

Министерство образования и науки, молодежи и спорта Украины
Одесский национальный политехнический университет

На правах рукописи

ЦИСЕЛЬСКАЯ Таисия Александровна

УДК 621.039.56:681.5

**УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ
РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС ДЛЯ
ЭКСПЛУАТАЦИИ В МАНЕВРЕННЫХ РЕЖИМАХ СУТОЧНОГО
ЦИКЛА**

Специальность 05.13.07 – автоматизация процессов управления

Диссертация

на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель
Максимов Максим Витальевич,
доктор технических наук,
профессор

Одесса–2012

СОДЕРЖАНИЕ

Перечень условных сокращений.....	5
ВВЕДЕНИЕ.....	6
РАЗДЕЛ 1 АНАЛИЗ СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДОВ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКОЙ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000.....	12
1.1. Описание энергоблока с реактором ВВЭР-1000 как объекта управления.....	13
1.2. Реактор ВВЭР-1000 как объект управления.....	16
1.2.1. Температурный эффект реактивности.....	18
1.2.2. Мощностной эффект реактивности.....	22
1.2.3. Стационарное и нестационарное отравления ксеноном.....	23
1.2.4. Управление мощностью реактора ВВЭР-1000.....	31
1.2.5. Устойчивость активной зоны реактора в маневренном режиме.....	33
1.3. Анализ существующих программ регулирования.....	35
1.3.1. Влияние изменения температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора на равномерность энерговыделения.....	36
1.3.2. Влияние изменения средней температуры теплоносителя в реакторе на равномерность энерговыделения	39
1.3.3. Влияние изменения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны реактора на равномерность энерговыделения.....	41
1.3.4. Влияние изменения давления пара во втором контуре на равномерность энерговыделения.....	43
1.4. Анализ существующих автоматизированных систем регулирования мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000.....	44
1.5. Постановка цели и задач диссертационного исследования.....	52
1.6. Выводы по первому разделу.....	53

РАЗДЕЛ 2 МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ.....	54
2.1. Структура многозонной модели реактора.....	56
2.2. Точечная модель кинетики реактора.....	58
2.3. Модель энерговыделения в делящемся материале.....	59
2.4. Модель передачи энергии топливу и теплоносителю.....	64
2.5. Модели эффектов реактивности.....	67
2.5.1. Модель эффекта реактивности от отравления йодом и ксеноном....	67
2.5.2. Модель температурного эффекта реактивности.....	68
2.5.3. Модель мощностного эффекта реактивности.....	69
2.5.4. Модель эффективности регулирующей группы органов регулирования системы управления и защиты.....	71
2.5.5. Модель борного регулирования.....	73
2.6. Имитационная модель одной зоны и всей активной зоны реактора....	76
2.7. Выводы по второму разделу.....	77
РАЗДЕЛ 3 МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ И ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ.....	79
3.1. Моделирование энергетического оборудования энергоблока.....	79
3.1.1. Модель учета запаздывания теплоносителя в трубопроводах.....	79
3.1.2. Модель парогенератора.....	81
3.1.3. Модель турбогенератора.....	84
3.1.4. Имитационная модель энергоблока.....	86
3.2. Проверка адекватности модели энергоблока с реактором ВВЭР-1000.....	87
3.3. Моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока.....	118
3.3.1. Настройка регулятора нейтронной мощности реактора.....	119
3.3.2. Настройка регулятора средней температуры теплоносителя.....	122
3.3.3. Настройка регулятора мощности энергоблока.....	124

3.3.4. Имитационное моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока с постоянной средней температурой теплоносителя.....	125
3.4. Выводы по третьему разделу.....	129
РАЗДЕЛ 4 УСОВЕРШЕНСТВОВАННАЯ АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС.....	131
4.1. Компромиссно-комбинированная программа регулирования.....	131
4.2. Моделирование усовершенствованной автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока.....	133
4.2.1. Настройка регулятора нейтронной мощности.....	135
4.2.2. Настройка регулятора температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора.....	138
4.3. Исследование усовершенствованной автоматизированной системы регулирования во время суточного маневра мощностью.....	140
4.4. Выводы по четвертому разделу.....	154
ВЫВОДЫ.....	156
СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ.....	158
ПРИЛОЖЕНИЕ А. Исходные данные для расчета.....	174
ПРИЛОЖЕНИЕ Б. Документы о внедрении.....	182

ПЕРЕЧЕНЬ УСЛОВНЫХ СОКРАЩЕНИЙ

АКЗ	– активная зона
АО	– аксиальный офсет
АРМ	– автоматический регулятор мощности
АСР	– автоматизированная система регулирования
АЭС	– атомная электростанция
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ГЦН	– главный циркуляционный насос
МКР	– мощностной коэффициент реактивности
МЭР	– мощностной эффект реактивности
НФХ	– нейтронно-физические характеристики
ОР СУЗ	– органы регулирования системы управления и защиты
ПГ	– парогенератор
РУ	– реакторная установка
САУ	– система автоматического управления
ТАУ	– теория автоматического управления
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент
ТКР	– температурный коэффициент реактивности
ТРБ	– технологический регламент безопасности
ТЭР	– температурный эффект реактивности
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы. Энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1000, которые эксплуатируются на четырех АЭС, являются мощнейшими на территории Украины. В связи с тем, что существует существенное несоответствие между выработкой и потреблением электрической энергии в энергосистеме страны в течение суток, а также в связи с тем, что суммарная доля установок, предназначенных для регулирования суточного графика нагрузки энергосистемы очень мала, становится актуальной адаптации действующих энергоблоков к новым специфическим условиям работы путем создания автоматизированной системы регулирования (АСР) мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблоки АЭС в маневренных режимах.

Сегодня все украинские АЭС с ВВЭР-1000 эксплуатируются в режиме стабилизации мощности энергоблока на заданном уровне, хотя оборудование 1-го контура рассчитано на эксплуатацию в режиме маневрирования мощностью. Это, прежде всего, связано с тем, что в настоящее время маневрирование мощностью реакторной установки (РУ) осуществляется операторами в ручном режиме и только по требованию диспетчеров энергосистемы. Выполнение маневра операторами РУ в ручном режиме очень опасно, так как при управлении необходимо одновременно контролировать изменение многих нейтронно-физических и технологических параметров, что приводит к необходимости учитывать влияние человеческого фактора на безопасность АЭС.

Решением этой задачи может стать создание АСР мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблок в режиме маневрирования мощностью с требованием, чтобы надежность и безопасность энергоблока не были снижены, а также чтобы экономическая эффективность энергоблока сохранялась на необходимом уровне.

Залогом надежной и безопасной эксплуатации энергоблока является устойчивость реактора при возмущениях как во время работы на постоянном

уровне нагрузки, так и в маневренном режиме. Количественной мерой устойчивости реактора является аксиальный офсет (АО) – технологическая характеристика равномерности энерговыделения, поэтому мерой эффективности эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000 является минимизация отклонения АО.

Диссертационные исследования направлены на решение противоречия между запросом практики относительно перевода энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в маневренный режим для поддержки баланса мощности в энергосистеме страны с минимальным участием эксплуатационного персонала, с одной стороны, и тем, что сегодня маневрирование мощностью происходит эксплуатационным персоналом в ручном режиме – с другой стороны. Это и обуславливает актуальность работы.

Связь работы с научными программами, планами, темами.

Диссертационная работа выполнена в ОНПУ в рамках государственной бюджетной тематики Министерства образования и науки, молодежи и спорта Украины (№ ДР 0109U002620) по теме «Изучение цикличности нагрузки ВВЭР-1000 с целью определения эффективности управления ресурсом ядерного топлива при поддержке баланса мощности в энергосистеме» и в рамках государственной бюджетной тематики Министерства образования и науки, молодежи и спорта Украины (№ ДР 0109U008453) по теме «Изучение возможности загрузки энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 до 110 % от номинала с целью определения момента граничного состояния защитных барьеров безопасности» при участии соискателя в качестве исполнителя.

Цель и задачи исследования. Целью работы является усовершенствование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока АЭС, которая позволит эксплуатировать энергоблок в маневренных режимах суточного цикла для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины.

Достижение цели осуществляется решением сформулированной последовательности таких исследовательских задач:

– разработать многозонную модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления;

– исследовать свойства реактора ВВЭР-1000 как объекта управления с точки зрения присущих ему внутренних возмущений и влияния их на аксиальный офсет в маневренных режимах, провести анализ существующих АСР мощности энергоблока;

– разработать математическую модель энергоблока как объекта управления, которая состоит из многозонной модели реактора, моделей парогенератора и турбогенератора;

– оценить относительную погрешность моделирования и реализовать на разработанной модели автоматизированную систему регулирования мощности энергоблока, которая функционирует по методу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя 1-го контура;

– создать средства информационного и математического обеспечения компромиссно-комбинированного метода регулирования для обеспечения высоких качественных и количественных показателей процессов при управлении реактором;

– создать на основе компромиссно-комбинированного метода регулирования усовершенствованную АСР мощности энергоблока и провести исследование изменения АО при эксплуатации энергоблока АЭС в маневренном режиме суточного цикла.

Объект исследования – энергоблок АЭС с реактором ВВЭР-1000 в нормальных условиях эксплуатации.

Предмет исследования – система автоматизированного регулирования мощности энергоблока АЭС в маневренных режимах суточного цикла.

Методы исследования. Для анализа свойств реактора ВВЭР-1000 как объекта управления и проведение анализа существующих АСР мощности энергоблока использовались научное обобщение и систематизация. При разработке математической модели энергоблока использовались теоретические основы составления уравнений материального баланса,

численные методы решения дифференциальных уравнений. Для реализации на разработанной модели АСР мощности энергоблока, которая функционирует по методу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя 1-го контура были использованы методы имитационного моделирования в среде моделирования и методы теории автоматического управления (ТАУ). Для создания усовершенствованной АСР мощности энергоблока были использованы методы ТАУ, а также методы синтеза систем автоматического управления.

Научная новизна полученных результатов:

– получила дальнейшее развитие математическая модель реактора, которая является многозонной с сосредоточенными параметрами и включает идентифицированную модель управляющего воздействия, а именно борного регулирования, что позволило контролировать изменение технологических параметров объекта управления по высоте активной зоны (АКЗ) реактора и рассчитать аксиальный офсет как количественную меру устойчивости ядерного реактора;

– получила дальнейшее развитие модель энергоблока как объекта управления, которая отличается от известных тем, что включает многозонную модель реактора, это позволило уменьшить ошибку моделирования статических и динамических свойств и процессов энергоблока;

– впервые разработан компромиссно-комбинированный метод регулирования, который отличается от известных тем, что температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет изменения давления пара в парогенераторе, которое происходит вследствие перемещения регулирующих клапанов турбины, что позволило устранить неконтролируемые возмущения в нижней части активной зоны и обеспечить устойчивость реактора;

– впервые для автоматизированного управления энергоблоком научно обосновано применение двух новых контуров управления, из которых в

первом температура теплоносителя на входе в активную зону реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе, второй – контур управления офсетом, который предназначен для поддержания постоянного значения аксиального офсета реактора путем изменения положения регулирующей группы органов регулирования системы управления и защиты, что позволило стабилизировать АКЗ реактора.

Практическое значение полученных результатов.

Математическая модель энергоблока позволила провести расчетные эксперименты и смоделировать динамические процессы на АЭС. Разработан компромиссно–комбинированный метод регулирования, применение которого позволяет в маневренном режиме обеспечить устойчивость реактора. Предложена усовершенствованная АСР мощности энергоблока, которая позволит с минимальным участием оператора РУ проводить маневрирование мощностью энергоблока.

Модель энергоблока, компромиссно-комбинированный метод и усовершенствованная АСР прошли испытание в научно-исследовательской лаборатории «Атомспецавтоматика» ОНПУ и предложена к внедрению в ГП НАЭК «Энергоатом». Результаты работы введены в учебный процесс на кафедре автоматизации теплоэнергетических процессов Одесского национального политехнического университета.

Личный вклад соискателя. В приведенных публикациях соискателем: [11, 100, 101] – проведен анализ энергоблока как объекта управления; в [12, 85, 86] – проведен анализ существующих АСР мощности энергоблока АЭС и методов регулирования, проведен анализ влияния изменения технологических параметров на устойчивость АКЗ реактора; в [87, 99] – разработана многозонная математическая модель реактора и рассчитан АО; в [147, 148] – разработана модель энергоблока как объекта управления; в [102, 149] – оценена относительная погрешность моделирования; в [96, 97, 98] – предложен новый контур управления, в котором температура

теплоносителя на входе в реактор поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе; в [103, 145, 146] – разработан компромиссно–комбинированный метод регулирования; в [150, 151] – предложен новый контур управления офсетом, в котором аксиальный офсет поддерживается постоянным за счет изменения положения регулирующей группы органов регулирования системы управления и защиты.

Апробация результатов диссертации. Основные положения и результаты диссертационного исследования докладывались, обсуждались и получили одобрение на конференции «Current problems of nuclear physics and atomic energy» (Россия, Дубна, 2010), Ежегодной научной конференции ИЯД (Киев, 2011), 7-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС из ВВЭР» (Подольск, 2011), Всеукраинской научно-практической конференции «Информационные технологии и автоматизация» (Одесса, 2011, 2012), 7-й Международной научно-практической конференции «Развитие научных исследований 2011» (Полтава, 2011), 18-й и 19-й Международных конференциях по автоматическому управлению «Автоматика» (Львов, 2011; Киев, 2012), Международном научном симпозиуме «Достижение современной науки» (Одесса, 2012).

Публикации. Результаты научных исследований опубликованы в 20 печатных работах, из них 8 – статьи в специализированных научных изданиях, 8 – доклады и тезисы докладов Международных, национальных, региональных конференций, 1– монография, 1 – патент Украины на полезную модель, 1 – патент Украины на изобретение, 1 – патент России на изобретение.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, основного содержания, которое включает 4 раздела, выводов, списка использованной литературы с 157 наименованиями и 2 приложениями. Общий объем работы составляет 185 страниц (из них 148 - основного текста). В работу входят также 109 рисунков и 33 таблицы.

РАЗДЕЛ 1

АНАЛИЗ СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДОВ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКОЙ С ВВЭР-1000

На четырех Украинских АЭС эксплуатируются самые мощные в стране энергоблоки с реакторами ВВЭР-1000. Всего в мире эксплуатируется 26 таких энергоблоков, из них 13 находятся в Украине, 9 в России, по 2 в Чехии и Белоруссии. Кроме того, по 2 энергоблока строятся в России, Индии, Китае и еще один в Иране.

Существуют два основных подхода к эксплуатации энергоблоков АЭС: в номинальном режиме и в маневренном режиме. Оба режима характеризуются частотой изменения уровня мощности. В номинальном режиме изменение мощности происходит редко по заданию диспетчера энергосистемы в связи с различными причинами, в маневренном – в зависимости от уровня нагрузки энергосистемы от пикового до провального [88, 66, 69, 93].

Независимо от режимов эксплуатации ядерный реактор как источник первичной энергии должен быть управляемый. Существуют два метода управления энергоблоком: управление электрической мощностью энергоблока и управление тепловой мощностью реактора [69, 88, 91, 157].

Для анализа современных методов управления ЯЭУ с ВВЭР-1000 необходимо рассмотреть энергоблок с реактором ВВЭР-1000 как объект управления с точки зрения физических процессов, происходящих в каждом элементе объекта. Все элементы энергоблока связаны между собой, и изменение любого технологического параметра в одном из элементов приведет к изменению технологических параметров в других элементах.

Важным элементом энергоблока, с точки зрения протекающих в нем сложных нейтронно-физических процессов, является реактор. Реактору присущи внутренние возмущения, которые наиболее существенно

проявляются во время изменения мощностных и температурных характеристик. Поэтому в дальнейшем будут рассмотрены они и характер их изменения [88, 69, 93, 94].

Одной из задач при нанесении возмущения на эксплуатирующийся реактор является сохранение его в устойчивом состоянии. Количественной мерой устойчивости реактора является АО. Будет рассмотрено, что влияет на значение АО.

Характер изменения технологических параметров при изменении мощности энергоблока определяется так называемыми программами регулирования, поэтому будет рассмотрено, как изменение технологических параметров в разных программах регулирования влияет на АО.

