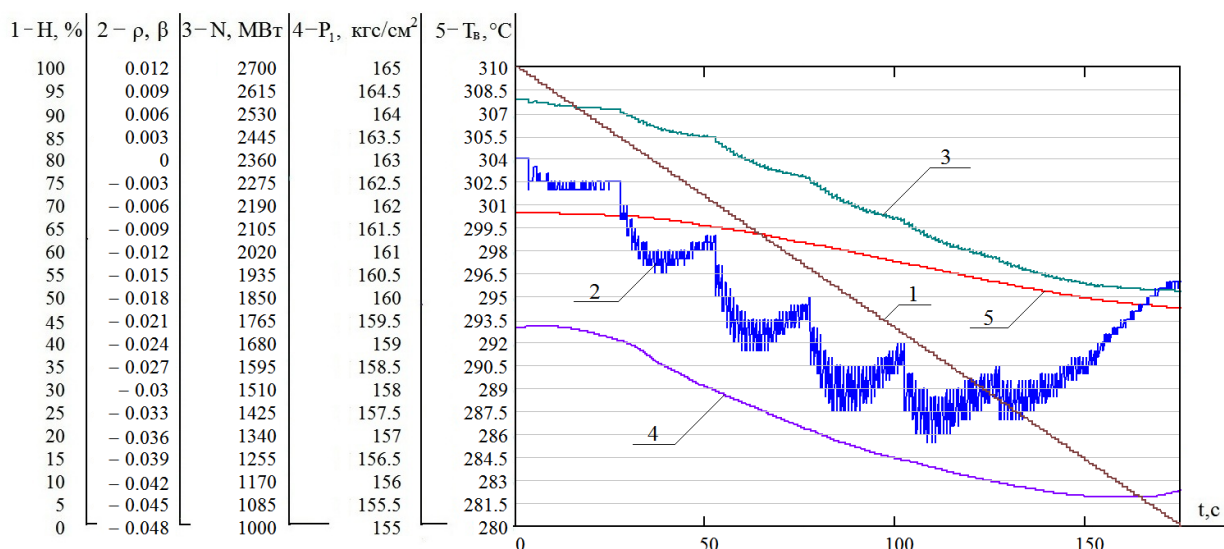


Рисунок 4.13. Графики, полученные на аналитическом тренажере при погружении 10-й группы с целью определения её эффективности:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность;
4 – давление в первом контуре; 5 – температура теплоносителя

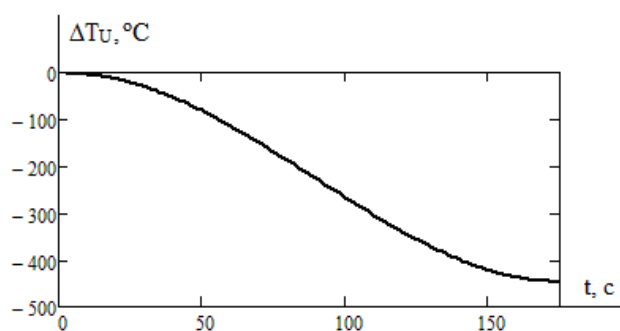


Рисунок 4.14. Зависимость изменения температуры топлива от времени в переходном процессе, приведенном на рисунке 4.13

На рисунках 4.15–4.18 представлены результаты обработки проведенных экспериментов: соответственно зависимость эффективности группы от глубины погружения в зону $H_{\text{погр}}$, отсчитанной от ВКВ, определенная на её основе интегральная характеристика и интегральная характеристика, аппроксимированная полиномиальной зависимостью, а также дифференциальная характеристика группы.

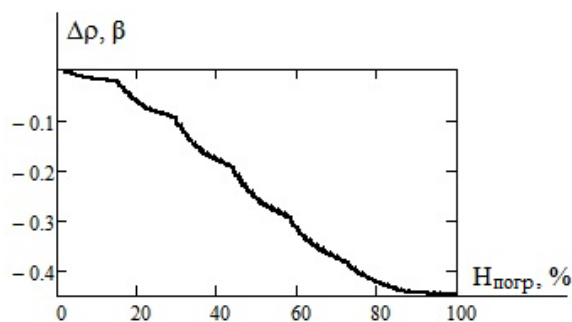


Рисунок 4.15. Зависимость эффективности 10-й группы ОР СУЗ от глубины её погружения в зону

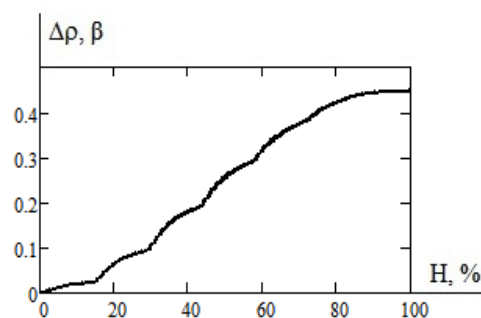


Рисунок 4.16. Интегральная характеристика 10-й группы ОР СУЗ

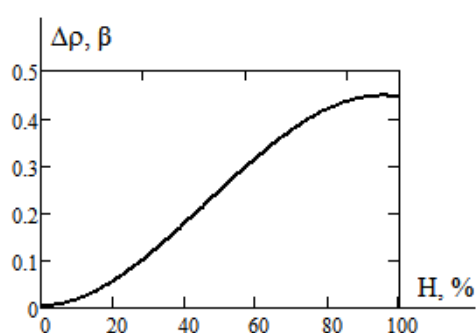


Рисунок 4.17. Интегральная характеристика 10-й группы ОР СУЗ (аппроксимированная полиномиальной зависимостью)

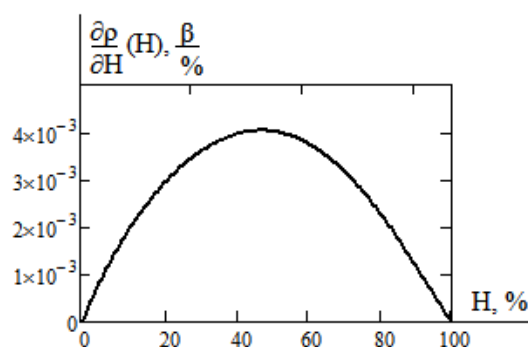


Рисунок 4.18. Дифференциальная характеристика 10-й группы ОР СУЗ

Результаты расчетов согласуются с результатами, полученными по адаптированной к тренажеру стандартной методике, а также с полной эффективностью группы, определенной при её сбросе в зону.

4.4. Сравнение результатов моделирования переходных процессов на аналитическом тренажере с результатами точечной модели

Найденные экспериментально характеристики имитируемой тренажером активной зоны могут быть использованы при математическом моделировании различных переходных процессов, причем результаты моделирования могут быть сопоставлены с результатами, полученными на тренажере.

Поскольку в основе описанного в главе 2 программного комплекса лежит модель точечной динамики, то необходимо ясно понимать степень ее адекватности реальному реактору и ее роль в иерархии математических моделей.

В качестве эталона будем рассматривать пространственную математическую модель аналитического тренажера, основанную на двухгрупповом диффузионном приближении [113]. Это математическая модель разработана на базе программы HEXANS для решения нестационарных уравнений баланса нейтронов в гексагональной геометрии. Активная зона разбита на ячейки с одной точкой в плане и десятью точками по высоте каждой из кассет. Используется предварительно подготовленная с помощью программы GETERA библиотека двухгрупповых диффузионных нейтронно-физических констант для реактора ВВЭР. Диффузионные константы пересчитываются в каждой ячейке на каждом расчетном шаге 4 раза в секунду. Для ТВС учитывается зависимость нейтронных свойств от температуры и плотности теплоносителя, температуры топлива, концентрации бора, ксенона и самария. Для аварийно-регулирующих кассет учитывается глубина погружения поглотителя и теплофизические свойства шести окружающих кассет. Зависимость двухгрупповых диффузионных констант от параметров активной зоны охватывает весь диапазон состояний реактора при работе в нормальных и аварийных режимах. Конечно-разностные уравнения решаются методом последовательной верхней релаксации с фиксированным числом внешних и внутренних итераций. Моделирование в реальном масштабе времени накладывает жесткие ограничения по времени счета. Поэтому для решения двухгрупповых нестационарных уравнений диффузии используется метод улучшенной квазистатики, обладающий достаточной точностью и быстродействием. Распределение нейтронов представляется в виде форм-функции и амплитуды, уравнения для которых получены с минимальными упрощениями. В отличие от метода адиабатического приближения точно учитывается пространственное распределение источников запаздывающих нейтронов и производная по времени для мгновенных нейтронов.