Процессу изменения технологических параметров всегда сопутствует работа системы автоматического управления и защиты энергоблока. Поэтому в конце раздела будут рассмотрены существующие автоматизированные системы регулирования мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, реализующие известные программы регулирования.

1.1. Описание энергоблока с реактором ВВЭР-1000 как объекта управления

Энергоблок с реактором ВВЭР-1000 является почти автономной частью АЭС и представляет собой технологический комплекс для производства электроэнергии, включающий различное оборудование. Главными составляющими элементами энергоблока АЭС являются: реактор, 4 циркуляционные петли, в состав каждой из которых входят парогенератор, главный циркуляционный насос и турбогенератор [92, 130].

Теплоноситель 1-го контура (вода под высоким давлением с растворенной в ней борной кислотой (БК)), проходя через АКЗ реактора, воспринимает от оболочек твэлов выделившуюся в результате реакции деления теплоту [28, 33].

Из реактора теплоноситель 1-го контура поступает в парогенератор (ПГ) (рис. 1.1). В ПГ теплоноситель через поверхности теплообмена отдает полученную в реакторе теплоту теплоносителю 2-го контура, который находится под существенно меньшим давлением. Охлажденный теплоноситель 1-го контура с помощью главного циркуляционного насоса (ГЦН) возвращается обратно в реактор [47].

В ПГ во время теплопередачи в межтрубном пространстве происходит частичное испарение воды. Образовавшийся в ПГ насыщенный пар по трубопроводу поступает на турбину, которая приводит во вращение вал генератора, тем самым обеспечивается выработка электрической энергии [66, 69].

Во время работы энергоблока в его главных составляющих элементах происходят разные физические процессы. Эти процессы (ядерно-физические в АКЗ реактора, тепловые – в ПГ, тепломеханические и газодинамические - в турбине, электромеханические и электромагнитные – в генераторе) жестко связаны между собой и оказывают друг на друга существенное влияние. Так, изменение любого технологического параметра одного из них вследствие нанесенного на энергоблок возмущения неизбежно повлечет изменение параметров в других элементах в большей или меньшей степени [17, 66, 20].

В энергоблоке с ВВЭР-1000 возможны следующие внешние возмущения: расходом пара, вводом группы ОР СУЗ, борной кислотой [1, 47].

Возмущение в виде уменьшения расхода пара перед турбиной повлечет за собой не только уменьшение мощности энергоблока, но и увеличение давления пара перед ПГ, что в свою очередь через увеличение температуры насыщения в ПГ приведет к увеличению средней температуры теплоносителя 1-го контура. Увеличение средней температуры теплоносителя повлечет уменьшение тепловой мощности реактора. Уменьшение тепловой мощности произойдет из-за того, что знак внутренне присущих реактору возмущений станет отрицательным [7, 57].

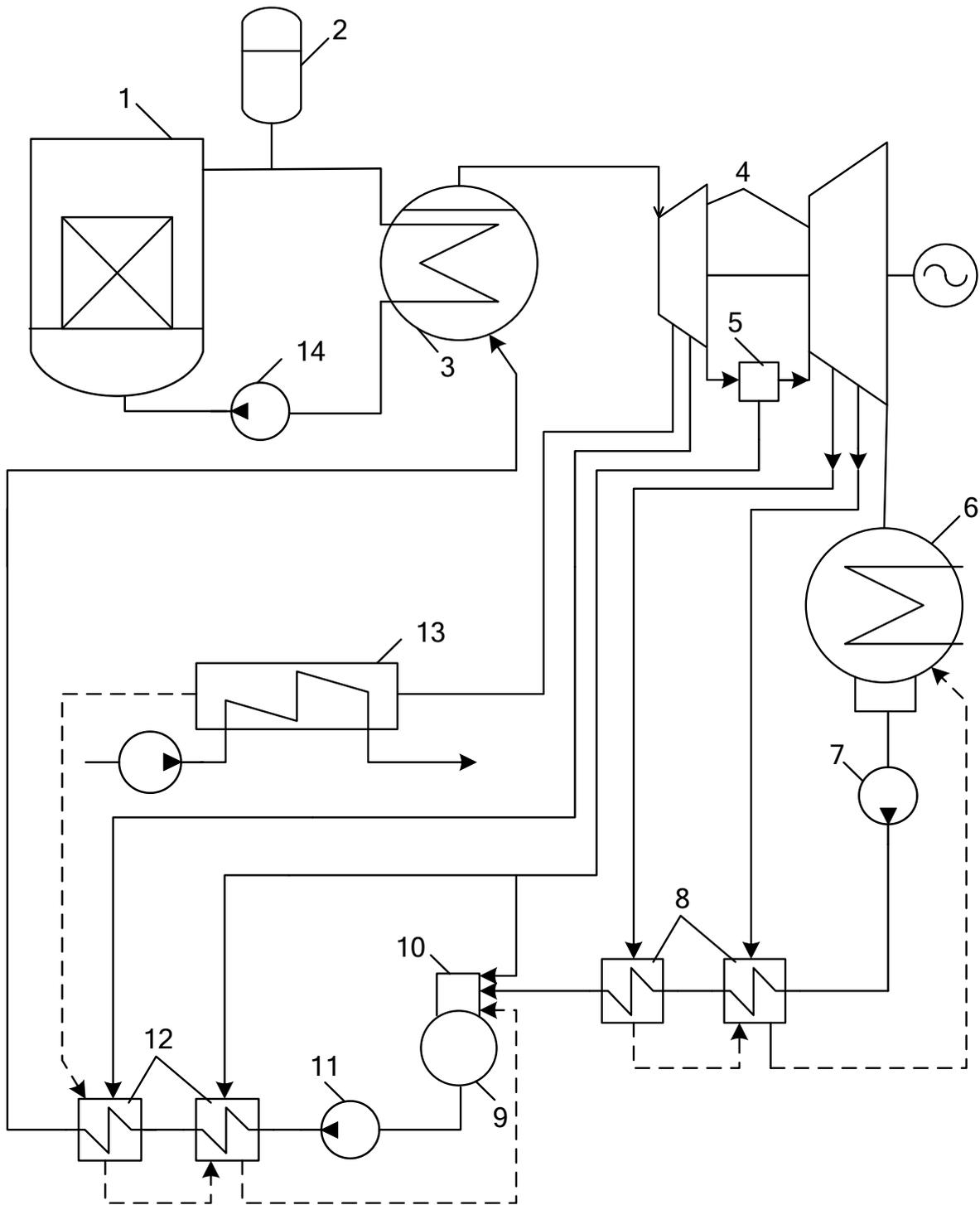


Рис. 1.1 Упрощенная тепловая схема энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000: 1 – реактор; 2 – компенсатор объема; 3 – парогенератор; 4 – паровая турбина; 5 – турбинный сепаратор; 6 – конденсатор; 7 – конденсаторный насос; 8 – подогреватели низкого давления; 9 – деаэрационный бак; 10 – деаэрационная колонка; 11 – питательный насос; 12 – подогреватели высокого давления; 13 – сетевой подогреватель; 14 – циркуляционный насос; 15 – конденсатоочистка

Аналогично возмущение увеличением расхода пара перед турбиной приведет к увеличению мощности энергоблока и уменьшению давления пара перед ПГ. Температура насыщения в ПГ уменьшится, что приведет к уменьшению средней температуры теплоносителя 1-го контура. Тепловая мощность реактора увеличится из-за того, что уменьшение средней температуры теплоносителя 1-го контура вызовет внутренне присущие реактору возмущения, которые будут иметь положительный знак [5, 6].

Возмущение вводом регулирующей группы ОР СУЗ приведет к уменьшению тепловой мощности реактора и снижению температуры теплоносителя 1-го контура. Это повлечет за собой уменьшение температуры насыщения и давления пара в ПГ, что приведет к уменьшению расхода пара и мощности энергоблока [140, 19].

Аналогично частичное извлечение регулирующей группы ОР СУЗ повлечет увеличение тепловой мощности реактора, увеличение температуры теплоносителя 1-го контура, далее приведет к увеличению температуры насыщения и давления пара в ПГ. Расход пара при этом увеличится и мощность энергоблока, соответственно, тоже увеличится [13, 114].

Возмущение вводом/выводом борной кислоты в теплоноситель 1-го контура повлияет на все технологические параметры аналогично вводу/извлечению группы ОР СУЗ.

Кроме внешних возмущений, наносимых на энергоблок, реактору энергоблока присущи внутренние возмущения. Наиболее существенно они проявляются во время изменения мощностных и температурных характеристик.

1.2. Реактор ВВЭР-1000 как объект управления

С точки зрения безопасной эксплуатации в режиме маневрирования мощностью наиболее важным элементом энергоблока является реактор в силу сложных ядерно-физических процессов, протекающих в нем.

Во время работы реактора с момента ввода его в эксплуатационный режим и до момента останова в АКЗ реактора постоянно протекают ядерно-физические процессы, со временем влияющие на изменение состава топлива. На ход ядерно-физических реакций влияют множество различных факторов – от конструктивных до изменения технологических параметров в режиме маневрирования мощностью [54, 62, 66, 69].

В практике эксплуатации состояние реактора характеризуют его реактивностью. Реактивность реактора представляет собой алгебраическую сумму следующих составляющих [66, 142]:

$$\rho_{\text{СУММ}} = \rho_{\text{ОРСУЗ}} + \rho_{\text{бор}} + \rho_{\text{ВЫГОР.}} + \rho_{\text{ШЛАК.}} + \rho_N + \rho_{\text{ХЕ}} + \rho_t,$$

где $\rho_{\text{ОРСУЗ}}$ – эффект реактивности регулирующей группы ОР СУЗ; $\rho_{\text{бор}}$ – эффект реактивности, вносимый изменением концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура; $\rho_{\text{ВЫГОР.}}$ – эффект реактивности, связанный с выгоранием топлива; $\rho_{\text{ШЛАК.}}$ – эффект реактивности, связанный с накоплением шлаков; ρ_N – эффект реактивности, вносимый изменением мощности реактора; $\rho_{\text{ХЕ}}$ – эффект реактивности, вносимый изменением концентрации отравителей (ксенона и йода) в топливе; ρ_t – эффект реактивности, вносимый изменением температуры теплоносителя 1-го контура.

Из перечисленных возмущений, внутренне присущими реактору являются эффекты реактивности, связанные с выгоранием и шлакованием, изменением мощности реактора и температуры теплоносителя 1-го контура и изменением концентрации ксенона и йода в топливе.

Выгорание и шлакование топлива относятся к медленным процессам и сопутствуют всей кампании реактора, в то время как три последних эффекта реактивности относятся к быстрым и проявляются во время изменения мощности энергоблока. Стоит отметить, что эффект реактивности, связанный

с накоплением отравителей, относится одновременно к быстрым и медленным эффектам реактивности, так как накопление ксенона и йода, с одной стороны, происходит за счет выгорания топлива (стационарное отравление), а с другой – в режиме маневрирования мощностью их концентрация изменяется (нестационарное отравление) [16, 66, 69].

Внутренне присущие эффекты реактивности способны без системы регулирования изменять тепловую мощность. Поэтому необходимо подробнее рассмотреть, как они будут влиять на устойчивость реактора при переходе с одного уровня мощности на другой.

1.2.1. Температурный эффект реактивности

Изменение реактивности $\Delta\rho_t$, обусловленное изменением температуры всех компонентов АКЗ от значения T_1 (20 °С) в холодном состоянии реактора до температуры рабочего горячего состояния T_2 на номинальной мощности, называют температурным эффектом реактивности [40, 41]:

$$\Delta\rho_t = \rho_t(T_2) - \rho_t(T_1).$$

Вообще в реакторах температурный эффект реактивности (ТЭР) определяется температурой компонентов (теплоноситель, замедлитель, отражатель, корпус), формирующих спектр нейтронов и влияющих на утечку их из АКЗ.

В реакторе ВВЭР-1000 ТЭР прежде всего влияет на физические свойства размножающей среды, а именно плотность теплоносителя 1-го контура (замедлителя). Также меняются эффективные сечения взаимодействия нейтронов с ядрами атомов среды. Это влечет за собой изменение эффективного коэффициента размножения и, следовательно, реактивности реактора [91].

Например, при увеличении температуры теплоносителя $t_{\text{H}_2\text{O}}$ ее плотность $\gamma_{\text{H}_2\text{O}}$, а значит и концентрация ядер $N_{\text{H}_2\text{O}}$ уменьшаются, ухудшается замедляющая способность, ужесточается спектр тепловых нейтронов, уменьшаются сечение деления σ_f и реактивность ρ [40, 41]:

$$t_{\text{H}_2\text{O}} \uparrow \rightarrow \gamma_{\text{H}_2\text{O}} \downarrow \rightarrow N_{\text{H}_2\text{O}} \downarrow \rightarrow \sigma_f \downarrow \rightarrow \rho \downarrow.$$

С понятием ТЭР связан температурный коэффициент реактивности α_{T° (ТКР), который является показателем того, как изменится ТЭР при изменении температуры теплоносителя на 1 °С:

$$\alpha_{T^\circ} = f(T) = \frac{\partial \rho_{T^\circ}(T)}{\partial T},$$

откуда ТЭР

$$\rho_t(t) = \int_{20^\circ}^t \alpha_t dt, \quad (1.1)$$

где α_t зависит от текущей температуры и вычисляется перед пуском реактора (рис. 1.2).

ТКР практически всегда имеет отрицательное значение, положительный ТКР может быть до 80-х эффективных суток, когда реактор не отравлен, находится на нулевом уровне мощности и температура теплоносителя 1-го контура – 200 °С (рис. 1.2).

Нанесение любого возмущения на энергоблок приведет к изменению температуры теплоносителя 1-го контура. При этом температура теплоносителя в реакторе изменяется по высоте АКЗ, что связано с

неравномерностью поля энерговыделения. Также неравномерность температурного поля может обеспечиваться неравномерностью накопления шлаков в топливе.

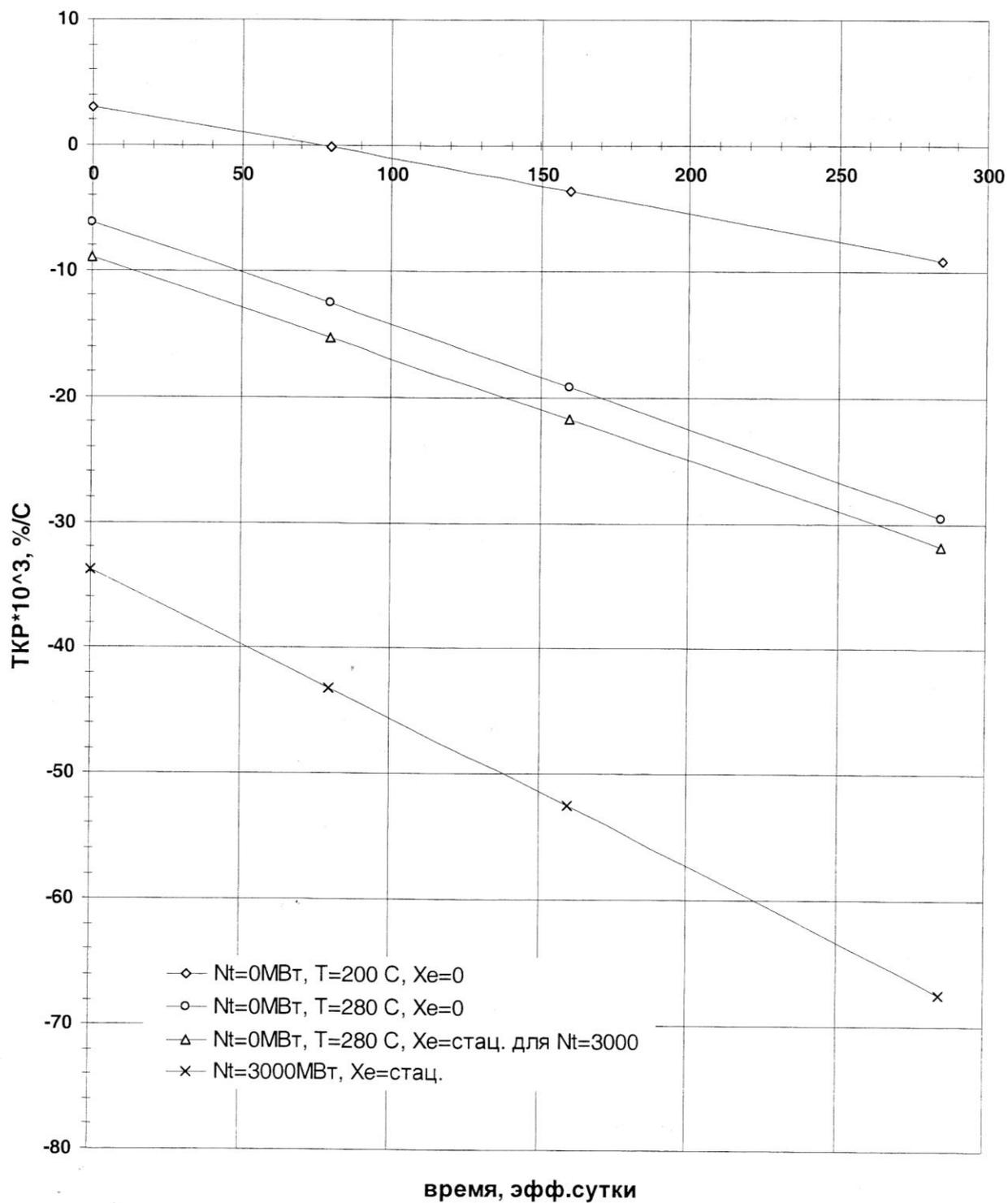


Рис. 1.2 Температурный коэффициент реактивности

При нанесении на изначально работающий на номинальном уровне мощности реактор возмущения в виде вывода борной кислоты (или, что то же самое, ввод «чистого» дистиллята) его мощность начинает расти, переводя реактор в надкритическое состояние. Так как расход теплоносителя в АКЗ реактора постоянен, с увеличением мощности начинает расти температура теплоносителя в 1-ом контуре, следовательно, изменение температуры будет иметь положительный знак. В интервале рабочих температур знак ТКР всегда отрицательный, следовательно, согласно (1.1) ТЭР будет отрицательным. По мере своего увеличения ТЭР будет уменьшать величину положительной реактивности, сообщенной реактору вводом «чистого» дистиллята.

Следовательно, с течением времени наступит такой момент, когда величина ТЭР станет равной по абсолютному значению величине сообщенной реактору положительной реактивности и суммарная реактивность, воздействующая на реактор, станет равной нулю.

Таким образом, реактор станет критичным на новом уровне мощности. Дальнейшее увеличение мощности прекратится.

Аналогично при нанесении на работающий на номинальном уровне мощности реактор возмущения в виде ввода борной кислоты мощность реактора начнет уменьшаться, соответственно, температура теплоносителя 1-го контура начнет уменьшаться тоже. Так как температура теплоносителя уменьшится, знак изменения температуры (Δt) в данном случае будет тоже отрицательный. Согласно (1.1) ТЭР будет положителен. Следовательно, как и в предыдущем случае, знак ТЭР будет противоположен знаку эффекта реактивности нанесенного возмущения, и ТЭР будет стремиться скомпенсировать нанесенное возмущение и стабилизировать реактор на новом уровне мощности.

Можно сделать вывод, что ТЭР всегда направлен на подавление возмущения, т. е. всегда работает на устойчивость реактора.

Наибольшее изменение ТЭР будет там, где будет наибольшее изменение температуры теплоносителя 1-го контура.

1.2.2. Мощностной эффект реактивности

Во время эксплуатации реактора в энергетических режимах наиболее существенные температурные изменения реактивности появляются при изменениях уровня тепловой мощности реактора.

Мощностным эффектом реактивности $\rho_N(N)$ (МЭР) реактора, работающего на данном уровне мощности с разогретым до номинальной средней температуры теплоносителем, называют величину изменения реактивности, возникшую вследствие изменения уровня тепловой мощности реактора с N_0 до уровня N [40, 41, 46]:

$$\Delta\rho_N = \rho_N(N) - \rho_N(N_0).$$

Величина, отражающая изменение реактивности, соответствующее изменению тепловой мощности реактора на 1 МВт, называется мощностным коэффициентом реактивности реактора [40, 41, 46]:

$$\alpha_N = f(N) = \frac{\partial\rho_N(N)}{\partial N},$$

откуда

$$\rho_N(N) = \int_0^N \alpha_N dN. \quad (1.2)$$

По сути, происхождение МЭР и МКР температурное. Они определяются температурой ядерного топлива и наличием в нем изотопа ^{238}U , в котором в результате доплер-эффекта при повышении температуры поглощение нейтронов увеличивается. Как следует из [45, 46], чем выше температура топлива и меньше обогащение топлива, тем больше МЭР.

Изменение тепловой мощности реактора повлечет изменение средней температуры ТВЭЛов, что, в свою очередь, влияет на размножающие свойства реактора. Это происходит из-за влияния доплер-эффекта. Поэтому мощностной эффект реактивности реактора называют доплеровским [91].

Так как температура топлива при изменении уровня мощности меняется практически мгновенно, изменение реактивности в реакторе из-за мощностного эффекта реактивности происходит практически безынерционно [47].

МКР зависит от уровня мощности реактора и как и ТКР вычисляется перед пуском реактора. Все необходимые коэффициенты собираются в виде графиков в альбоме нейтронно-физических характеристик (НФХ). По этим графикам можно легко вычислить достоверное значение МКР на данный момент кампании на номинальном уровне тепловой мощности реактора.

В реакторах ВВЭР-1000 МЭР всегда противоположен знаку возмущения, т. е., как и в случае с ТЭР при нанесении положительного возмущения реактивностью, МЭР всегда будет отрицательным. Кроме того, на малых уровнях тепловой мощности абсолютная величина МКР всегда меньше, чем на больших и с увеличением мощности устойчивость реактора растёт [47].

В процессе выгорания топлива величина отрицательного МКР монотонно растет. Таким образом, в ходе кампании МЭР будет направлен на увеличение устойчивости реактора [91].

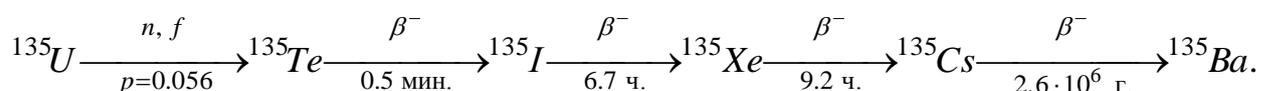
Так как температура топлива прямо пропорциональна энерговыделению, то в переходных режимах МЭР не будет существенно влиять на поле энерговыделения.

1.2.3. Стационарное и нестационарное отравления ксеноном

Из большого числа радиоактивных продуктов деления, которые накапливаются во время работы ядерного реактора, есть нуклиды,

обладающие большим сечением поглощения тепловых нейтронов, а именно ^{135}I и ^{135}Xe . Из-за этой особенности ^{135}I и ^{135}Xe являются отравителями. Имея достаточно большой выход, по сравнению с другими нуклидами, ^{135}Xe и ^{135}I обладают способностью быстро накапливаться в ядерном топливе [113, 118].

Нуклид ^{135}Xe образуется в реакторе за счет выхода при делении ^{235}U (удельный выход ксенона $\gamma_{\text{Xe}} \approx 0.3\%$), а также в результате радиоактивного распада ^{135}I (удельный выход йода $\gamma_{\text{I}} \approx 5.6\%$). Накопление ^{135}Xe за счет радиоактивного распада происходит по следующей схеме [53]:



Так как ксенон и йод являются продуктами деления урана, то даже при работе реактора на постоянном уровне мощности происходит накопление этих нуклидов до некоторого равновесного значения их концентраций.

Значение равновесной концентрации ^{135}I (N_{0I}) наступает, когда скорость радиоактивного распада ^{135}I становится равной скорости его образования из-за распада ядра-предшественника ^{135}Te . Стационарная концентрация ^{135}Xe (N_{0Xe}) достигается тогда, когда скорость образования ^{135}Xe из распадающегося ^{135}I и образование ^{135}Xe как осколка деления ^{235}U становится равной скорости его убыли вследствие поглощения нейтронов и радиоактивного распада. На концентрацию ^{135}Xe и ^{135}I влияют обогащение топлива и плотность потока нейтронов. Равновесная концентрация достигается приблизительно через 40 ч после пуска или маневра мощностью реактора [40, 41, 119].

Таким образом, во время работы реактора на постоянном уровне мощности в АКЗ все время присутствуют отравители ^{135}Xe и ^{135}I , которые обеспечивают постоянную отрицательную реактивность.

Реактор ВВЭР-1000 конструируется так, что в нем всегда есть так называемый запас реактивности $\rho_{\text{зап}}$. Этот запас необходим для того, чтобы

реактор мог работать продолжительное время. Часть этого запаса уменьшается из-за стационарного отравления ^{135}Xe и ^{135}I , часть искусственно уменьшают введением в АКЗ реактора твердых поглотителей (регулирующую группу органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ)) и жидкого поглотителя - борной кислоты (БК). На номинальном уровне мощности суммарная реактивность должна быть равна нулю.

Помимо реактивности, вносимой стационарным отравлением, любое отклонение мощности от стационарного значения приводит к изменению концентрации ^{135}Xe и ^{135}I , а следовательно, к тому, что появляется реактивность, вызванная этим отклонением.

Например, при уменьшении мощности реактора с уровня $N1$ до $N2$ (рис. 1.3) плотность потока нейтронов снижается, т. е. скорость выгорания ^{135}Xe резко уменьшается, и его концентрация начинает расти, внося дополнительную отрицательную реактивность. Одновременно прекращается образование ^{135}I . Накопившиеся к этому времени ^{135}Xe и ^{135}I продолжают распадаться. Причем ^{135}I распадается значительно быстрее ^{135}Xe . Так как ^{135}Xe является продуктом распада ^{135}I и период полураспада ^{135}I значительно меньше периода полураспада ^{135}Xe , концентрация ^{135}Xe какое-то время будет увеличиваться. Это будет происходить до тех пор, пока концентрация нераспавшегося ^{135}I (C_I) не уменьшится до некоторого значения. После прохождения некоторого максимального значения концентрация ^{135}Xe (C_{Xe}) начнет уменьшаться, а реактивность, вызванная изменением концентрации ^{135}Xe , – постепенно увеличиваться, причем, если никак не влиять на повышение этой реактивности, она может через какое-то время начать разгонять реактор [18, 119, 138].

Изменение реактивности $\rho_{\text{Й.Я.}}$, вызванное накоплением ^{135}Xe во время перехода с одного уровня мощности на другой, называется йодной (или ксеноновой) ямой. На рис. 1.3 йодная яма заштрихована.

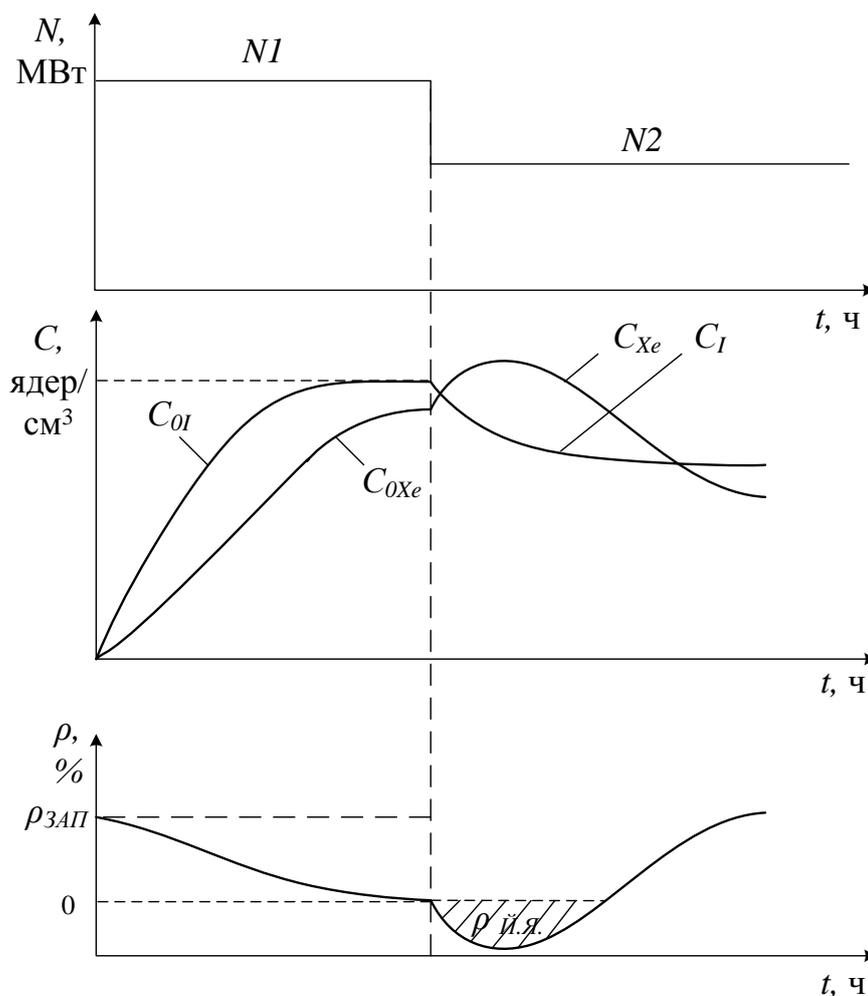


Рис. 1.3 Нестационарное отравление ксеноном при снижении мощности с $N1$ до $N2$

При увеличении мощности реактора с уровня $N2$ до $N1$ (рис. 1.4) плотность потока нейтронов увеличится, т. е. увеличится скорость выгорания ^{135}Xe , что внесет положительную реактивность. Одновременно возрастет концентрация ^{135}I , концентрация ^{135}Xe какое-то время будет уменьшаться до тех пор, пока не начнет распадаться ^{135}I . С распадом ^{135}I концентрация ^{135}Xe начнет увеличиваться, что приведет к уменьшению реактивности.

В энергетических реакторах переход с одного уровня мощности на другой вызывает ксеноновую нестабильность, или ксеноновые колебания – периодическое перераспределение энерговыделения по объему АКЗ реактора. Плотность потока нейтронов неодинакова в различных точках АКЗ, следовательно, неодинаковыми будут концентрации ^{135}Xe и ^{135}I и накопление

шлаков в топливе. Эти факторы обуславливают возникновение ксеноновых колебаний [119, 138, 139].

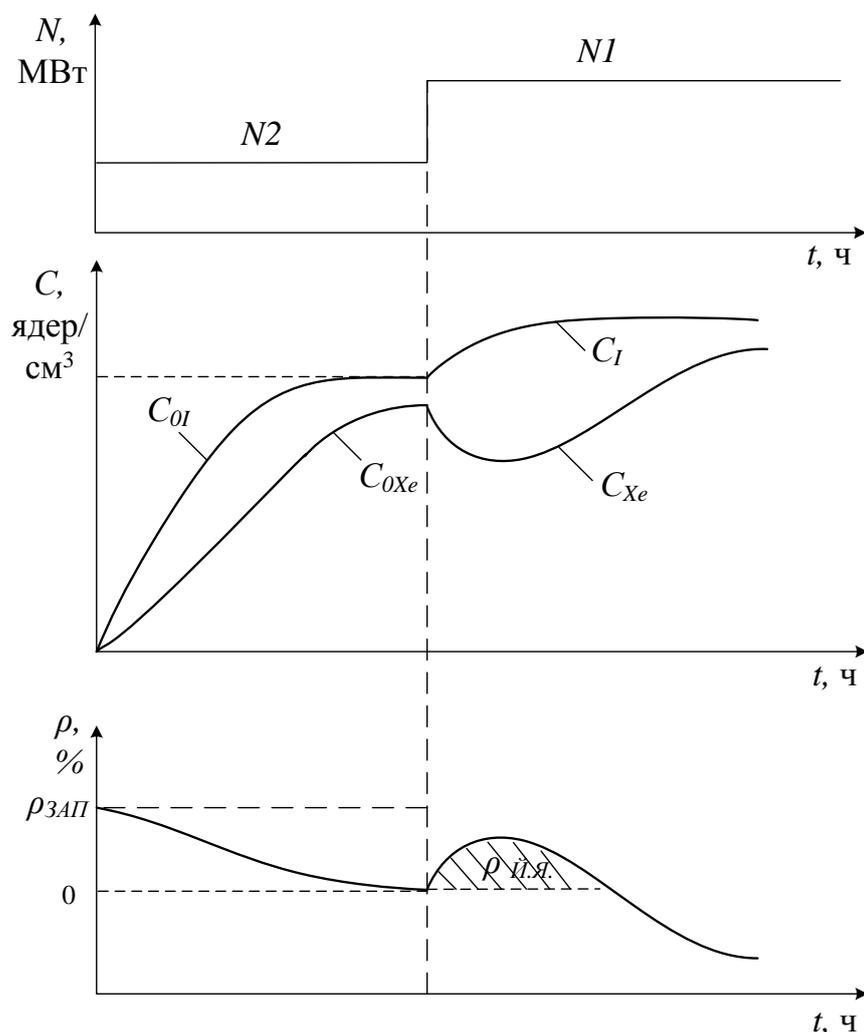


Рис. 1.4 Нестационарное отравление ксеноном при увеличении мощности с N_2 до N_1

Перераспределение энерговыделения, вызванное ксеноновыми переходными процессами, наблюдается в реакторах как больших, так и малых геометрических размеров. Отличие состоит в том, что в реакторах малых геометрических размеров (ВВЭР-440) в силу того, что длина миграции нейтронов соизмерима с размерами АКЗ реактора, ксеноновые колебания имеют затухающий характер. В реакторах больших геометрических размеров (РБМК-1000, ВВЭР-1000) длина миграции нейтронов значительно меньше

размеров АКЗ, поэтому ксеноновые колебания имеют затухающий характер только в определенных условиях.