Описанная математическая модель, как и другие модели высокого уровня, является расчетной, т.е. все характеристики топливной загрузки находятся на основе расчета. Верификация расчетных характеристик производится на основе натурных нейтронно-физических реакторных измерений, которые в свою очередь

базируются на математической модели точечной динамики, т.е. модели более низкого уровня. В этом заключается необычность сложившейся ситуации. С одной стороны модель точечной динамики (модель низкого уровня описания) является частным предельным случаем моделей более высокого уровня описания, а с другой стороны используется при верификации высокоуровневых моделей. Поэтому модель точечной динамики играет весьма важную роль и оценка ее точности представляет значительный интерес.

Точечная математическая модель динамики реактора в энергетических режимах (2.1)–(2.5), описанная в параграфе 2.1, требует при реализации численных экспериментов задания значений температурных коэффициентов реактивности по топливу и теплоносителю. Для оценки результатов независимого компьютерного моделирования в рамках точечной модели на основе результатов исследования динамики переходных процессов, полученных на тренажере, необходимо в расчеты ввести значения коэффициентов реактивности, определенных для аналитического тренажера.

Один и тот же переходный процесс может быть реализован как на аналитическом тренажере, так и в рамках численного эксперимента, а результаты подлежат сравнению. В качестве примера рассмотрим ввод отрицательной реактивности погружением десятой группы ОР СУЗ. На рисунке 4.19 представлены полученные в ходе моделирования на тренажере погружения стержней 10-й группы в диапазоне высот от 62 % до 44 % зависимости от времени положения стержней, реактивности, мощности и температур теплоносителя на входе в реактор и на выходе из него.

При этом в расчетах помимо использования коэффициентов реактивности, определенных для тренажера, вводимая стержнями отрицательная реактивность задавалась с учетом полученной для него на данном уровне мощности интегральной характеристикой группы. На рисунке 4.20 представлена зависимость вводимой реактивности $\delta\rho(t)$ в единицах β при погружении стержней в таком же диапазоне высот, как это было сделано на аналитическом тренажере. Вводимая ОР СУЗ реактивность определялась в соответствии с полученной в

пункте 4.1.1 интегральной характеристикой 10-й группы ОР СУЗ на номинальном уровне мощности. Здесь начальное положение стержней для состояния номинального уровня мощности на аналитическом тренажере соответствует нулю вводимой реактивности.

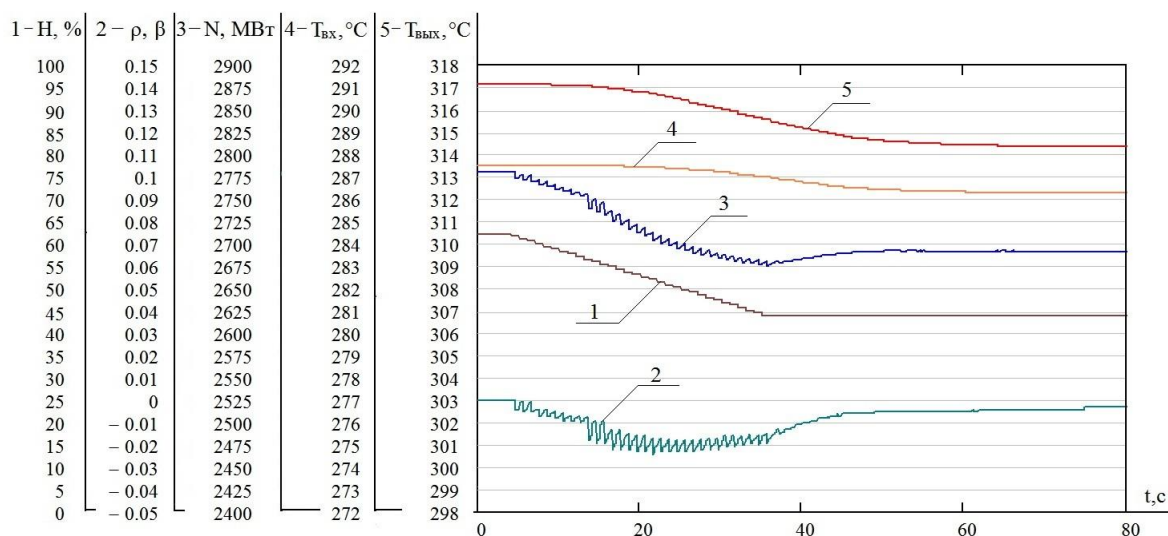


Рисунок 4.19. Графики, полученные на аналитическом тренажере при погружении 10-й группы ОР СУЗ:

1 – положение 10-й группы ОР СУЗ; 2 – реактивность; 3 – нейтронная мощность; 4 – температура теплоносителя на входе в реактор; 5 – температура теплоносителя на выходе из реактора

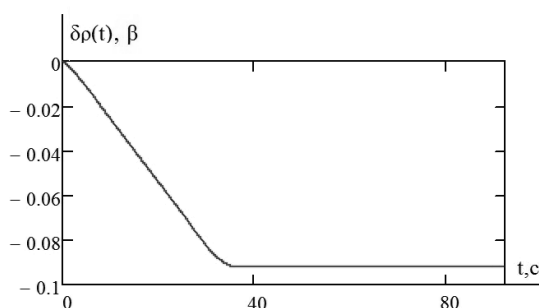


Рисунок 4.20. Зависимость вводимой при погружении стержней реактивности от времени

Температура теплоносителя на входе в реактор в рассмотренных ранее численных экспериментах принималась постоянной, однако в данном случае температура на входе в реактор задавалась на основе данных, полученных на аналитическом тренажере. Для удобства расчета зависимость температуры на входе реактора от времени представлена аналитически в виде:

$$T_{\text{вх}} = m_1 + \frac{m_2}{1 + e^{m_3 + m_4 t}}, \quad (4.32)$$

где коэффициенты m_1 – m_4 определены на основе регрессионного анализа по методу наименьших квадратов.

Графически полученная зависимость показана на рисунке 4.21.

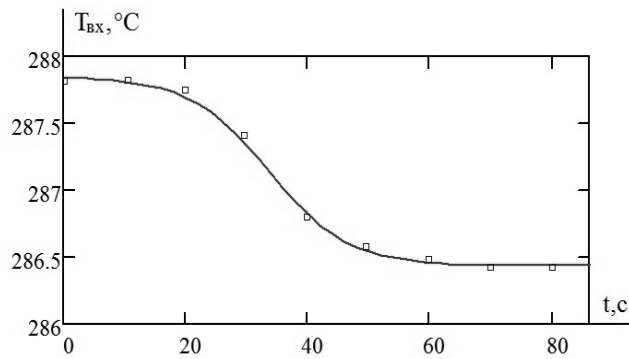


Рисунок 4.21. Аппроксимация зависимости температуры теплоносителя на входе в реактор при погружении 10-й группы ОР СУЗ (точками обозначены экспериментальные данные, полученные на аналитическом тренажере, сплошной линией – аппроксимированная кривая)

Для моделируемого переходного процесса $\delta\rho(t)$, $T_{\text{вх}}(t)$ – заданные функции времени, а начальные условия имеют следующий вид:

$$\text{при } t = 0: N = N_0, N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}, T_U = T_U(0), T_B = T_B(0). \quad (4.33)$$

Аналогично тому, как это было сделано в параграфе 2.1, система дифференциальных уравнений (2.1)–(2.5) была приведена к безразмерному виду, а критерии подобия задачи выражены через типичные для реактора ВВЭР-1000 количественные характеристики. Численное решение системы выполнено в среде Mathcad на основе алгоритма интегрирования жестких дифференциальных уравнений «Radau» [77]. При этом в расчетах были приняты $N_0 = 2,75 \cdot 10^9$ Вт, $\tau = 10^{-3}$ с, β_j и λ_j в соответствии с таблицей 2.1.

На рисунках 4.22 и 4.23 приведено сравнение полученных в численном эксперименте зависимостей и данных, полученных на тренажере, для реактивности и нейтронной мощности соответственно.