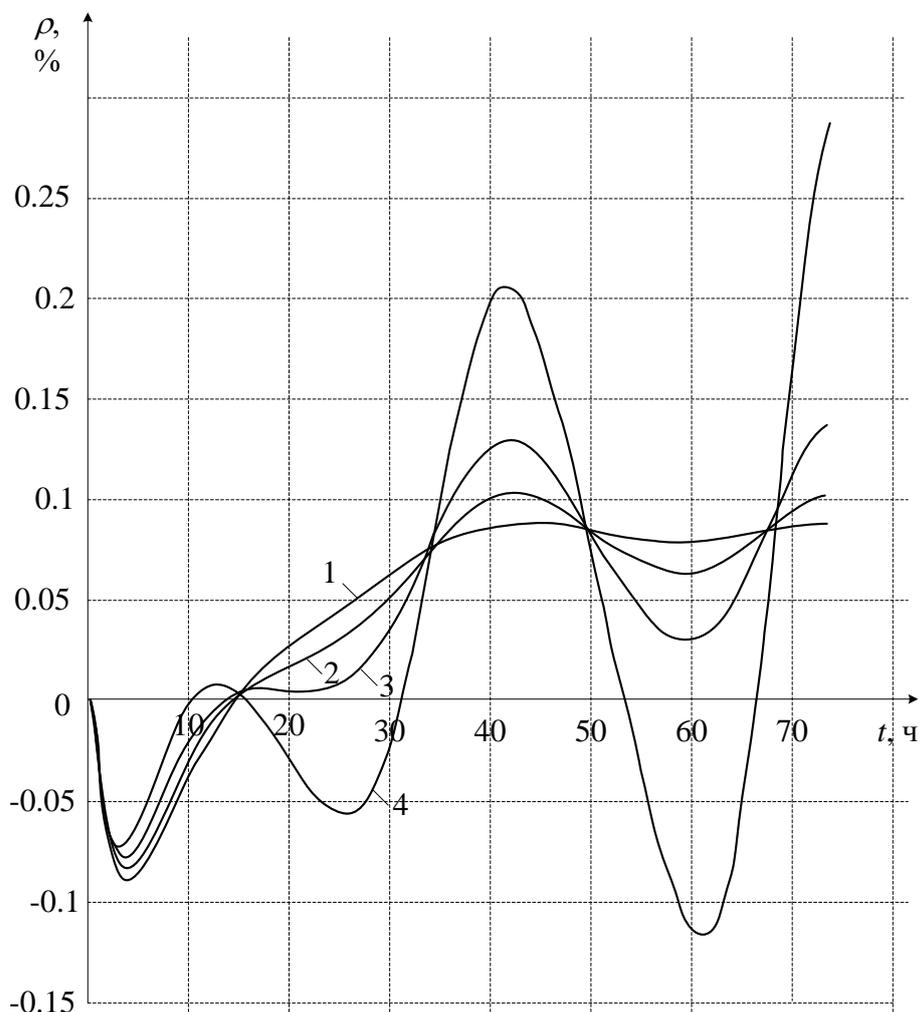


Рис. 1.5 Изменение реактивности под действием ксеноновых колебаний в реакторе ВВЭР-1000, вызванное сбросом мощности со 100 до 80%: 1 – в нулевые эффективные сутки; 2 – в 80-е эффективные сутки; 3 – в 160-е эффективные сутки; 4 – в 284,72-е эффективные сутки

Характер ксеноновых колебаний в разные эффективные сутки кампании реактора неодинаков. Так, если в первые эффективные сутки происходит изменение мощности реактора, ксеноновые колебания имеют затухающий характер (рис. 1.4). Это обусловлено тем, что в это время еще достаточно большой оперативный запас реактивности, и в ядерном топливе еще не накопились шлаки.

В 80-е эффективные сутки (рис. 1.5), вследствие уменьшения оперативного запаса реактивности и неравномерного накопления шлаков в топливе, ксеноновая нестабильность после прохождения йодной ямы имеет автоколебательный характер. Самопроизвольно эти автоколебания не устранятся, поэтому для их ликвидации необходимо принимать соответствующие меры [89, 141].

С увеличением эффективных суток оперативный запас реактивности уменьшается, при этом накопление шлаков в топливе растет. Поэтому в 160-е эффективные сутки ксеноновые колебания имеют большую амплитуду по сравнению с ксеноновыми колебаниями в 80-е сутки.

В 284.72 эффективные сутки (рис. 1.5), когда в топливе накопилось уже достаточно шлаков и оперативного запаса реактивности не хватает на подавление ксеноновой нестабильности, ксеноновые колебания имеют расходящийся характер, что может сделать реактор практически неуправляемым [10, 15].

Причиной ксеноновых колебаний могут стать возмущения, наносимые на АКЗ реактора.

Так, например, при снижении мощности реактора вводом в АКЗ группы ОР СУЗ, возникшее при этом нестационарное ксеноновое отравление первоначально будет иметь тот же знак, что и возмущение, но после прохождения минимума йодной ямы реактивность и мощность начинают изменяться в противоположных направлениях. Так как стержни ОР СУЗ вводятся в АКЗ реактора вертикально сверху вниз, наибольшую эффективность они будут иметь именно в верхней половине АКЗ. Соответственно, наибольшие концентрации йода и ксенона будут тоже в верхней половине АКЗ реактора, следовательно, энерговыделение в верхней половине АКЗ уменьшится (рис. 1.6, кривая 2).

Таким образом, верхняя половина АКЗ реактора будет в подкритичном состоянии, а нижняя – в надкритичном. В дальнейшем в результате интенсивного деления топлива в нижней половине АКЗ концентрация ^{135}Xe в

ней начнет увеличиваться, тем самым постепенно вводя нижнюю половину АКЗ реактора в подкритичное состояние. В верхней половине АКЗ будут происходить обратные процессы (рис. 1.6, линия 3). Происходит периодическое перераспределение энерговыделения в АКЗ реактора.

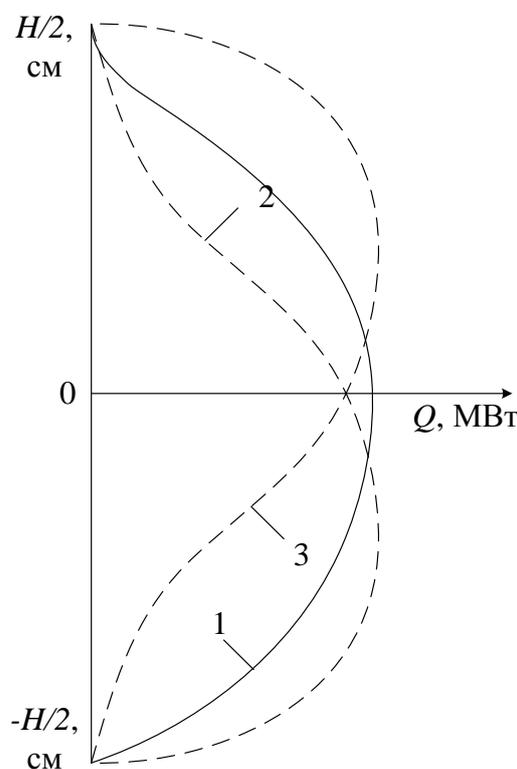


Рис. 1.6 Изменение распределения энерговыделения Q по высоте АКЗ реактора ВВЭР-1000 во время ксеноновых колебаний: 1 – на номинальном уровне мощности; 2,3 – во время ксеноновых колебаний

При нанесении возмущения в виде изменения температуры теплоносителя 1-го контура, появившийся в результате этого ТЭР может вызвать ксеноновые колебания. Это произойдет из-за того, что при нанесении возмущения температура теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора изменяется не одинаково. Следовательно, величина ТЭР в разных частях АКЗ реактора будет разной, и соответственно, плотность потока нейтронов в АКЗ тоже будет неодинаковой [14, 40].

При нанесении возмущения изменением концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура его температура изменится. Это изменение так же, как и в предыдущем случае, будет неодинаковым по АКЗ реактора. Следовательно, появившийся ТЭР может стать причиной возникновения ксеноновых колебаний.

Неконтролируемые ксеноновые колебания опасны тем, что ведут к ухудшению устойчивости энерговыделения, могут привести к пережогу твэлов, а также ухудшают характеристики реактора как объекта управления.

Периодическое перераспределение энерговыделения по высоте АКЗ реактора под действием ксеноновых колебаний является одной из основных проблем обеспечения безопасной эксплуатации энергоблока и устойчивости реактора во время эксплуатации [3, 63].

1.2.4. Управление мощностью реактора ВВЭР-1000

Регулирование мощности реактора ВВЭР-1000 осуществляется двумя независимыми системами: механической – стержнями ОР СУЗ и жидкостной – введением/ выведением в теплоноситель 1-го контура борной кислоты.

Согласно ПБЯ [110] ОР СУЗ предназначены:

- для управления реактивностью и мощностью РУ;
- для контроля плотности нейтронного потока, скорости его изменения, технологических параметров, необходимых для защиты и управления реактивностью и мощностью РУ;
- для перевода АКЗ реактора в подкритическое состояние и поддержания ее в этом состоянии.

К преимуществам управления мощностью ОР СУЗ можно отнести их быстроедействие и легкость автоматизации.

Недостатки:

- искривление поля энерговыделения, и, как следствие, изменение величины АО;
- перемещение ОР СУЗ может послужить причиной возникновения ксеноновых колебаний;
- возникновение значительных напряжений в оболочках ТВЭЛОВ находящихся вблизи ОР СУЗ, которые обусловлены скачками мощности при перемещении ОР СУЗ.

Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе осуществляется с помощью системы подпитки и водоочистки 1-го контура.

Согласно ГОСТ 24693-81 «... система борного регулирования, которая работает по принципу изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура путем разбавления его обессоленной водой или раствором борной кислоты ...» должна обеспечивать [51]:

- компенсацию медленных изменений реактивности, которые связаны с выгоранием ядерного топлива, отравлением ^{135}Xe и ^{149}Sm , разогревом-расхолаживанием 1-го контура с заданными скоростями и изменением мощности реактора;
- создание и поддержание в 1-ом контуре концентрации борной кислоты, необходимой для безопасного проведения перегрузки реактора и ремонтных работ;
- компенсации утечек теплоносителя из 1-го контура до значений, не требующих включения систем аварийного ввода бора.

Преимуществом управления мощностью реактора БК является то, что изменение ее концентрации в теплоносителе 1-го контура не влияет на поле энерговыделения [143].

Недостатками являются:

- низкое быстродействие;
- из-за того, что БК в теплоноситель вводят/выводят дискретно (ввиду отсутствия достоверной информации о распределении и концентрации БК в

контуре [120], образуется большое количество жидких радиоактивных отходов.

1.2.5. Устойчивость активной зоны реактора реактора в маневренном режиме

Реактор является источником повышенной опасности. Условием безопасной эксплуатации энергоблока является равномерность энерговыделения в АКЗ реактора [123, 124, 125, 133]. Поэтому одной из наиболее важных задач является поддержание равномерности энерговыделения в АКЗ реактора как залога устойчивости реактора и надежной и безопасной работы оборудования 1-го контура и в первую очередь условий работы топлива и оболочек твэлов как в стационарном режиме, так и во время перехода с одного уровня мощности на другой [77].

Количественной мерой равномерности энерговыделения по высоте АКЗ реактора является специальный интегральный параметр - аксиальный офсет (АО).

Величина АО определяется как [142]

$$AO = \frac{Q_B - Q_H}{Q_B + Q_H} \cdot 100\%, \quad (1.3)$$

где Q_B – тепловая мощность (энерговыделение) верхней половины АКЗ реактора, МВт;

Q_H – энерговыделение нижней половины АКЗ реактора, МВт.

В маневренном режиме значение АО должно поддерживаться в установленном регламентом диапазоне в зависимости от текущего уровня мощности (рис. 1.7).

Выход значения АО за пределы рекомендованной области может привести к неравномерности нейтронного потока и возникновению

аксиальных ксеноновых колебаний, появление которых негативно скажется на времени стабилизации реактора и работе оборудования 1-го контура [66, 138]. При определенных условиях неравномерность нейтронного потока в АКЗ реактора может привести к предаварийным или аварийным ситуациям [133, 139, 140, 141, 142].

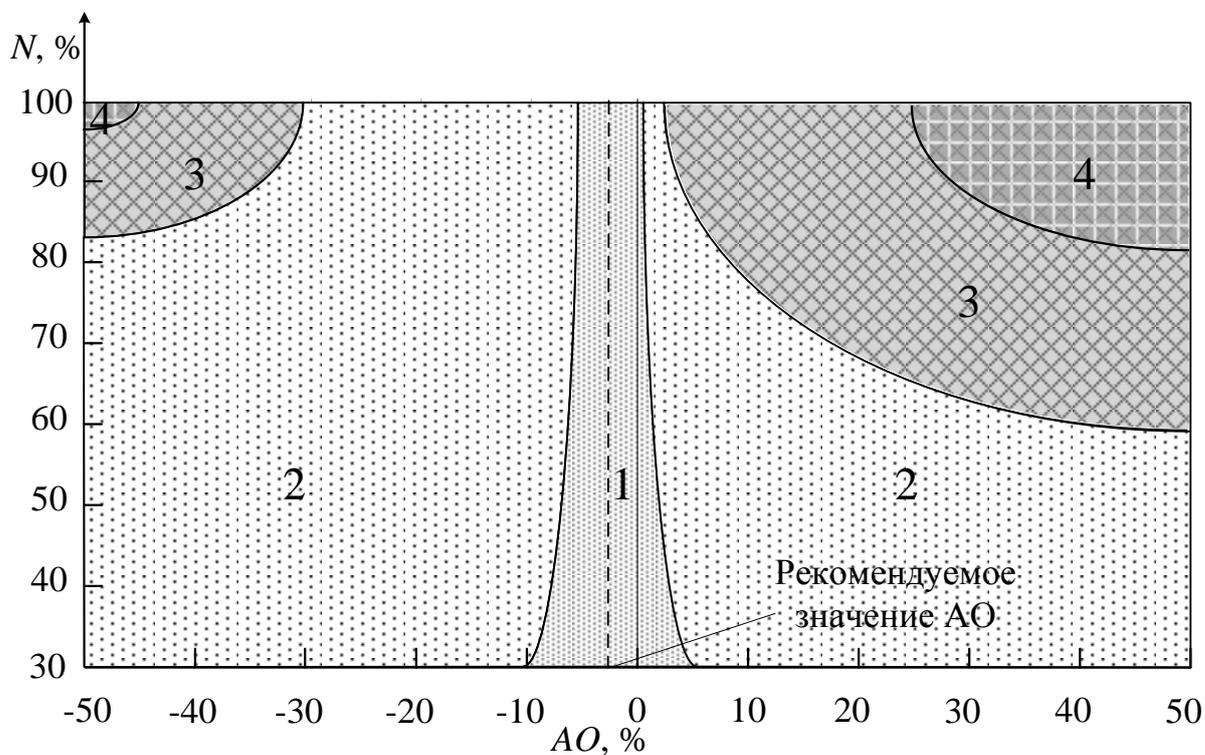


Рис. 1.7 Регламентные области значений АО в зависимости от уровня мощности реактора: 1 – рекомендованная область; 2 – допустимая область; 3 – не рекомендованная область; 4 – запрещенная область

Маневрирование мощностью осуществляется по так называемым статическим программам регулирования (иногда программы регулирования называют методами регулирования), которые представляют собой зависимость технологических параметров энергоблока от мощности в установившихся режимах. Поэтому возникает необходимость рассмотреть, как изменение технологических параметров в известных статических программах регулирования влияет на АО в маневренных режимах [4, 77, 108, 109, 122].