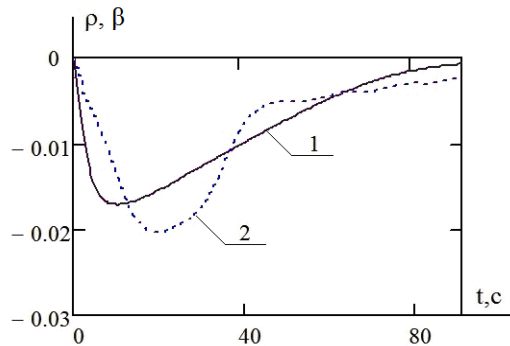


Рисунок 4.22. Зависимость реактивности от времени при погружении 10-й группы ОР СУЗ:

1 – полученная в численном эксперименте;
2 – полученная на аналитическом тренажере

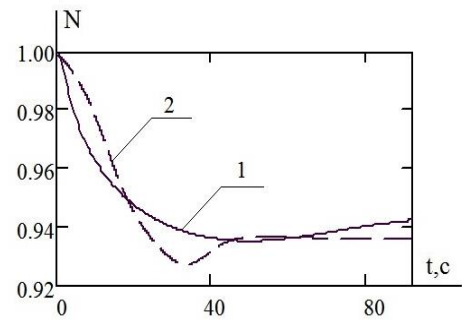


Рисунок 4.23. Зависимость нейтронной мощности в безразмерном виде от времени при погружении 10-й группы ОР СУЗ:

1 – полученная в численном эксперименте;
2 – полученная на аналитическом тренажере

Сравнение результатов численных экспериментов, выполненных на разных уровнях мощности, отражает уровень соответствия результатов моделирования на основе точечной динамики, результатам, полученным на тренажере.

Выводы по главе 4

1. Методики обработки реакторных измерений адаптированы и уточнены для аналитического тренажера, и на их основе разработаны программы компьютерной обработки результатов моделирования экспериментов.

2. Выполнена обработка моделирования эксперименты по определению нейтронно-физических характеристик на полномасштабном тренажере блока №3 Калининской АЭС. Результаты, полученные с помощью разработанных компьютерных программ, согласуются с данными альбома нейтронно-физических характеристик.

3. В рамках точечной модели динамики реактора разработаны и реализованы новые методики определения нейтронно-физических характеристик моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки, касающиеся определения барометрического и температурных по топливу и теплоносителю коэффициентов реактивности, а также построения интегральной и дифференциальной характеристик групп органов регулирования. Полученные на их основе результаты согласуются с результатами стандартных методик.

4. Полученные нейтронно-физические характеристики моделируемой аналитическим тренажером топливной загрузки использованы для расчета реакторных переходных процессов в рамках точечной модели, проведено сравнение результатов численных экспериментов с имитационным моделированием соответствующих процессов на тренажере, установлено качественное согласование результатов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. В рамках поставленных задач обоснована и уточнена математическая модель динамики реактора. Методом интегральных соотношений аналитически решена задача расчета температурного поля теплоносителя и установлена связь между средней температурой теплоносителя и температурами на входе и выходе из реактора. Переходом к безразмерным переменным сформулированы критерии подобия задачи, позволяющие рассматривать все подобные топливные загрузки, обсуждена и численно обоснована гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений.

2. Разработан комплекс проблемно-ориентированных компьютерных программ и выполнены численные эксперименты по моделированию влияющих на безопасность переходных процессов, в том числе: пуска холодного реактора, отравления реактора ксеноном, нарушений в работе механической СУЗ, возможности самозапуска реактора при аварийном расхолаживании первого контура. Разработанный программный комплекс дает возможность продолжить моделирование по различным направлениям с расширением моделируемых процессов.

3. Предложена математическая модель аксиальных ксеноновых колебаний, позволяющая в отличие от принятых подходов, основанных от теории возмущений, исследовать ксеноновую устойчивость реактора в условиях нелинейной задачи. Методом численных экспериментов построена область ксеноновой устойчивости реактора в координатах температурные коэффициенты реактивности – мощность реактора.

4. Для аналитического тренажера энергоблока с реактором ВВЭР-1000 на основе адаптации к аналитическому тренажеру руководящих документов и действующих инструкций по эксплуатации разработано методическое обеспечение для имитационного моделирования операций по пуску и останову энергоблока, действия основных защит и блокировок первого контура при имитации нарушений нормальных условий эксплуатации и нейтронно-

физических реакторных измерений. Разработаны компьютерные программы обработки результатов моделирования реакторных измерений, которые апробированы как на аналитическом тренажере, так и на ПМТ блока №3 Калининской АЭС.

5. На основе анализа обращенных решений уравнений динамики реактора предложен новый подход, разработаны и реализованы новые методики нейтронно-физических реакторных измерений для аналитического тренажера, касающиеся определения барометрического и температурных по топливу и теплоносителю коэффициентов реактивности, а также построения интегральной и дифференциальной характеристик групп органов регулирования. В отличие от принятых методик в основу положен анализ динамического процесса, в ходе которого компенсация вводимой поглотителями реактивности осуществляется температурными эффектами реактивности. Полученные результаты согласуются с результатами стандартных методик.

6. Результаты работы внедрены в Учебно-тренировочном подразделении Калининской АЭС (приложение 3), что позволило повысить эффективность подготовки оперативного персонала станции, при подготовке специалистов в ИГЭУ (приложение 4), результатом чего стало сокращение сроков адаптации выпускников на рабочих местах на АЭС, а также при обучении и аттестации персонала АО «Атомтехэнерго» (приложение 5). По результатам исследований опубликовано 56 печатных работ (приложение 6).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. The International Nuclear and Radiological Event Scale: User's Manual. – Vienna, Austria: IAEA, 2008.
2. Безопасность российских АЭС // Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»: [офиц. сайт]. URL: http://www.rosatom.ru/aboutcorporation/nuclearindustry/npp_safety/.
3. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». Отчет по безопасности – М.: Изд-во «Комтехпринт», 2013. – 72 с.
4. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». Отчет по безопасности – М.: Изд-во ООО «Алиса-Медиа», 2014. – 92 с.
5. Годовой отчет ОАО Концерн Росэнергоатом за 2014 год [Электронный ресурс] // АО «Концерн Росэнергоатом»: [офиц. сайт]. URL: http://www.rosenergoatom.ru/resources/b174c1804978f1ff883c9dbe494a24ef/rae_ar2014_web_rus.pdf.
6. Годовой отчет АО Концерн Росэнергоатом за 2015 год [Электронный ресурс] // АО «Концерн Росэнергоатом»: [офиц. сайт]. URL: http://www.rosenergoatom.ru/resources/cd4d37004d4cab5ca0faa16b99a98da8/Rea_2015_Report_RUS.pdf
7. РД ЭО 1.1.2.09.0095-2010. Методические указания по анализу причин событий, значимых для безопасности и надежности, пожаров, несчастных случаев, повреждений зданий и сооружений на атомных станциях. – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2010.
8. IAEA-TECDOC-632. ASSET guidelines: reference material. – Vienna, Austria : IAEA, 1991.
9. NPO 90-004. Анализ коренных причин. – Институт по эксплуатации атомных электростанций США, 1990.
10. Небылицын В.Д. К изучению надежности работы человека-оператора в автоматизированных системах // Вопросы психологии. – 1961. – №6.

11. Гощицкий Ю.Л., Периков Ю.А., Рулев А.В., Гощицкая Н.Г. Надежность оператора и эффективность системы // Изв. Ленингр электрот. ин-та. – 1966. – Вып.56, ч.2. – С. 151–155.
12. Никифоров Г.С. Системный анализ проблемы надежности человека - оператора // Вестник ЛГУ. – Л., 1975. – С. 134–135.
13. Фрумкин А.А. Аналитический метод оценки надежности деятельности операторов // Труды ВНИИ техн. эстетики. – 1981. – N21. – С. 109–125.
14. Семик Т.М., Кочевых В.И. Метод оценки качества деятельности человека-оператора / Мат. моделирование в биологии медицинские информационные системы. – Киев, Наук, думка, 1983. – С. 93–98.
15. Щебланов В.Ю., Бобров А.Ф., Соколов С.Н.. Количественная оценка надежности человеческого фактора в системах «человек-машина - внешняя среда» / В сб. Функциональное состояние человека и методы его исследования. – Москва, Наука, 1992. – С. 22–31.
16. Анохин А.Н. Анализ деятельности оператора: модели и методы. – Обнинск: ИАТЭ, 1992. – 88 с.
17. Плешакова Н.В., Анохин А.Н. Анализ ошибок, допускаемых операторами БЩУ АЭС при использовании эксплуатационных процедур // Известия вузов: ядерная энергетика, 2012. – №4. – С. 45–57.
18. Острейковский В.А. Теория надежности. – М.: Высш. шк., 2003. – 463 с.
19. Чачко С.А. Предотвращение ошибок операторов на АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1992.
20. NEA (2004). Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance. – Paris: OECD, 2004. – 24 p.
21. Букринский А.М., Полетаев Г. Н., Сидоренко В. А. Конференция МАГАТЭ по современным проблемам безопасности АЭС. // Атомная энергия. – Т. 50, вып. 4. – 1981.
22. Букринский А.М. Кадры решают все [Электронный ресурс] // Информационное агентство «ПРОАтом» 22/03/2011. URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=2893>.

23. Инструкторские компетенции по специализации «Подготовка оперативного персонала АС»: Методическое пособие. – Обнинск: Негосударственное образовательное учреждение центральный институт повышения квалификации, 2013.
24. Анохин А.Н. Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001. – 344 с.
25. Буланов А. 3D на АЭС. // Журнал «Росэнергоатом». – 2012. – № 4. – С. 28–35.
26. Эксплуатация АЭС: Учебник для вузов. – СПб.: Энергоатомиздат, Санкт-Петербургское отделение, 1994. – 384 с.
27. Шестой Национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности, за период с мая 2010 г. по июль 2013 г. [Электронный ресурс]. URL: http://www.rosatom.ru/resources/aa4644004524f019a670b77680b11dae/cns_rf_nr_6_rus.pdf.
28. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года. // Прил. к обществ.-дел. журн. «Энергетическая политика». – М.: ГУ ИЭС, 2010. – 184 с.
29. Атомные электростанции России // АО «Концерн Росэнергоатом»: [офиц. сайт]. URL: http://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/russian_nuclear/
30. История развития реакторов ВВЭР: тематический бюллетень. – Удомля: Калининская АЭС, 2012. – 24 с.
31. Мельников А., Выволокин Д.. Качественная эксплуатация – залог безопасности. // Журнал «Росэнергоатом». – 2012. – № 4. – С. 18–25.
32. Янев Я., Косилов А.Н., Саиди М., Робертс Д. МАГАТЭ: ключевые проблемы и передовые подходы в ядерном образовании [Электронный ресурс] // «Безопасность Окружающей Среды» №2-2010: Ядерное образование и обучение. URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2012/07/06/34633>
33. Крючков Э.Ф. Ядерное образование и обучение в России [Электронный ресурс]. // «Безопасность Окружающей Среды» №2-2010: Ядерное образование и обучение. URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2012/07/23/35002>

34. Здрайковский В.Д. Система подготовки персонала в ОАО «Концерн Энергоатом» // XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров - 2009»: Тезисы докладов (29 сентября – 2 октября 2009 г.) в 2 т. Т.1. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – С. 173–175.

35. Южаков А.Ю. Тренажеры для оперативного персонала АЭС [Электронный ресурс] // Безопасность Окружающей Среды, №2-2010: Ядерное образование и обучение URL: <http://www.atomic-energy.ru/environmental-safety/12336>.

36. НП-003-97 (ПНАЭ Г-5-40-97) Требования к полномасштабным тренажерам для подготовки операторов блочного пункта управления атомной станции. – М.: Госатомнадзор России, 1997.

37. СТО 1.1.1.01.004.0680-2006. Технические средства обучения: стандарт организации. – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2006.

38. Немытов, В. Петрушин. Технические средства подготовки оперативного персонала. // Росэнергоатом. – №6. – 2004.

39. Артамкин В.Н. Инженерные тренажеры. // Атомная техника за рубежом. – №6. – 1987. – С. 14.

40. Емельяненко В.Ю., Чувильчиков М.С. Технология моделирования атомных электростанций. // ВАНТ, серия Физика ядерных реакторов. – Вып.2, 1999. – С. 70.

41. Батурин Д.М., Страшных В.П., Выговский С.Б. Моделирование динамических процессов в РБМК средствами полномасштабного тренажера. // «Атомная энергия». – Т. 87, вып. 3, 1999. – С. 189–194.

42. Малкин Д.С., Данилов В.А., Зенков А.Д., Масанов А.О., Ракитин И.Д., Янушевич Д.И. Виртуальный энергоблок и технологии компьютерного моделирования. // ВАНТ, серия Физика ядерных реакторов. – Вып. 3, 2002. – С. 72.

43. Жукавин А.П., Айзатулин А.И. Проблемы и пути их решения при изготовлении тренажеров проектируемых АЭС (Тяньвань – КНР, Куданкулам – Индия) // Пятая Международная Научно-техническая конференция

«Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Программа и тезисы докладов. Москва, 19-21 апреля 2006 г. – С. 150–151.

44. Федоров И. Учебные пособия для ответственной работы// Журнал РЭА. – №5, 2015. – С. 13–20.

45. Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций [офиц. сайт]. URL: <http://www.vniiaes.ru>.

46. Экспериментальное научно-исследовательское и конструкторское объединение «Тренажерные системы обучения» [офиц. сайт]. URL: <http://www.eniko.ru/>.

47. Дженерал Энерджи Технолоджиз [офиц. сайт]. URL: <http://get-msk.ru/>.

48. ЭНИМЦ «Моделирующие Системы» [офиц. сайт]. URL: <http://www.ssl.obninsk.ru/>.

49. Western Services Corporation [офиц. сайт]. URL: <http://www.ws-corp.com>

50. Приказ № 9/1465-П «О введении в действие программ подготовки на должность». – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2015.

51. СТО 1.1.2.25.0549-2010. Учебно-методические материалы для подготовки на должность и поддержания квалификации персонала атомных станций Основные требования. – М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2010.

52. Казанцева И. Тренажер для первенца // Журнал РЭА. – №5. – 2015. – С. 21–25.

53. Практические основы разработки и обоснования технических характеристик и безопасности эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2015. – 480 с.

54. Инструкторские компетенции по специализации «Подготовка оперативного персонала АС. Тренажерное обучение»: Тематический бюллетень. – Удомля: Калининская АЭС, 2012.

55. СТО 1.1.1.01.004.0484-2008. Подготовка на должность и поддержание квалификации инструкторов по подготовке персонала атомных станций. Основные требования. – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2008.

56. Рыбалко В.В. Математическое моделирование процессов в объектах энергетики. – СПб.: ГОУВПО СПбГТУРП., 2008. – 46 с.
57. Наумов В.И., Смирнов В.Е. Моделирование нестационарных и аварийных процессов в ядерных энергетических установках: Лабораторный практикум. – М.: МИФИ, 2007. – 104 с.
58. Кряквин Л.В. Сборник программ для расчета кинетики и динамики ядерного реактора. ВНИИАЭС. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.exponenta.ru/educat/systemat/kryakvin/index.asp>
59. Козлов О.С., Кондаков Д.Е. и др. Программный комплекс Моделирование в технических устройствах (ПК МВТУ) / Методические указания по использованию программного комплекса. – М.: МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2005. – 45 с.
60. Семенов В.К., Вольман М.А., Журавлева В.С. Опыт применения компьютерных технологий в вузовской подготовке будущих специалистов для АЭС по программе «вуз-предприятие» // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – №2. – 2015. – С. 88–95.
61. Кудряков Н.Н. Моделирование динамики ядерного реактора в среде MathCad как учебная задача // Доклады БГУИР. – №2(88), 2015. – С. 206–210.
62. Кудряков Н.Н. Опыт постановки учебных задач по математическому моделированию динамики ЯЭУ // Безопасность АЭС и подготовка кадров. X Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 1-4 октября 2007 г.). Часть 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 61–62.
63. Тихоненко А.В. Компьютерные математические и визуальные технологии в организации учебного процесса специалистов ядерно-физического профиля // XIII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск: ИАТЭ, 2013 – С. 216–219.
64. Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Канышев М.Ю. Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала // Известия вузов. Ядерная энергетика. – №2. – 2008. – С. 99–106.