1.3. Анализ существующих программ регулирования

Статические программы регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000 рассчитываются на основе балансовых соотношений, которые представляют собой зависимость основных параметров энергоблока АЭС от ее мощности [52, 135, 66].

Количество теплоты, воспринимаемое теплоносителем 1-го контура от оболочек ТВЭЛов в единицу времени в АКЗ реактора, описывается как [135]

$$Q_1 = G \cdot c_p \cdot (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}),$$

где Q_1 – количество теплоты, переданное теплоносителю в 1-м контуре, кВт;

G – расход теплоносителя 1-го контура, кг/с;

c_p – средняя теплоемкость теплоносителя, кДж/кг К;

$t_{\text{вых}}$ – температура теплоносителя на выходе из АКЗ реактора, °С;

$t_{\text{вх}}$ – температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора, °С.

Количество теплоты, воспринимаемое в ПГ теплоносителем 2-го контура от теплоносителя 1-го контура за единицу времени [66]:

$$Q_{\text{ПГ}} = k \cdot F \cdot (t_{\text{ср}} - t_s),$$

где $Q_{\text{ПГ}}$ – количество теплоты, воспринятое во 2-м контуре, кВт;

k – коэффициент теплопередачи, кВт/м² К;

F – суммарная эффективная площадь поверхностей теплообмена парогенераторов, м²;

$t_{\text{ср}}$ – средняя температура теплоносителя в АКЗ реактора, °С;

t_s – температура насыщенного пара во 2-м контуре, °С.

Температура насыщенного пара во 2-м контуре t_s однозначно связана с давлением во 2-м контуре p_{II} и характер изменения этих двух параметров одинаков. Поэтому об изменении p_{II} можно судить по изменению t_s , и наоборот.

В практике эксплуатации АЭС применяют следующие основные статические программы регулирования энергоблока с ВВЭР-1000 [135, 66]:

1) I программа – программа регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} ;

2) II программа – программа регулирования с постоянным давлением во втором контуре p_{II} и, следовательно, постоянной температурой насыщенного пара во 2-м контуре t_s ;

3) III программа – компромиссная программа регулирования с умеренным изменением средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} и давления во 2-м контуре p_{II} ;

4) IV программа – комбинированная программа с поддержанием постоянного давления во 2-м контуре p_{II} при малых нагрузках и постоянной средней температуре теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} при больших нагрузках.

При работе энергоблока на проектном уровне мощности программа регулирования не играет важной роли. Однако в маневренных режимах выбор программы регулирования может оказать существенное влияние на характеристики энергоблока и работу его оборудования в дальнейшем.

1.3.1. Влияние изменения температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора на равномерность энерговыделения

Зависимость температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора от мощности энергоблока в статических программах регулирования показана на рис. 1.8.

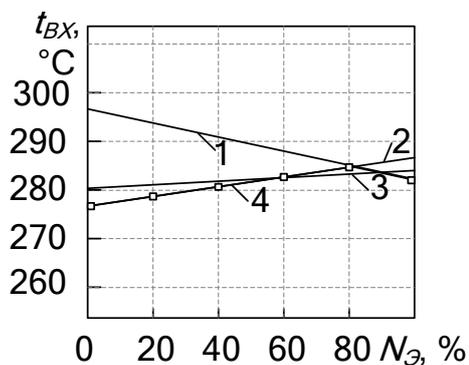


Рис. 1.8 Изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора $t_{вх}$ по разным программам регулирования: 1 – I программа; 2 – II программа; 3 – III программа; 4 – IV программа

Как показано на рис. 1.8 во всех программах регулирования температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора изменяется.

Так как теплоноситель подается в АКЗ реактора снизу и движется вверх, то изменение его температуры на входе в АКЗ будет влиять на энерговыделение в нижней половине АКЗ реактора.

Отклонение температуры теплоносителя от номинального значения приведет к возникновению ТЭР, причем, чем больше будет отклонение, тем больший эффект реактивности оно вызовет. Изменение энерговыделения в нижней части АКЗ реактора приведет к возникновению МЭР по следующей цепочке причинно-следственных связей:

$$\begin{aligned}
 t_{ТН} \downarrow &\rightarrow \rho_{ТН} \uparrow \rightarrow Q \uparrow \rightarrow t_{ТОИИ} \uparrow \rightarrow \rho_M \downarrow \\
 t_{ТН} \uparrow &\rightarrow \rho_{ТН} \downarrow \rightarrow Q \downarrow \rightarrow t_{ТОИИ} \downarrow \rightarrow \rho_M \uparrow
 \end{aligned}$$

При изменении уровня мощности со 100 до 80% температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора по I, IV программам увеличивается на 3 °C; по II – уменьшается на 2,5 °C; по III программе температура теплоносителя уменьшится на 0,5 °C.

В программах регулирования II и III уменьшение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора приведет к возникновению положительного ТЭР, при этом знак МЭР будет отрицательным (рис. 1.9).

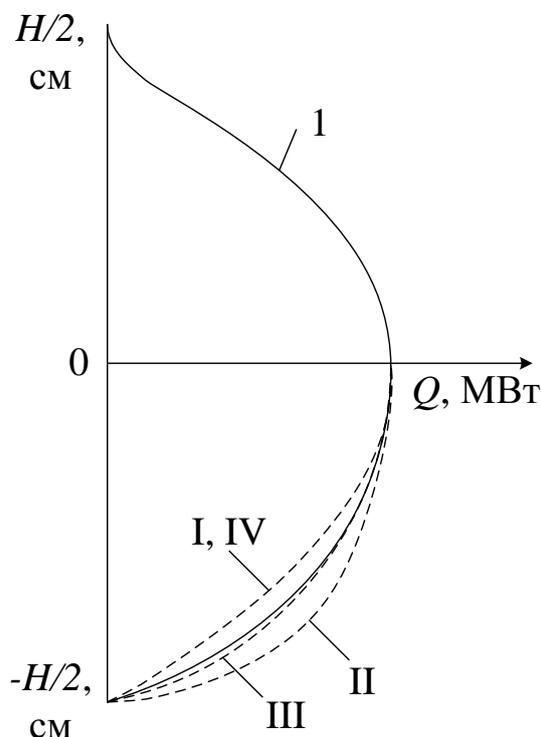


Рис. 1.9 Влияние изменения температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора на равномерность энерговыделения в разных программах регулирования: I – I программа; II – II программа; III – III программа; IV – IV программа. 1 – распределение энерговыделения в стационарном режиме при мощности, равной 80%

В I, IV программах регулирования увеличение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора приведет к возникновению отрицательного ТЭР, при этом МЭР будет иметь положительный знак и частично компенсировать влияние температурного эффекта реактивности (рис. 1.9).

ТЭР меньше всего проявится там, где произойдет наименьшее отклонение от номинального значения, а значит, в III программе регулирования ТЭР окажет наименьшее влияние на равномерность энерговыделения (рис. 1.9).

Чем меньше изменится энерговыделение, тем меньше изменится величина АО.

По сути АО показывает, насколько в процентном соотношении тепловая мощность верхней половины АКЗ реактора больше (при положительном АО) или меньше (при отрицательном АО) тепловой мощности нижней половины АКЗ. Из рис. 1.9 можно сделать вывод, что в программах II и III величина АО уменьшится, причем в программе II существеннее, чем в программе III, а в программах I и IV – увеличится.

Вызванное изменением температуры теплоносителя на входе в АКЗ изменение плотности потока нейтронов в нижней половине АКЗ реактора может привести к возникновению ксеноновых колебаний. Ввиду того, что нижняя половина реактора неуправляема, удержать равномерное энерговыделение в АКЗ реактора будет сложно.

1.3.2. Влияние изменения средней температуры теплоносителя в реакторе на равномерность энерговыделения

Зависимость средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора от мощности энергоблока в статических программах регулирования показана на рис. 1.10.

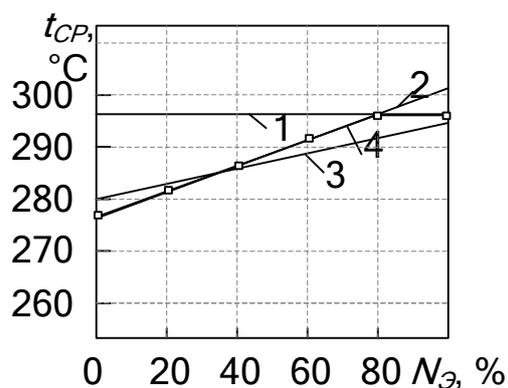


Рис. 1.10 Изменение средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} в разных программах регулирования: 1 – I программа; 2 – II программа; 3 – III программа, 4 – IV программа

При изменении уровня мощности со 100 до 80% средняя температура теплоносителя 1-го контура в статических программах регулирования изменяется следующим образом: по III программе температура теплоносителя уменьшится на 2,5 °С; по II – уменьшается на 3,5 °С; по I, IV программам средняя температура не меняется.

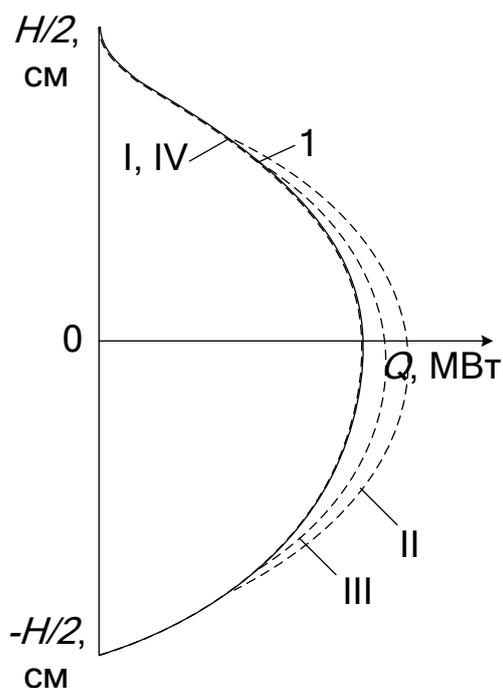


Рис. 1.11 Влияние изменения средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора на равномерность энерговыделения в разных программах регулирования: I – I программа; II – II программа; III – III программа; IV – IV программа. 1 – распределение энерговыделения в стационарном режиме при мощности, равной 80%

Изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура будет влиять на энерговыделение в центральной части АКЗ реактора (рис. 1.11).

В программах регулирования II и III знак ТЭР будет положительным, при этом знак МЭР – будет противоположным. Таким образом, эти два эффекта реактивности будут конкурировать между собой (рис. 1.11).

В I, IV программах из-за постоянства средней температуры теплоносителя ТЭР не появится, вследствие чего МЭР также будет отсутствовать (рис. 1.11).

Таким образом, уменьшение средней температуры теплоносителя 1-го контура приведет к незначительному увеличению тепловой мощности реактора (II и III программы регулирования), но не повлияет на величину АО. В I и IV программах величина АО также не изменится.

В силу стабильности АО при изменении мощности со 100 до 80% при постоянной температуре теплоносителя возникновение ксеноновых колебаний исключено.

1.3.3. Влияние изменения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны реактора на равномерность энерговыделения

Зависимость температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора от мощности энергоблока в статических программах регулирования показана на рис. 1.12

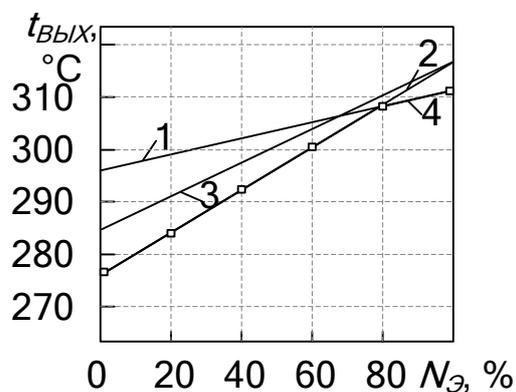


Рис. 1.12 Изменение температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора $t_{\text{ВЫХ}}$ в разных программах регулирования: 1 – I программа; 2 – II программа; 3 – III программа; 4 – IV программа

Во всех программах регулирования температура теплоносителя на выходе из АКЗ реактора изменяется (рис. 1.12).

При изменении уровня мощности изменение температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора будет влиять на энерговыделение в верхней половине АКЗ реактора.

При изменении уровня мощности со 100 до 80% температура теплоносителя на выходе из АКЗ реактора: по I, IV программам уменьшится на 3 °С; по II – уменьшается на 9 °С; по III программе температура теплоносителя уменьшится на 8 °С.

Во всех программах температура теплоносителя уменьшается, что приведет к положительному ТЭР и отрицательному МЭР.

При этом под действием конкурирующих между собой ТЭР и МЭР значение АО во всех четырех программах с разной степенью увеличится (рис. 1.13).

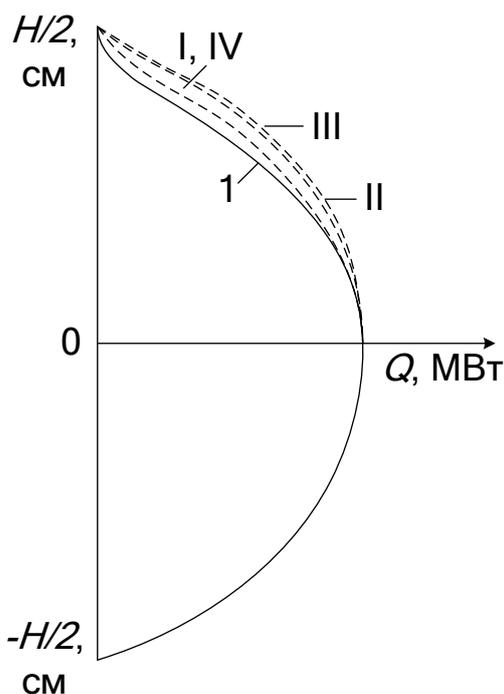


Рис. 1.13 Влияние изменения температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора на равномерность энерговыделения в разных программах регулирования: I – I программа; II – II программа; III – III программа; IV – IV программа 1 – распределение энерговыделения в стационарном режиме при мощности, равной 80%

Как было сказано ранее, в маневренных режимах значение АО не должно выходить за установленный регламентом диапазон. Для изменения мощности со 100 до 80% этот диапазон находится в пределах $[-6; 0]$. Значит, увеличение величины АО, больше 0, недопустимо.

Вызванное изменением температуры теплоносителя на выходе из АКЗ изменение плотности потока нейтронов в верхней половине АКЗ реактора может привести к возникновению ксеноновых колебаний.

Верхняя половина АКЗ реактора в отличие от нижней управляемая. Органами управления являются стержни ОР СУЗ. Таким образом, подавление ксеноновых колебаний и поддержание АО в верхней половине АКЗ реактора можно осуществлять регулирующей группой ОР СУЗ.

1.3.4. Влияние изменения давления пара во втором контуре на равномерность энерговыделения

Зависимость давления пара во 2-м контуре и температуры насыщенного пара от мощности энергоблока в статических программах регулирования показана на рис. 1.14.

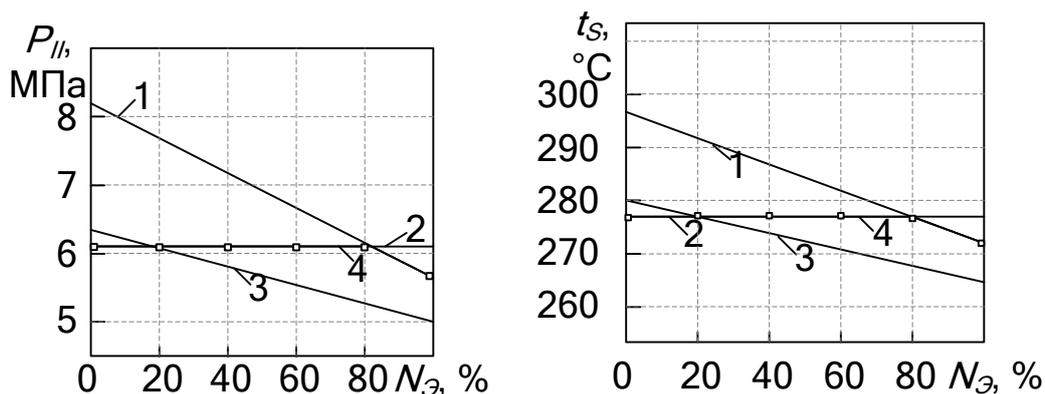


Рис. 1.14 Изменение давления пара во 2-м контуре p_{II} и температуры насыщенного пара t_s в разных программах регулирования: 1 – I программа; 2 – II программа; 3 – III программа; 4 – IV программа

Температура насыщения однозначно определяется давлением пара во 2-м контуре. Поэтому достаточно рассмотреть влияние одного из параметров на изменение энерговыделения в АКЗ реактора.

При изменении уровня мощности со 100 до 80% давление во 2-м контуре: по I, IV программам – увеличится на 0.48 МПа; по II – не изменится; по III программе – увеличится на 0, МПа. Увеличение давления пара во 2-м контуре приведет к увеличению температуры насыщения и, следовательно, уменьшит отвод тепла от 1-го контура. Температура теплоносителя 1-го контура по II программе регулирования не изменится, следовательно, можно сделать вывод, что значение АО и энерговыделение также не изменятся.

По программам I, IV и III температура теплоносителя 1-го контура начнет увеличиваться, причем изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора будет больше, чем изменение средней температуры и температуры на выходе из АКЗ реактора. Следовательно, ТЭР и МЭР в нижней половине АКЗ реактора проявят себя сильнее, чем в середине и верхней половине АКЗ реактора.

Так как температура теплоносителя 1-го контура при изменении мощности со 100 до 80% в оставшихся трех программах увеличится, то ТЭР будет иметь в них отрицательный знак. Напротив, МЭР будет иметь положительный знак и частично компенсировать действие ТЭР. Влияние изменения давления пара во 2-м контуре на равномерность энерговыделения показано на рис. 1.15. Ввиду того, что энерговыделение в нижней части АКЗ реактора уменьшается сильнее, возможно возникновение ксеноновых колебаний.

1.4. Анализ существующих автоматизированных систем регулирования мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000

Процессу изменения технологических параметров всегда сопутствует работа системы автоматического управления и защиты энергоблока [59, 116].

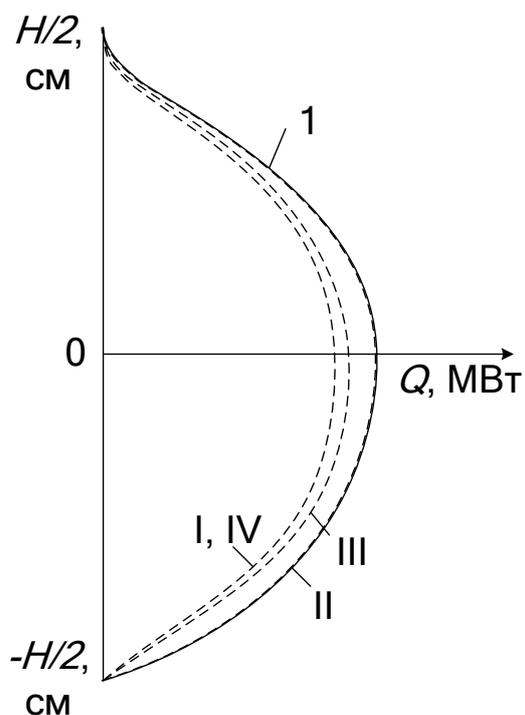


Рис. 1.15 Влияние изменения давления пара во 2-м контуре на равномерность энерговыделения в разных программах регулирования: I – I программа; II – II программа; III – III программа; IV – IV программа. 1 – распределение энерговыделения в стационарном режиме при мощности, равной 80%

На рис. 1.16 показана схема регулирования мощности энергоблока, реализующая программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} , где: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулирующие клапаны турбины; 4 – турбина; 5 – генератор; 6 – главный циркуляционный насос; 7 – задатчик электрической мощности генератора; 8 – регулятор мощности энергоблока; 9 – механизм управления турбиной; 10 – сервомотор; 11 – регулятор частоты вращения турбины; 13 – приводы регулирующих стержней; 14 – ионизационная камера; 15 – регулятор нейтронной мощности реактора; 18 – регулятор средней температуры теплоносителя 1-го контура; 19 – датчики температуры теплоносителя 1-го контура; 20 – задатчик средней температуры теплоносителя 1-го контура, 22

– датчик частоты вращения турбины, 23 – задатчик частоты вращения турбины [66, 135].

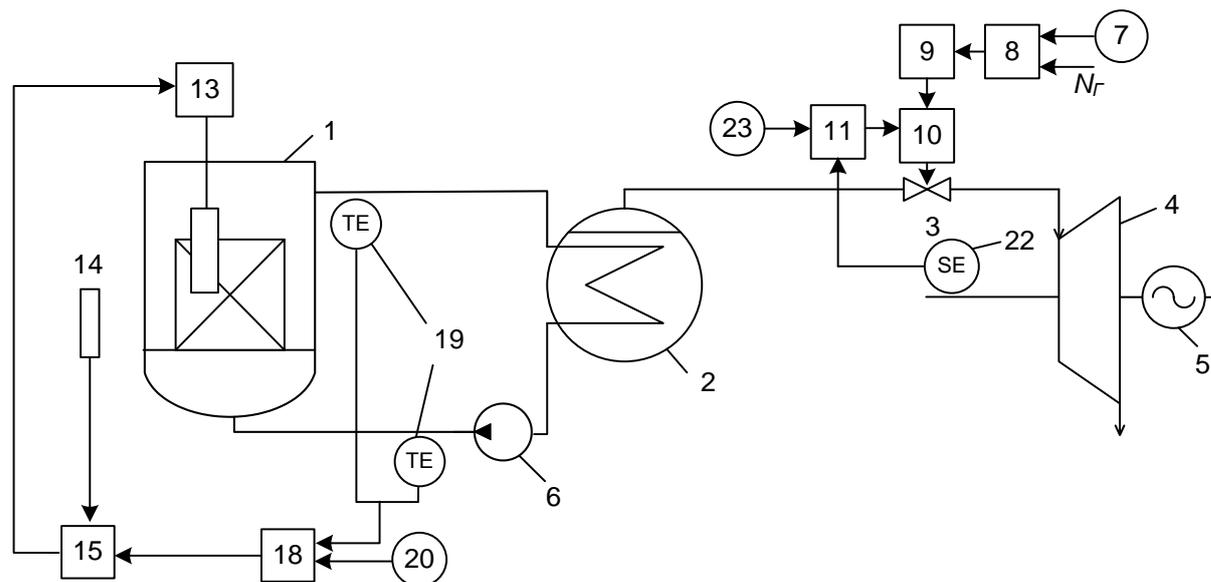


Рис. 1.16 Принципиальная схема регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000, реализующая программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp}

Алгоритм управления, реализующий программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} , осуществляется следующим образом. По требованию энергосистемы увеличить мощность энергоблока эксплуатационный персонал, воздействуя на задатчик электрической мощности генератора 7, изменяет ее заданное значение. Так как мощность генератора N_G оказывается не равной новому заданному значению, регулятор мощности энергоблока 8 в зависимости от разности этих двух значений формирует управляющую команду. Эта команда передается механизму управления турбиной (МУТ) 9 и далее сервомотору 10, который открывает регулирующие клапаны 3 турбины 4. Электрическая мощность генератора будет изменяться до тех пор, пока не станет равной новому значению.

Открытие регулирующих клапанов увеличит пропуск пара в турбину, соответственно давление пара перед турбиной и в парогенераторе 2

уменьшится. Уменьшение давления пара в ПГ приведет к уменьшению температуры насыщения. Количество теплоты, отводимое 2-м контуром, увеличится. Это приведет к тому, что температура теплоносителя 1-го контура на выходе из ПГ, которая одновременно является температурой теплоносителя на входе в АКЗ реактора, уменьшится. Вместе с ней уменьшится и средняя температура теплоносителя.

Регулирование тепловой мощностью осуществляется автоматическим регулятором мощности (АРМ), который включает в себя регулятор средней температуры теплоносителя 1-го контура и регулятор нейтронной мощности [80, 81, 106].

Регулятор средней температуры теплоносителя 1-го контура 18, сравнивая заданное 20 и фактическое 19 значения средней температуры, сформирует корректирующий сигнал на регулятор нейтронной мощности. В соответствии с этим регулятор нейтронной мощности выработает команду на приводы регулирующих стержней 13 для изменения их положения. Таким образом, при переходе с одного уровня мощности на другой значение средней температуры теплоносителя 1-го контура поддерживается постоянным.

На рис. 1.17 показана схема регулирования мощности энергоблока, реализующая программу регулирования с постоянным давлением во втором контуре p_{II} и, следовательно, постоянной температурой насыщенного пара во 2-м контуре t_s [153, 107]. Обозначения с 1 – 23 те же, что и на рис. 1.16; 12 – первичный измерительный преобразователь давления пара во 2-м контуре; 16 – регулятор давления пара во 2-м контуре; 17 – задатчик давления пара во 2-м контуре.

Аналогично рассмотренному выше алгоритму управления по требованию энергосистемы изменить мощность энергоблока эксплуатационный персонал на задатчике мощности 7 изменит ее заданное значение. Для устранения появившегося в результате этого рассогласования между заданным и фактическим значением мощности энергоблока регулятор

мощности 8 сформирует управляющую команду на изменение положения регулирующих клапанов 3 турбины 4 . Изменение положения регулирующих клапанов 3 турбины 4 приведет к изменению давления пара во 2-м контуре.

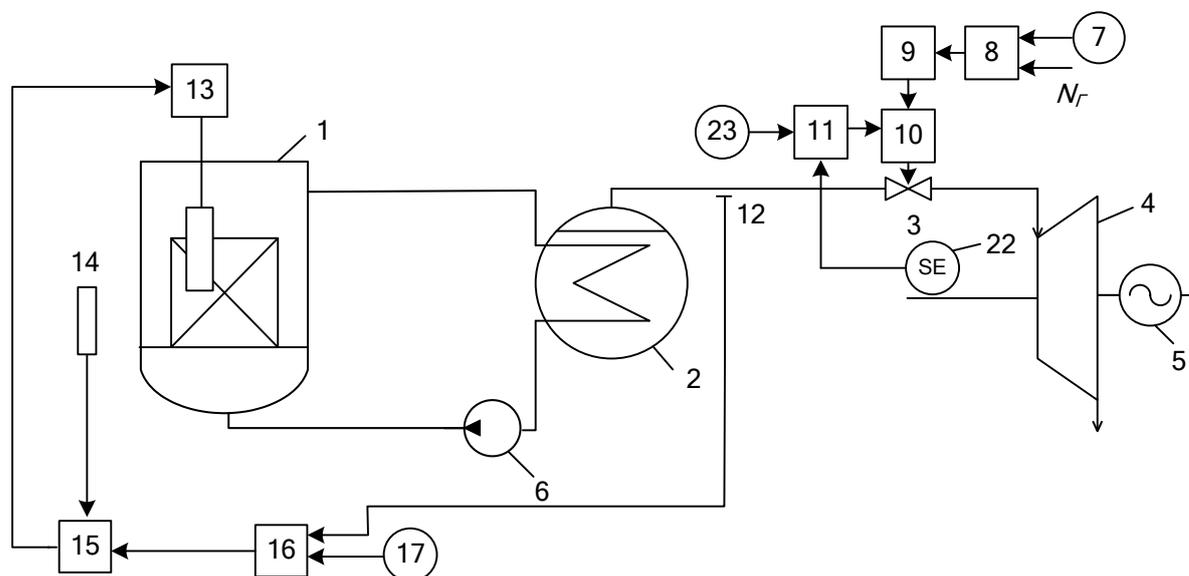


Рис. 1.17 Принципиальная схема регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000 реализующая программу регулирования с постоянным давлением во 2-м контуре p_{II} и, следовательно, постоянной температурой насыщенного пара во 2-м контуре t_s

Отклонение от заданного задатчиком давления 17 значения воспримет регулятор давления 16 , который сформирует корректирующий сигнал. Этот сигнал будет передан регулятору нейтронной мощности 15 . Регулятор нейтронной мощности 15 , сравнивая фактическое значение нейтронной мощности, полученное от ионизационных камер, с заданием, полученным от регулятора давления 16 , сформирует управляющую команду на привод стержней управления 13 . Таким образом, при изменении уровня мощности давление пара во 2-м контуре будет поддерживаться постоянным [131].

На рис. 1.18 показана схема регулирования мощности энергоблока, реализующая компромиссную программу регулирования с умеренным изменением средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} и

давления во 2-м контуре p_{II} [33, 56, 66, 135]. Обозначения с 1 – 23 те же, что и на рис. 1.16 и 1.17; 21 – дифференциатор.

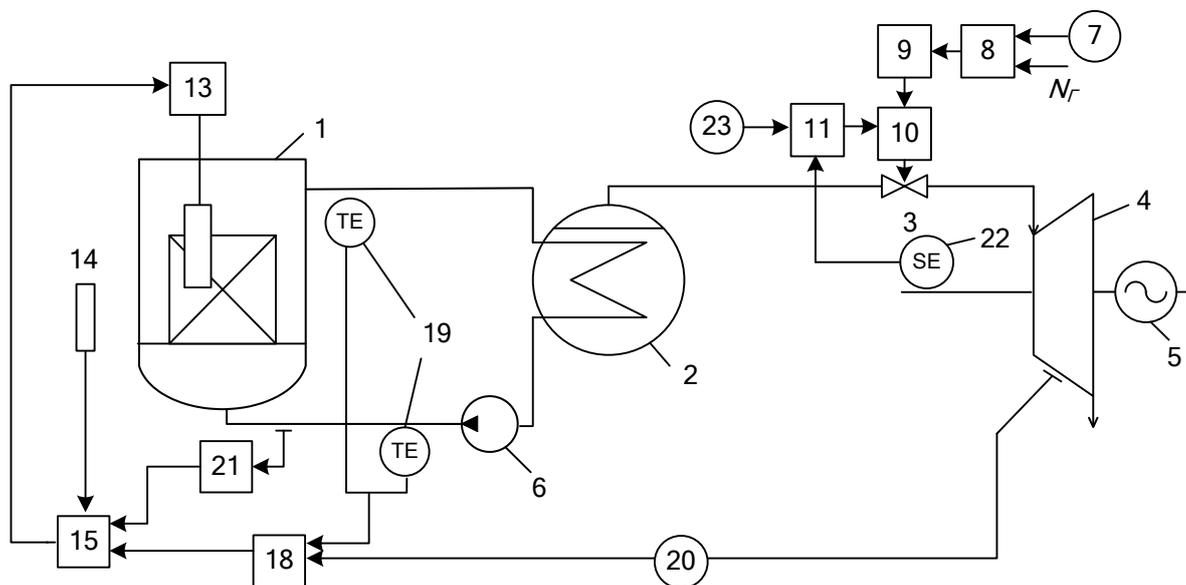


Рис. 1.18 Принципиальная схема регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000, реализующая компромиссную программу регулирования с умеренным изменением средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} и давления во 2-м контуре p_{II}

Так же, как и в рассмотренных выше алгоритмах, изменение уровня мощности энергоблока происходит по требованию энергосистемы. При этом регулятор мощности энергоблока 8, как и прежде, будет подавать управляющее воздействие через МУТ на сервопривод для изменения положения регулирующих клапанов, приводящее к изменению давления пара во 2-м контуре. Управление тепловой мощностью, как и в алгоритме, реализующем программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} , осуществляется каскадным регулятором. Он состоит из стабилизирующего регулятора нейтронной мощности 15 и корректирующего регулятора средней температуры теплоносителя 1-го контура 18. В отличие от алгоритма, реализующего программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ

реактора t_{cp} , задание на задатчике средней температуры 20 меняется линейно в зависимости от нагрузки блока. В качестве сигнала, пропорционального мощности энергоблока, использовано давление за регулирующей ступенью турбины. Для демпфирования колебаний давления теплоносителя 1-го контура с дифференциатора 21 на регулятор нейтронной мощности 15 подается дополнительный сигнал по производной давления [135, 137].