65. Дугинов О.Б., Левченко А.В., Самохин Д.С. SSL DYNCO LAB SYSTEM – Готовые решения в области обучающих тренажерных систем // XIII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск: ИАТЭ, 2013 – С. 195–198.

66. Чернов Е.В., Выговский С.Б., Макаун Д.И., Ямный В.Е., Применение компьютерных тренажеров в подготовке специалистов для ядерной энергетики // Энергетическая Стратегия. – №5(17), 2010. – С.58–60.

67. Чернаков В.А., Осадчий М.А. Особенности современных моделирующих комплексов сложных технологических объектов (на примере анализатора режимов АЭС с ВВЭР). «Приборы». – № 7. – 2002. – С. 12.

68. Лощаков И.И., Мазурик К.М., Ромахова Г.А., Шаргин Г.П. Применение тренажера ARPOS для обучения технологическим процессам на АЭС // Безопасность АЭС и подготовка кадров. X Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 1-4 октября 2007 г.). Часть 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С 56–57.

69. Лощаков И.И., Мазурик К.М., Ромахова Г.А., Шаргин Г.П. Компьютерный тренажер «АЭС с РБМК-1000» // Безопасность АЭС и подготовка кадров. X Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 1-4 октября 2007 г.). Часть 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 57–58.

70. Росляков М.В., Титов Г.П., Щеклеин С.Е., Айзатулин А.И., Селезнев Е.Ф., Федоров И.П. Опыт внедрения тренажера оперативного моделирования аварийных ситуаций «ТОМАС-1А» в учебно-методический процесс кафедры «Атомная энергетика» УГТУ-УПИ. // «Перспективные энергетические технологии. Экология. Экономика, безопасность и подготовка кадров». Сборник научных трудов. – Екатеринбург, 2006. – С. 150.

71. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Мир, 2001. – 301 с.

72. РД ЭО 0151-2004. Методики расчета нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 / Концерн «Росэнергоатом». – М., 2005. – 101 с.

73. Тихоненко А.В. Системы символьной математики как технологические и математические инструменты инновационного учебного процесса // Совр. инф. технологии и ИТ-образование. Сб. избр. тр. VII Межд. научно-практ. конф. – М.: ИНТУИТ.РУ, 2012. – С. 800–809.

74. Крюкова Т.Б., Вольман М.А., Баранец В.Э. Психологическое обеспечение тренажерной подготовки студентов специальности 141403.65 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг» // Внутривузовские инновационные образовательные проекты (работы) в 2014 г.: сб. отчетов / Иван. гос. энерг. ун-т. – Иваново, 2015. – С. 78–83.

75. Свидетельство № 2014618789. Программный комплекс симуляции переходных процессов в ядерных реакторах: свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ / В.К. Семенов, М.А. Вольман; Иванов. гос. энерг. ун-т. – № 2014616344; заявл. 02.07.2014; зарегестр. 28.08.2014.

76. Семенов В.К., Вольман М.А. Кинетика ядерных реакторов (теория, математическое и имитационное моделирование): Учеб. пособие. – Иваново: Б.и., 2015. – 272 с.

77. Кирьянов Д.В. Mathcad 13 в подлиннике. – СПб.: БХВ – Петербург, 2005. – 608 с.

78. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 456 с.

79. Семенов В.К., Вольман М.А. Обоснование математической модели теплообмена для реактора с сосредоточенными параметрами // Глобальная ядерная безопасность. – №4(17). – 2015. – С. 35–42.

80. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 2. Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы / Под общей редакцией П.Л. Кириллова / Кириллов П.Л., Жуков А.В., Логинов Н.И., Махин В.М., Пиоро И.Л., Юрьев Ю.С. – М.: ИздАт, 2013. – 688 с.

81. Шлихтинг. Теория пограничного слоя. – М.: Наука, 1974.

82. Семёнов В.К., Вольман М.А. Математическое моделирование теплофизических процессов в системе реактор-парогенератор // Вестник

Ивановского государственного энергетического университета. – № 1. – 2013. – С. 5–8.

83. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов Учебное пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алхутов; Под ред. Г.А. Батя. – М.: Энергоиздат, 1982. – 511 с.

84. Крючков В.П. Реакторная физика для персонала АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК: учебное пособие для персонала АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 2006. – 195 с.

85. Казанский Ю.А., Слекеничс Я.В. Кинетика ядерных реакторов. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику: Учебное пособие. – М: МИФИ, 2012. – 300 с.

86. Пономаренко Г.Л. Быков М.А. Мохов В.А. Васильченко И.Н. Беркович В.Я. Щекин И.Г. Анализ наиболее значимых реактивностных аварий при модернизации РУ ВВЭР-1000 // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР. Материалы конференции, ОКБ «Гидропресс», 26-29 мая 2009 г. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/disc/autorun/article59-ru.htm>

87. Пономаренко Г.Л. Демехин А.П. Влияние неопределённостей значимых исходных данных на показатели безопасности в реактивностных авариях ВВЭР-1000 // Научно-техническая конференция молодых специалистов. Материалы конференции, ОКБ «Гидропресс», 21-22 марта 2009 г. URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms2012/autorun/article6-ru.htm>

88. Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001. – 341 с.

89. Дементьев, Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б.А. Дементьев. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

90. АЛЬБОМ. Нейтронно-физические характеристики 22 топливной загрузки 2 блока Калининской АЭС. – Удомля: Калининская АЭС, 2009.

91. Байбаков В.Д., Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д. Коды для расчета ядерных реакторов. – М.: Изд-во МЭИ, 2003. – 163 с.

92. Рябов Н.А., Семенов А.А. Исследование точечной модели ксеноновых колебаний // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2006. – №2. – С. 66–73.
93. Загребаев А.М., Насонова В.А. О пороге ксеноновых колебаний при неоднородной по высоте загрузке реактора // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2011. – №4. – С. 5–12.
94. Загребаев А.М., Насонова В.А. Вероятностные характеристики плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С. 71–78.
95. Крайнов Ю.А., Духовенский А.С., Астахов С.А. Обзор экспериментов исследования аксиальных ксеноновых колебаний в активной зоне реактора ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – Вып 1., 1987. – С. 36–37.
96. Семёнов В.К., Вольман М.А. К вопросу о ксеноновых колебаниях в ядерном реакторе // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – № 2, 2015. – С. 15–20.
97. Вольман М.А. Пуск и останов энергоблока ВВЭР-1000: методические материалы для проведения лабораторного практикума. – Иваново: Б.и., 2014. – 60 с.
98. Семенов В.К., Вольман М.А. Нейтронно-физические реакторные измерения: лабораторный практикум. – Иваново: Б.и., 2015. – 88 с
99. Типовой технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 (В-320): ТРВ-1000-4 / ВНИИАЭС. – М., 1998 – 328 с.
100. Безопасность Атомных станций: справочно-информационный материал. – М.: Росэнергоатом, 1994. – 256 с.
101. ПР.1.27.03 А. Эксплуатационный перечень технологических защит и блокировок реакторного отделения блока №1 Ростовской АЭС.
102. Учебно-информационные материалы по реакторному отделению ВоАЭС (Блок 1) / Волгодонская АЭС – Инжиниринговая компания «ЭНИКО МИФИ», 2002.

103. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 272 с.
104. Аборина И.Н. Физические исследования реакторов ВВЭР. – М.: Атомиздат, 1978. – 120 с.
105. Валенте Ф. Практическое руководство по экспериментальной физике реакторов. – М.: Атомиздат, 1965. – 328 с.
106. Глесстон С., Эдлунд М. Основы теории ядерных реакторов. – М.: Изд-во иностр. лит., 1954. – 460 с.
107. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89 (ПНАЭ Г-01-024-90). – М.: Госатомнадзор СССР, 1991. – 53 с.
<http://www.exponenta.ru/educat/systemat/kryakvin/index.asp>
108. Общие положения обеспечения ядерной безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (НП-001-97). – М.: Госатомнадзор России, 1997. – 41 с.
109. РД ЭО 0150-2004 Типовые программы и методики проведения физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 / Концерн «Росэнергоатом». – М., 2005. – 273 с.
110. АЛЬБОМ. Нейтронно-физические характеристики 25 топливной загрузки 1 блока Калининской АЭС. – Удомля: Калининская АЭС, 2009.
111. АЛЬБОМ. Нейтронно-физические характеристики 7-ой перекомпанованной 3-го блока Балаковской АЭС. – Балаково: Балаковская АЭС, 1997.
112. АЛЬБОМ. Нейтронно-физические характеристики 10 топливной загрузки 3 блока Калининской АЭС. – Удомля: Калининская АЭС, 2016.
113. Моделирование программы нейтронной кинетики. Аналитический тренажер АЭС с реактором ВВЭР // Официальный сайт Western Services Corporation. URL: <https://www.ws-corp.com/wsc08/wsc14/default.asp?PageID=4&PageNavigation=Core-Neutronics#77>.

ПРИЛОЖЕНИЯ

Приложение 1

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2014618789

Программный комплекс симуляции переходных процессов
в ядерных реакторах

Правообладатель: *федеральное государственное бюджетное
образовательное учреждение высшего профессионального
образования «Ивановский государственный энергетический
университет имени В.И. Ленина» (ИГЭУ) (RU)*

Авторы: *Семенов Владимир Константинович (RU),
Вольман Мария Андреевна (RU)*



Заявка № 2014616344

Дата поступления 02 июля 2014 г.

Дата государственной регистрации
в Реестре программ для ЭВМ 28 августа 2014 г.

Врио руководителя Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Л.Л. Кирий

Расчет погрешностей при косвенных измерениях

Измерения бывают прямыми и косвенными. При прямых измерениях измеряемая величина определяется непосредственно при помощи измерительного прибора. Абсолютная погрешность измерений определяется как точностью прибора, так и разбросом этой величины в определяющем ее поведении процессе. Почти все исследования связаны с косвенными измерениями, когда определяемая величина связана с непосредственно измеряемыми величинами функциональной зависимостью.

Пусть связь случайной величины z зависит от наблюдений $x_1 \dots x_N$ по известному закону

$$z = f(x_1, x_2, \dots, x_N).$$

Тогда среднее косвенного измерения a_z определится этим же законом

$$a_z = f(a_1, a_2, \dots, a_N).$$

Зная дисперсии отдельных наблюдений, можно определить дисперсию косвенного измерения

$$\sigma_z^2 = \langle (z - a_z)^2 \rangle.$$

Здесь угловыми скобками обозначен знак усреднения по распределению случайной величины z .

Разложим z в ряд Тейлора, ограничиваясь членами первого порядка

$$z \approx f(a_1, a_2, \dots, a_N) + \frac{\partial f}{\partial x_1}(x_1 - a_1) + \dots + \frac{\partial f}{\partial x_N}(x_N - a_N).$$

Подставляя этот результат в предыдущую формулу, и учитывая, что дисперсия суммы независимых величин равна сумме дисперсий, получим

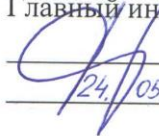
$$\sigma_z^2 = \left(\frac{\partial f}{\partial x_1} \sigma_1 \right)^2 + \dots + \left(\frac{\partial f}{\partial x_N} \sigma_N \right)^2.$$

Отсюда находим абсолютную погрешность измерений

$$\sigma_z = \sqrt{\left(\frac{\partial f}{\partial x_1} \sigma_1 \right)^2 + \dots + \left(\frac{\partial f}{\partial x_N} \sigma_N \right)^2}.$$



Акционерное общество
«Российский концерн по производству электрической
и тепловой энергии на атомных станциях»
(АО «Концерн Росэнергоатом»)
Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»
«Калининская атомная станция»
(Калининская АЭС)

УТВЕРЖДАЮ
Главный инженер

В.А.Сушко
24.05.2016

АКТ ВНЕДРЕНИЯ

результатов диссертационной работы Вольман М.А.

Настоящий акт составлен о том, что в Учебно-тренировочном подразделении Калининской АЭС при обучении и поддержании квалификации персонала атомной станции используются результаты диссертационной работы на соискание ученой степени кандидата технических наук по теме: «Имитационное моделирование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторах ВВЭР-1000», выполненной Вольман Марией Андреевной.

Заместитель главного инженера
по подготовке персонала - начальник УТП



С.Н. Слынёв



МИНОБРАЗОВАНИЯ РОССИИ

федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования
«Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»
(ИГЭУ)

ул. Рабфаковская, 34, г. Иваново, 153003
тел. (4932) 32-72-43, факс (4932) 38-57-01
e-mail: office@ispu.ru <http://igzy.pf> <http://ispu.ru>



«УТВЕРЖДАЮ»

Проректор по учебной работе

А.В. Гусенков

12

2016 г.

Акт

внедрения результатов диссертационной работы Вольман М.А.

Настоящим актом подтверждается, что результаты диссертационной работы Вольман Марии Андреевны «Имитационное моделирование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторах ВВЭР-1000» на соискание ученой степени кандидата технических наук внедрены в учебном процессе в Ивановском государственном энергетическом университете имени В.И. Ленина на кафедре «Атомные электростанции» и в «Научно-образовательном центре высоких технологий в сфере тепловой и атомной энергетики» при подготовке специалистов по направлению «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг», а также использованы в процессе переподготовки специалистов для Белорусской АЭС.

Полученные научно-технические результаты и разработанные методические материалы используются в дисциплинах «Реакторные измерения», «Кинетика ядерных реакторов», «Безопасность ЯЭУ», «Системы и вспомогательное оборудование ЯЭУ». Результаты диссертационной работы отражены автором в следующих учебных изданий: «Пуск и останов энергоблока ВВЭР-1000: методические материалы для проведения лабораторного практикума», «Нейтронно-физические реакторные измерения: лабораторный практикум», «Кинетика ядерных реакторов (теория, математическое и имитационное моделирование): Учебное пособие».

Использование в образовательном процессе разработанных в рамках диссертационной работы программных комплексов и методического обеспечения позволило повысить уровень подготовки студентов по названным дисциплинам и, в соответствии с отзывами работодателей, сократить сроки адаптации выпускников на рабочих местах.

Декан инженерно-физического факультета,
кандидат технических наук, доцент

С.Г. Андрианов

Заведующий кафедрой АЭС,
доктор технических наук, доцент

В.А. Горбунов

Заместитель директора Научно-образовательного
центра высоких технологий в сфере тепловой
и атомной энергетики

С.Н. Захаров



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



№ 31100130

Сертифицировано в соответствии с ISO9001, ISO14001, OHSAS18001

АО «АТОМТЕХЭНЕРГО»

JSC «ATOMTECHENERGO»

ул. Коммунистическая, д.23,
г. Мытищи, Московская обл.,
141011, Россия
Тел: (+7 495) 287 97 00, 581 92 23
Факс: (+7 495) 287 88 19
E-mail: MGP@atech.ru

23, Kommunisticheskaya Str.,
Mytishchi, Moscow Region,
141011, Russia
Ph: (+7 495) 287 97 00, 581 92 23
Fax: (+7 495) 287 88 19
E-mail: MGP@atech.ru

УТВЕРЖДАЮ

И.о. Генерального директора
АО «Атомтехэнерго»



В.П. Дерий

2016 г.

АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы

Вольман Марии Андреевны

Настоящим актом подтверждается, что результаты диссертационной работы на соискание ученой степени кандидата технических наук по теме «Имитационное моделирование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторах ВВЭР-1000», выполненной Вольман Марией Андреевной, используются в АО «Атомтехэнерго» при обучении и аттестации персонала.

Начальник

Управления сопровождения эксплуатации АЭС

А.В. Востриков

Список публикаций по результатам работы

Публикации в изданиях, рекомендованных ВАК РФ:

1. Вольман М.А. Моделирование переходных процессов в реакторе ВВЭР-1000 для предварительной подготовки оперативного персонала // Известия высших учебных заведений. Проблемы энергетики. – №9-10, 2016. – С. 112–118.
2. Семенов В.К., Вольман М.А. Обоснование математической модели теплообмена для реактора с сосредоточенными параметрами // Глобальная ядерная безопасность. – №4(17), 2015. – С. 35–42.
3. Семенов В.К., Вольман М.А., Журавлева В.С. Опыт применения компьютерных технологий в вузовской подготовке будущих специалистов для АЭС по программе «вуз-предприятие» // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – №2, 2015. – С. 88–95.
4. Семёнов В.К., Вольман М.А. К вопросу о ксеноновых колебаниях в ядерном реакторе // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – № 2, 2015. – С. 15–20.
5. Семенов В.К., Вольман М.А., Журавлева В.С. Некоторые аспекты концепции вузовской подготовки оперативного персонала АЭС // Надежность и безопасность энергетики. – №1(28), 2015. – С. 23–27.
6. Семёнов В.К., Вольман М.А. Математическое моделирование теплофизических процессов в системе реактор-парогенератор // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – № 1, 2013. – С. 5–8.