На рис. 1.19 показана схема регулирования мощности энергоблока, реализующая комбинированную программу с поддержанием постоянного давления во 2-м контуре p_{II} при малых нагрузках и постоянной средней температуре теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} при больших нагрузках [33, 56, 66, 135].

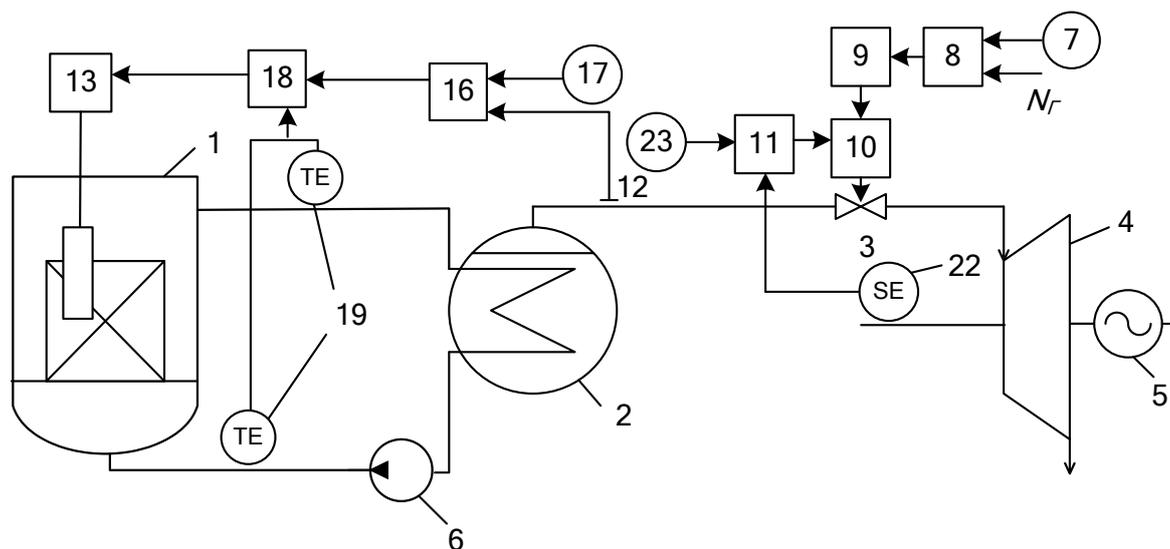


Рис. 1.19 Принципиальная схема регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000, реализующая комбинированную программу с поддержанием постоянного давления во 2-м контуре p_{II} при малых нагрузках и постоянной средней температуре теплоносителя в АКЗ реактора t_{cp} при больших нагрузках

Отличие данного алгоритма управления от предыдущих состоит в том, что регулятор средней температуры теплоносителя 1-го контура 18 , который

в данном алгоритме выступает в качестве стабилизирующего регулятора, непосредственно воздействует на приводы регулирующих стержней 13. Таким образом, мощность реактора изменяется для того, чтобы сохранить постоянное давление пара во 2-м контуре. Особенностью алгоритма является то, что сигнал от регулятора давления 16 поступает на регулятор средней температуры 18 через блок ограничения. Блок ограничения пропускает сигнал только при малых значениях мощности энергоблока. При увеличении нагрузки и выходе значения давления пара за установленный ограничителем диапазон регулятор 18 поддерживает среднюю температуру теплоносителя постоянной. Таким образом, реализуется алгоритм управления по комбинированной программе регулирования.

1.5. Постановка цели и задач диссертационного исследования

Основная задача диссертации – создание усовершенствованной АСР мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблок в режиме маневрирования мощностью, с требованием, чтобы надежность и безопасность энергоблока не были снижены, а также чтобы экономическая эффективность энергоблока сохранялась на необходимом уровне, необходимо решить следующие вспомогательные задачи:

1. Для контроля технологических параметров объекта управления по высоте АКЗ реактора, а также для расчета АО как количественной меры устойчивости реактора необходимо разработать многозонную модель реактора, которая будет иметь конечное количество участков по высоте АКЗ.

2. Для уменьшения ошибки моделирования статических и динамических свойств и процессов энергоблока необходимо разработать математическую модель энергоблока, которая будет состоять из многозонной модели реактора, модели парогенератора и модели турбогенератора.

3. Для обеспечения высоких качественных и количественных показателей процессов при управлении реактором и устойчивости реактора в маневренных режимах необходимо разработать компромиссно-комбинированную программу регулирования, которая отличается от известных тем, что температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ поддерживается постоянной за счет изменения давления пара в ПГ.

4. Для поддержания устойчивости реактора в маневренных режимах необходимо на основании компромиссно-комбинированной программы регулирования создать усовершенствованную АСР мощности энергоблока, а также провести исследование изменения АО в маневренном режиме в течение суток при функционировании усовершенствованной АСР и АСР, функционирующей по одной из программ регулирования.

1.6. Выводы по первому разделу

1. В результате анализа энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 как объекта управления выявлено, что внутренние, присущие реактору ВВЭР-1000 возмущения, такие как температурный эффект реактивности, мощностной эффект реактивности, эффект реактивности от отравления ксеноном и йодом, наиболее существенно влияют на устойчивость реактора в маневренном режиме.

2. Показано, что одной из наиболее важных проблем, возникающих при эксплуатации энергоблока, является проблема поддержания равномерного распределения энерговыделения в АКЗ реактора в аксиальном направлении как залога устойчивости реактора.

3. Проанализировано, как изменение технологических параметров в известных программах регулирования в маневренном режиме влияет на изменение АО. Показано, что во всех известных программах регулирования в маневренном режиме АО изменяется, что может привести к возникновению высотных ксеноновых колебаний и, следовательно, потере реактором устойчивости.

4. Проанализированы существующие алгоритмы функционирования АСР мощности энергоблока; показано, что ни один из существующих алгоритмов не направлен на поддержание стабильности АО реактора при изменении уровня мощности. Таким образом, возникает необходимость создания усовершенствованной АСР мощности энергоблока, в которой АО не изменялся в маневренных режимах, что обеспечит устойчивость реактора и энергоблока в целом.

РАЗДЕЛ 2

МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ

Для создания усовершенствованной АСР мощности энергоблока необходимо воспользоваться математическим моделированием. Наиболее сложным, с точки зрения управления, элементом энергоблока является реактор. Часто для решения и исследования некоторых инженерных задач, а также для решения задач автоматизированного управления используют точечную модель реактора ВВЭР-1000 с сосредоточенными параметрами [56]. Такая модель не позволяет контролировать изменение основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров по высоте АКЗ реактора. Технологические параметры АКЗ реактора существенно изменяются по высоте АКЗ, что неизбежно приводит к изменению технологических параметров в других элементах энергоблока, а также усилению внутренне присущих реактору возмущений.

Необходимость контролировать изменение основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров обусловлена тем, что даже при работе реактора на номинальной мощности отклонение технологического параметра АКЗ реактора может привести к возникновению ксеноновых колебаний.

Неравномерность, а точнее периодическое перераспределение энерговыделения по высоте АКЗ реактора, обусловленное возникновением ксеноновых колебаний, может привести к потере устойчивости реактора.

Для возможности контроля изменения основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров, а также в связи с тем, что контролировать изменение АО как количественную меру устойчивости реактора невозможно, было принято решение создать многоточечную

математическую модель реактора, разбив АКЗ по высоте на несколько характерных участков.

Как было указано ранее, для нахождения АО достаточно создать двухточечную модель реактора, разбив АКЗ по высоте на две зоны. Однако реактор ВВЭР-1000 представляет собой нелинейный объект, и такая модель, как и традиционная одноточечная модель, также не будет адекватно описывать реактор как объект управления.

Для создания адекватной математической модели необходимо разбить АКЗ реактора по высоте на бесконечно малое количество участков (зон), однако, с точки зрения создания вслед за математической моделью имитационной модели с реализацией в среде моделирования, такое разбиение является труднореализуемым.

Поэтому было принято решение создать многоточечную математическую модель реактора ВВЭР-1000, разбив АКЗ реактора по высоте на такое количество зон, чтобы:

- погрешность вычислений, связанная с кусочно-линейной линеаризацией нелинейного объекта, была минимальна;
- была возможна реализация в среде моделирования на ПЭВМ средней производительности.

Согласно технологическому регламенту безопасности эксплуатации (ТРБЭ) при работе энергоблока на номинальной мощности рабочее положение 10-й регулирующей группы ОР СУЗ находится на высоте 90% от низа АКЗ реактора [133]. При изменении мощности с 75 до 100% предельно допустимое нижнее положение 10-й регулирующей группы ОР СУЗ находится на высоте 70% от низа АКЗ реактора.

Таким образом, ввиду одинаковой кратности значений предельных верхнего и нижнего регламентных положений 10-й регулирующей группы ОР СУЗ было принято решение разбить АКЗ реактора по высоте на 10 зон. Известно, что высота АКЗ равна 3,535 м. Таким образом, высота каждой зоны будет равна 0,3535 м.

Выходные параметры многозонной модели реактора, такие как температура теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора и средняя температура теплоносителя, будут исходными для модели парогенератора (ПГ). Выходные параметры модели ПГ, а именно расход и давление пара в ПГ станут исходными для модели турбогенератора.

2.1. Структура многозонной модели реактора

Упрощенная блок-схема реактора ВВЭР-1000 как объекта управления без учета внутренних возмущений, присущих реактору, представлена на рис. 2.1, а структурная схема многозонной модели реактора ВВЭР-1000 – на рис. 2.2. На рис. 2.1 управляющими воздействиями являются: $h_{\text{СУЗ}}$ – высота погружения в АКЗ регулирующей группы ОР СУЗ, и $C_{\text{бор}}$ – изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе; регулируемые величинами: Q – энерговыделение, t_{fi} – температура топлива в i -й зоне, AO – аксиальный офсет, $t_{10}^{\text{вых}}$ – температура теплоносителя на выходе из АКЗ реактора; возмущением является $t_1^{\text{вх}}$ – температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора.

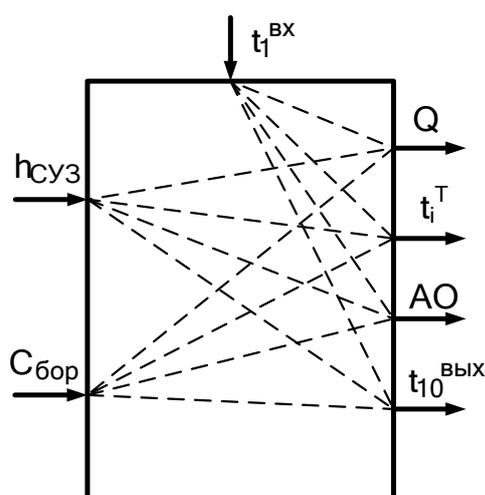


Рис. 2.1 Упрощенная блок-схема реактора ВВЭР-1000 как объекта управления:

Структурно каждая зона состоит из девяти блоков:

- точечная модель кинетики реактора, связывающая плотность потока нейтронов с реактивностью;
- модель энерговыделения в делящемся материале, связывающая количество выделившейся энергии в результате реакций деления топлива с плотностью потока нейтронов;
- модель нагрева теплоносителя;
- модель теплопередачи внутри ТВЭЛов, связывающая температуру топлива с количеством выделившейся энергии;
- модель эффекта реактивности от отравления ксеноном;
- модель температурного эффекта реактивности;
- модель мощностного эффекта реактивности;
- модель эффективности регулирующей группы ОР СУЗ;
- модель борного регулирования.

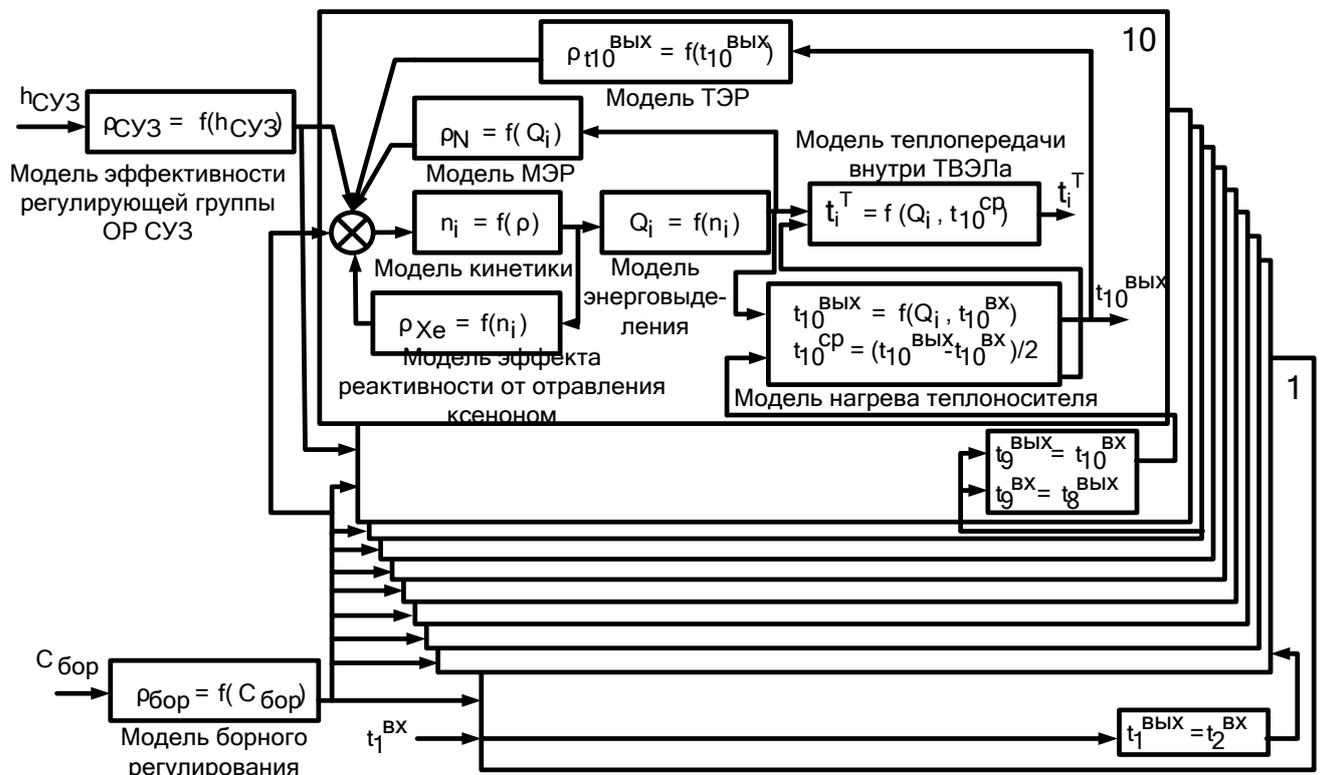


Рис. 2.2 Структурная схема реактора ВВЭР-1000

Модель каждой зоны имеет одинаковую структуру. Отличие заключается в различных начальных условиях и теплогидравлических параметрах каждой зоны и, соответственно, различных статических и динамических свойствах рассматриваемых участков.

Все дифференциальные уравнения, описывающие модель, были решены в среде моделирования Simulink пакета Matlab (1-4 АЕ К761327 ВД, № 308918). Решения были представлены в виде отклонений от номинальных значений величин, т.е. начальные условия задавались равными нулю [61, 89]. После решения дифференциальных уравнений к некоторым величинам были прибавлены абсолютные значения в номинальном режиме. Приведение таким образом к абсолютным значениям было сделано для удобства представления и наглядности.