Свидетельства о государственной регистрации программы для ЭВМ:

7. Свидетельство № 2014618789. Программный комплекс симуляции переходных процессов в ядерных реакторах: свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ / В.К. Семенов, М.А. Вольман; Иванов. гос. энерг. ун-т. – № 2014616344; заявл. 02.07.2014; зарегестр. 28.08.2014.

Учебные издания:

8. Вольман М.А. Пуск и останов энергоблока ВВЭР-1000: методические материалы для проведения лабораторного практикума. – Иваново: Б.и., 2014. – 60 с.
9. Семенов В.К., Вольман М.А. Нейтронно-физические реакторные измерения: лабораторный практикум. – Иваново: Б.и., 2015. – 88 с.
10. Семенов В.К., Вольман М.А. Кинетика ядерных реакторов (теория, математическое и имитационное моделирование): Учеб. пособие. – Иваново: Б.и., 2015. – 272 с.

Публикации в других изданиях:

11. Semenov V.K., Volman M.A., Zhuravleva V.S. Experience in using computer technologies for university training of future NPP personnel based on «University-Enterprise» program // Nuclear Energy and Technology. 1 (2015). pp. 135–138.
12. Вольман М.А., Семенов В.К. Компьютерное моделирование и тренажеры-имитаторы в качестве инструментов оптимизации вузовской подготовки оперативного персонала АЭС // Вестник науки Сибири. – №15, 2015.
13. Семенов В.К., Вольман М.А. Численные эксперименты по математическому моделированию кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах // Глобальная ядерная безопасность. – №2–3, 2012. – С. 89–93.
14. Семенов В.К., Вольман М.А., Чусов А.О. Математическое моделирование разгона и глушения реактора на энергетических уровнях мощности // Состояние и перспективы развития электротехнологии: сборник научных трудов международной научно-технической конференции XVI Бенардосовские чтения (Иваново, 1-3 июня 2011 г.). – Иваново 2011. – С. 82–84.
15. Вольман М.А., Чусов А.О. Математическое моделирование разгона и глушения реактора на энергетических уровнях мощности // Труды 54-й научной конференции МФТИ. Проблемы фундаментальных и прикладных естественных и технических наук в современном информационном обществе. Проблемы современной физики. – М.: МФТИ, 2011. – С. 66–67.
16. Вольман М.А., Чусов А.О. Моделирование кинетики реактора // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Сборник материалов Всероссийской студенческой олимпиады, научно-практической конференции и выставки работ студентов, аспирантов и молодых ученых 13-16 декабря 2011 г. – Екатеринбург, 2011. – С. 63–65.
17. Семенов В.К., Вольман М.А., Чусов А.О. Модель кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах // Безопасность АЭС и подготовка кадров. XII Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 4-7 октября 2011 г.). – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. – С. 13–15.
18. Вольман М.А. Численные эксперименты по математическому моделированию кинетики реактора // Энергетика, электропривод, энергосбережение и экономика предприятий, организаций, учреждений: Материалы молодежной межрегиональной научно-практической конференции 24 апреля 2012 г. – Екатеринбург: ФГАОУ ВПО «Рос. гос. проф.-пед. ун-т», 2012. – С. 7–9.

19. Вольман М.А., Семенов В.К. Кинетика реактора как объект математического моделирования // Будущее технической науки: сборник материалов XI Междунар. молодеж. научно-техн. конф.; НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2012. – С. 439.
20. Семенов В.К., Вольман М.А. Реализация математической модели кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах // Информационные технологии в электротехнике и электроэнергетике: материалы 8-й Всерос. науч.-техн. конф. – Чебоксары: Изд-во Чуваш. ун-та, 2012. – С. 57–58.
21. Вольман М.А. Математическая модель реактора в энергетических и аварийных режимах // Региональная научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2012»: Материалы конференции. В 7 т. Т. 2 – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2012. – С. 3-6.
22. Вольман М.А. Изучение кинетики ядерного реактора с применением ее математического моделирования // Всероссийский конкурс научно-исследовательских работ студентов и аспирантов в области информатики и информационных технологий: сб. науч. работ: в 3 т. – Белгород: ИД «Белгород», 2012. – Т. 1. – С. 62–64.
23. Вольман М.А., Семенов В.К. Модель кинетики реактора и ее реализация в энергетических и аварийных режимах // Наука. Технология. Производство: тезисы докладов межвузовской научно-технической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых / редкол.: Евдокимова Н.Г. и др. – Уфа: Изд-во Уфимского государственного технического университета, 2012. – С. 68–70.
24. Вольман М.А., Семенов В.К. Математическая модель кинетики реактора // Прикладная информатика и математическое моделирование: Межвузовский сборник научных трудов. – М.: МГУП имени Ивана Федорова. 2012. – С. 29–33.
25. Вольман М.А., Семенов В.К. Модель кинетики реактора в энергетических и аварийных режимах // Черемшанские чтения: Сборник докладов международной школы-семинара для студентов, аспирантов, молодых ученых и специалистов: В 3-х частях. Ч.1. – Димитровград: ДИТИ НИЯУ МИФИ, 2012. – С. 80-82.
26. Вольман М.А. Реализация численных экспериментов по математическому моделированию кинетики реактора // Материалы IV Международной научно-практической конференции «Достижения молодых ученых в развитии инновационных процессов в экономике, науке, образовании» [Текст] + [Электронный ресурс] / под ред. И.А. Лагерева. – Брянск: БГТУ. 2012. – С. 63–64.
27. Вольман М.А., Чусов А.О. Численные эксперименты по математическому моделированию кинетики реактора // Итоговая конференция конкурса научных работ студентов ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям»: Тезисы докладов. М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – С. 25–26.
28. Вольман М.А. Кинетика ядерного реактора в энергетических и аварийных режимах как объект математического моделирования // Труды 55-й научной конференции МФТИ: Всероссийской научной конференции «Проблемы фундаментальных и прикладных естественных и технических наук в современном информационном обществе», Научной конференции «Современные проблемы фундаментальных и прикладных наук в области физики и астрономии», Всероссийской молодежной научной конференции «Современные проблемы фундаментальных и прикладных наук». Проблемы современной физики. – М.: МФТИ, 2012. – С. 177–178.
29. Вольман М.А., Семенов В.К. Изучение кинетики ядерного реактора с применением математического моделирования // XLI Неделя науки СПбГПУ: материалы международной научно-практической конференции. Ч. III. – СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2012. – С. 118–119.
30. Вольман М.А. Математическое моделирование в качестве инструмента изучения кинетики ядерного реактора // Международная молодежная конференция «Поддержка талантливых детей и молодежи в рамках реализации концепции непрерывного профессионального образования»: сборник материалов. М-во образ. и науки России, Казан. нац. исслед. техн. ун-т. – Казань: КНИТУ, 2012. – С. 155–157.
31. Вольман М.А. Изучение кинетики ядерного реактора с применением ее математического моделирования // Физика: фундаментальные и прикладные исследования, образование: материалы Всероссийской молодежной конференции. – Воронеж: Издательско-полиграфический центр «Научная книга», 2012. – С. 63–65.
32. Вольман М.А. Математическая модель кинетики реактора // Ресурсо-энергосбережение и эколого-энергетическая безопасность промышленных городов: Четвертая Всероссийская научно-практическая конференция, г. Волжский, 25-28 сентября 2012 г.: Сборник материалов конференции. – Волжский: Филиал МЭИ в г. Волжском, 2013. – С. 144–149.
33. Вольман М.А. Верификация реакторных измерений на функциональном аналитическом тренажере реактора ВВЭР-1000 // Восьмая международная научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2013»: Материалы конференции. В 7 т. Т. 2 – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2013. – С. 3–5.
34. Семенов В.К., Вольман М.А. Компьютерная верификация реакторных измерений при их симуляции на функциональном аналитическом тренажере реактора ВВЭР-1000 // Будущее технической науки: сборник материалов XII Междунар. молодеж. научно-техн. конф.; НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2013. – С. 356.

35. Семенов В.К., Вольман М.А. Компьютерная верификация результатов физических экспериментов на функциональном аналитическом тренажере реактора ВВЭР-1000 // Состояние и перспективы развития электротехнологии: сборник научных трудов международной научно-технической конференции XVII Бенардосовские чтения (Иваново, 29-31 мая 2013 г.). – Иваново 2013. – С. 65–66.
36. Вольман М.А., Семенов В.К. Теплофизические процессы в системе реактор-парогенератор энергоблока ВВЭР-1000 в качестве объекта математического моделирования // Труды 56-й научной конференции МФТИ: Всероссийской научной конференции «Актуальные проблемы фундаментальных и прикладных естественных и технических наук в современном информационном обществе», Всероссийской молодежной научно-инновационной конференции «Физико-математические науки: актуальные проблемы и их решения». Проблемы современной физики. – М.: МФТИ, 2013. – С. 144–145.
37. Вольман М.А. Математическое моделирование теплофизических процессов в системе реактор-парогенератор энергоблока с реактором ВВЭР-1000 // Всероссийская школа-семинар студентов, аспирантов и молодых ученых, МЦ «Решма», 4-6 декабря 2013 года: сборник материалов. – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2014. С. 55–59.
38. Вольман М.А. Обучающие программы по нейтронно-физическим измерениям с использованием функционального аналитического тренажера // Радиоэлектроника, электротехника и энергетика: Девятая междунар. науч.-техн. конф. студентов и аспирантов (27-28 февраля 2014 г., Москва): Тез. докл. В 4 т. Т. 4. М.: Издательский дом МЭИ, 2014. – С.8.
39. Вольман М.А. Комплекс обучающих программ и численные эксперименты симуляции технологических процессов блока АЭС с реактором ВВЭР-1000 // Девятая международная научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2014»: Материалы конференции. В 7 т. Т. 2 – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2014. – С. 101–102.
40. Семенов В.К., Вольман М.А. Оптимизация вузовской подготовки оперативного персонала АЭС на основе компьютерного моделирования и тренажеров-имитаторов // Будущее технической науки: сборник материалов XIII Междунар. молодеж. научно-техн. конф.; НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2014. – С. 329.
41. Вольман М.А., Семенов В.К. Оптимизация вузовской подготовки оперативного персонала АЭС на основе компьютерного моделирования и тренажеров-имитаторов // Сборник материалов докладов Национального конгресса по энергетике, 8-12 сентября 2014 г.: в 5 т. Т. 5. – Казань: Казан. гос. энерг. ун-т, 2014. – С. 128–136.
42. Вольман М.А. Интенсификация вузовской подготовки оперативного персонала АЭС на основе компьютерного моделирования и тренажеров-имитаторов // Труды 57-й научной конференции МФТИ: Всероссийской научной конференции с международным участием «Актуальные проблемы фундаментальных и прикладных наук в области физики», Всероссийской молодежной научной конференции с международным участием «Актуальные проблемы фундаментальных и прикладных наук в современном информационном обществе». Проблемы современной физики. – М.: МФТИ, 2014. – С. 156–157.
43. Вольман М.А., Семенов В.К. Оптимизация вузовской подготовки оперативного персонала АЭС на основе компьютерного моделирования и тренажеров-имитаторов // Электроэнергетика глазами молодежи: науч. тр. V междунар. науч.-техн. конф., Т.2., г. Томск, 10-14 ноября 2014 г.. – Томск: Мин-во образования и науки РФ, Томский политехнический университет, 2014. – С. 328–331.
44. Вольман М.А. Интенсификация вузовской подготовки оперативного персонала АЭС на основе использования в учебном процессе компьютерного моделирования и тренажеров-имитаторов // Радиоэлектроника, электротехника и энергетика: Двадцать первая междунар. науч.-техн. конф. студентов и аспирантов.: Тез. докл. В 4 т. Т. 3. М.: Издательский дом МЭИ, 2015. – С. 294–295.
45. Вольман М.А. Комплекс обучающих программ для подготовки оперативного персонала АЭС на основе математического и имитационного моделирования // Материалы докладов X Международной молодежной научной конференции «Тинчуринские чтения» / под общ. ред. ректора КГЭУ Э.Ю. Абдуллазянова. В 3 т.; Т. 3. – Казань: Казан. гос. энерг. ун-т, 2015. – С. 44.
46. Вольман М.А. Нейтронно-физические реакторные измерения на тренажере-имитаторе энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 // Десятая международная научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2015»: Материалы конференции. В 7 т. Т. 2 – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2015. – С. 8–9.
47. Семенов В.К., Вольман М.А. Применение тренажеров-имитаторов энергоблока АЭС для симуляции реакторных измерений // Состояние и перспективы развития электро- и теплотехнологии: материалы международной научно-технической конференции XVIII Бенардосовские чтения (Иваново, 27-29 мая 2015 г.). – Иваново, 2015. – С. 54–58.
48. Вольман М.А., Семенов В.К. Симуляция реакторных измерений с применением тренажеров-имитаторов энергоблока АЭС // Будущее технической науки: сборник материалов XIV Международной молодежной научно-техн. конф.; НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2015. – С. 350.
49. Вольман М.А., Семенов В.К. Нейтронно-физические реакторные измерения в вузовской подготовке // Электротехника. Электротехнология. Энергетика: в 3 ч.: сборник научных трудов VII международной научной конференции молодых ученых. – Новосибирск: Изд-во НГТУ, 2015. – С. 39–42.

50. Вольман М.А., Семенов В.К. Применение тренажерных комплексов в вузовской подготовке будущих специалистов для АЭС // VI Школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, 14-16 октября 2015г., г. Томск: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – С. 114.
51. Вольман М.А., Семенов В.К. Некоторые технологические аспекты концепции вузовской подготовки оперативного персонала АЭС // Электроэнергетика глазами молодежи: труды VI международной научно-технической конференции, 9 – 13 ноября 2015, Иваново. – В 2 т. Т. 2. – Иваново: ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина», 2015. – С. 309–312.
52. Вольман М.А. Обоснование методик симуляции реакторных измерений и математических моделей обработки их результатов на тренажере-имитаторе энергоблока АЭС С ВВЭР-1000 // Радиоэлектроника, электротехника и энергетика: Двадцать вторая междунар. науч.-техн. конф. студентов и аспирантов (25-26 февраля 2016 г., Москва): Тез. докл. В 3 т. Т. 3. – М.: Издательский дом МЭИ, 2016. – С. 10.
53. Вольман М.А., Семенов В.К. Тренажерные комплексы в вузовской подготовке будущих специалистов для АЭС // Труды Международной научно-практической конференции «Информатизация инженерного образования» — ИНФОРИНО-2016 (Москва, 12-13 апреля 2016 г.). – М.: Издательский дом МЭИ, 2016. – С. 75–76.
54. Вольман М.А. Опыт применения тренажерных комплексов в вузовской подготовке будущих специалистов для атомной электростанции // Материалы докладов XI Международной молодежной научной конференции «Тинчуринские чтения» / под общ. ред. ректора КГЭУ Э.Ю. Абдуллазянова. В 3 т.; Т. 3. – Казань: Казан. гос. энерг. ун-т, 2016. – С. 5–6.
55. Вольман М.А., Семенов В.К. Комплекс программ моделирования внутриреакторных переходных процессов атомных энергоблоков с водо-водяными реакторами // Будущее технической науки: сборник материалов XV Международной. молодежной научно-техн. конф.; НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2016. – С. 381–382.
56. Вольман М.А. Симуляция некоторых технологических режимов на имитаторе энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 // Одиннадцатая международная научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энергия-2016»: Материалы конференции. В 7 т. Т. 2 – Иваново: ФГБОУ ВПО Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина, 2016. – С. 75–76.
57. Вольман М.А. Математическое моделирование процессов, связанных с отравлением ядерного реактора ксеноном // Электроэнергетика глазами молодежи: материалы VII Международной научно-технической конференции, 19–23 сентября 2016, Казань. В 3 т. Т. 1. – Казань: Казан. гос. энерг. ун-т, 2016. – С. 43–44.