2.2. Точечная модель кинетики реактора

Плотность потока нейтронов АКЗ реактора [86]

$$n(\tau) = \sum_{i=1}^{10} n_i(\tau),$$

где $n_i(\tau)$ – плотность потока нейтронов i -й зоны, см^{-3} ;

i – номер зоны, $i = 1 \dots 10$.

При нанесении на реактор возмущения плотность нейтронного потока изменяется. Закономерность этого изменения для каждой зоны описывается системой из 7 нелинейных дифференциальных уравнений первого порядка, учитывающих 6 групп запаздывающих нейтронов [66, 71, 41, 32, 126]:

$$\begin{cases} \frac{dn_i}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot n_i(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot n_i(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau), \end{cases}$$

где $\rho(\tau)$ – реактивность, в отн. ед.;

β_{ef} – суммарная доля запаздывающих нейтронов, в отн. ед.;

β_j – доля запаздывающих нейтронов j -й группы, в отн. ед.;

l – среднее время жизни поколения мгновенных нейтронов, с;

λ_j – постоянная радиоактивного распада предшественников j -й группы, s^{-1} ;

j – номер группы запаздывающих нейтронов, $j=1 \dots 6$;

$C_j(\tau)$ – эффективная концентрация ядер–предшественников запаздывающих нейтронов j -й группы, cm^{-3} .

Значения постоянных в системе дифференциальных уравнений, таких как β_{ef} , β_j , l , λ_j , были вынесены в приложение А.

Для решения приведенной системы дифференциальных уравнений в отклонениях от номинальных значений необходимо задаваться нулевыми начальными значениями для $n_i(\tau)$ и $C_j(\tau)$. Решением системы будет значение отклонения плотности нейтронов для i -й зоны $\Delta n(\tau)$.

Для получения абсолютных значений нейтронного потока для каждой зоны были заданы начальные значения $n_i(\tau)$. Они занесены в приложение А.

Модель кинетики реактора была реализована в среде моделирования Simulink пакета Matlab [61, 89] (рис. 2.3).

2.3. Модель энерговыделения в делящемся материале

Выделение тепла в АКЗ реактора, сопровождающее работу реактора, обусловлено реакцией деления ядер топлива, а именно передачей

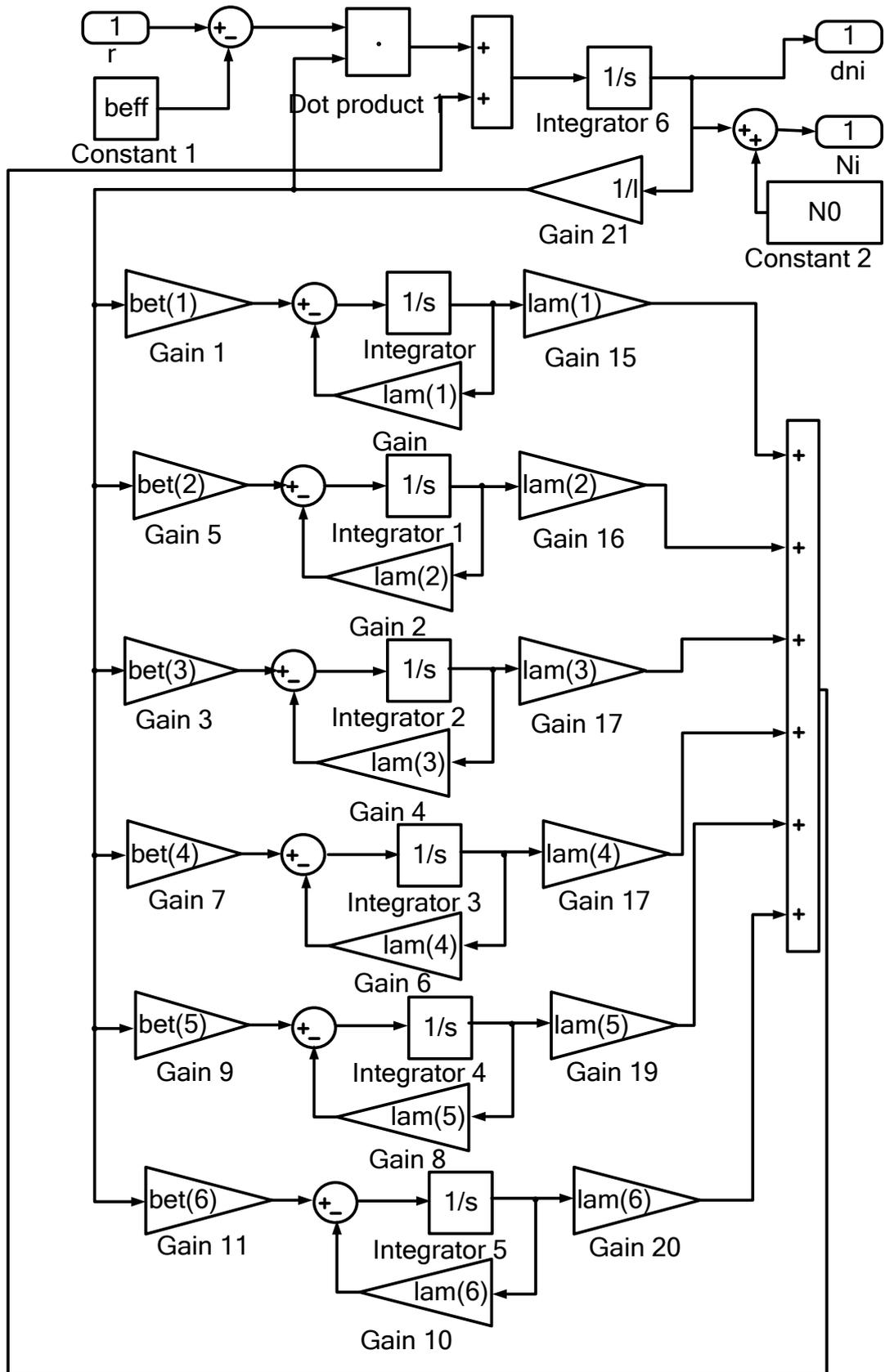


Рис. 2.3 Реализация модели кинетики реактора в среде моделирования Simulink пакета Matlab

кинетической энергии осколков деления окружающим атомам и молекулам среды, замедлением и радиационным захватом нейтронов во всех компонентах АКЗ. Также оно обусловлено поглощением мгновенного γ -излучения, а также β и γ -излучения осколков деления и продуктов их распада [39, 40, 56].

Каждая составляющая вносит количественный вклад в распределение энергии и характеризуется своим временным распределением.

Основная доля тепловой энергии вносится кинетической энергией осколков деления (85%). Ее преобразование в тепловую энергию происходит практически мгновенно. Одновременно происходит выделение энергии, связанное с β -излучением (0,7%). Около 2,6% тепловой энергии выделяется при замедлении нейтронов деления. Вклад каждой составляющей представлен на диаграмме (табл. 2.4).

Таблица 2.1 Виды тепловыделения в реакторе		
Вид тепловыделения по пространству	Вид тепловыделения по времени	
	Мгновенное	Постепенное
Локальное	Кинетическая энергия осколков деления – 85 %; β – излучение – 0,7 %	β – излучение – 4 %
Рассеянное	Замедление нейтронов деления – 2,6 %; γ – излучение – 3,9 %	γ – излучение – 3,8 %

Энерговыведение в АКЗ реактора определяется как [86]

$$Q(\tau) = \sum_{i=1}^{10} Q_i(\tau).$$

Энерговыведение для i -й зоны АКЗ реактора описывается таким уравнением [56, 90, 105]:

$$Q_i(\tau) = ((\varepsilon_l^M + \varepsilon_p^M) + (\varepsilon_l^{\Pi} + \varepsilon_p^{\Pi}) \cdot q_{\Pi}(\tau)) \cdot n_i(\tau) \cdot v \cdot V_t \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5,$$

где ε_l^M – доля мгновенного локального тепловыделения, в отн. ед. (табл. 2.1);

ε_p^M – доля мгновенного рассеянного тепловыделения, в отн. ед. (табл. 2.1);

ε_l^{Π} – доля постепенного локального тепловыделения, в отн. ед. (табл. 2.1);

ε_p^{Π} – доля постепенного рассеянного тепловыделения, в отн. ед. (табл. 2.1);

v – скорость нейтронов относительно ядер, см/с;

V_t – объем топлива в АКЗ, см³;

Σ_f^5 – макроскопическое сечение деления топлива, см⁻¹;

E_f^5 – энергия деления одного ядра, которая превращается в тепловую энергию, Дж ;

$q_{\Pi}(\tau)$ – относительная мощность постепенного тепловыделения, в долях Q_i .

Значения ε_l^M , ε_p^M , ε_l^{Π} , ε_p^{Π} , v , V_t , Σ_f^5 , E_f^5 вынесены в приложение А.

Относительная мощность постепенного энерговыведения $q_{\Pi}(\tau) = q_{\Pi 1}(\tau) + q_{\Pi 2}(\tau) + q_{\Pi 3}(\tau)$ и находится из решения системы дифференциальных уравнений [56, 85]:

$$\begin{cases} T_1 \cdot \frac{dq_{П1}}{d\tau} + q_{П1}(\tau) = k_1 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_2 \cdot \frac{dq_{П2}}{d\tau} + q_{П2}(\tau) = k_2 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_3 \cdot \frac{dq_{П3}}{d\tau} + q_{П3}(\tau) = k_3 \cdot \Delta n_i(\tau), \end{cases}$$

где $T_1, T_2, T_3, k_1, k_2, k_3$ – постоянные времени и коэффициенты передач, определенные экспериментально (приложение 1);

$\Delta n(\tau)$ – отклонение плотности нейтронов для i -й зоны, см^{-3} .

В отклонениях энерговыделение для i -й зоны будет описано так [85, 148, 149]

$$\Delta Q_i = ((\varepsilon_l^M + \varepsilon_p^M) + (\varepsilon_l^П + \varepsilon_p^П) \cdot q_{П}(\tau)) \cdot \Delta n_i(\tau) \cdot v \cdot V_t \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5.$$

На рис. 2.4 представлена имитационная модель энерговыделения в среде моделирования Simulink пакета Matlab [61, 89].

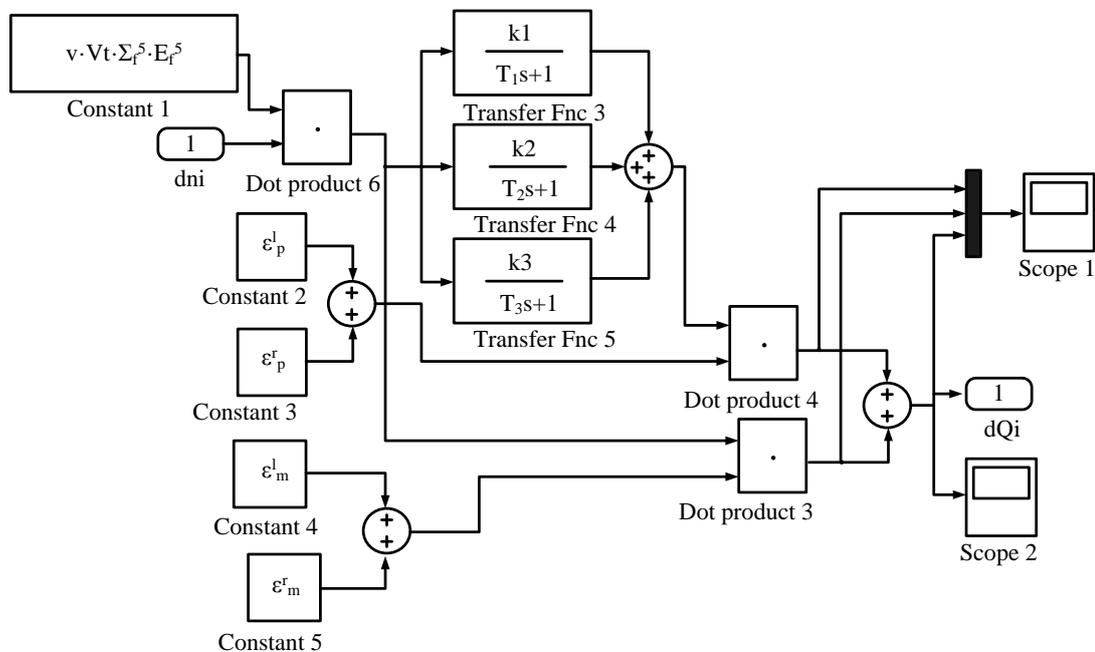


Рис. 2.4 Имитационная модель энерговыделения

2.4. Модель передачи энергии топливу и теплоносителю

Уравнение баланса тепла для ТВЭЛов каждой i -й зоны АКЗ реактора имеет вид [47, 105, 32, 121]

$$Q_i(\tau) = Cp_T \cdot m_T \frac{dt_i^T}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{cp}(\tau)),$$

где Cp_T – удельная теплоемкость топлива, $\frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$;

m_T – масса топлива, кг;

α – коэффициент теплопередачи от поверхности ТВЭЛов к теплоносителю, $\frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}}$;

F – площадь теплопередающей поверхности ТВЭЛов, м^2 ;

$t_i^T(\tau)$ – температура топлива i -й зоны, $^{\circ}\text{C}$;

$t_i^{cp}(\tau)$ – средняя температура теплоносителя i -й зоны, $^{\circ}\text{C}$.

Значения постоянных в системе дифференциальных уравнений, такие как Cp_T , m_T , α , F , были вынесены в приложение А.

Для получения решения дифференциального уравнения в виде отклонения от номинального значения начальные условия $t_i^T(\tau)$ и $t_i^{cp}(\tau)$ были заданы равными нулю.

Для расчета абсолютных значений изменения температуры топлива для каждой зоны в приложение А были вынесены начальные значения $t_i^T(\tau)$ и $t_i^{cp}(\tau)$.

Уравнение баланса теплоносителя каждой i -й зоны АКЗ реактора имеет вид [47, 105, 41, 129]

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{\text{CP}}(\tau)) = C p_B \cdot m_B \frac{dt_i^{\text{CP}}}{d\tau} + \frac{C p_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{\text{ВЫХ}}(\tau) - t_i^{\text{ВХ}}(\tau)),$$

где $C p_B$ – удельная теплоемкость теплоносителя, $\frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$;

m_B – масса теплоносителя в АКЗ реактора, кг;

$t_i^{\text{ВЫХ}}(\tau)$ – температура теплоносителя на выходе из i -й зоны, °С;

$t_i^{\text{ВХ}}(\tau)$ – температура теплоносителя на входе в i -ю зону, °С;

τ_0 – время прохождения теплоносителя через АКЗ реактора, с.

Так как теплоноситель в АКЗ реактора движется непрерывно с постоянной скоростью снизу вверх, было принято, что температура на выходе из одной зоны равна температуре на входе в другую зону [11, 79, 85]

$$t_i^{\text{ВЫХ}}(\tau) = t_{i+1}^{\text{ВХ}}(\tau).$$

Значения постоянных в системе дифференциальных уравнений, такие как $C p_B$, m_B , τ_0 , были вынесены в приложение А.

Для решения дифференциального уравнения баланса теплоносителя каждой i -й зоны АКЗ реактора оно было преобразовано к виду [65, 144, 155, 156]

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{\text{CP}}(\tau)) = C p_B \cdot m_B \frac{dt_i^{\text{CP}}}{d\tau} + \frac{2 \cdot C p_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{\text{CP}}(\tau) - t_i^{\text{ВХ}}(\tau)),$$

с учетом, что для каждой i -й зоны АКЗ реактора

$$t_i^{\text{CP}}(\tau) = \frac{t_i^{\text{ВЫХ}}(\tau) + t_{i+1}^{\text{ВХ}}(\tau)}{2}.$$

Решением дифференциального уравнения будет изменение средней температуры теплоносителя в каждой из 10 зон. Для получения значений

изменения температуры теплоносителя на выходе из каждой зоны можно воспользоваться последним уравнением.

Для расчета абсолютных значений изменения температуры теплоносителя в АКЗ реактора по зонам было принято, что в начальный момент времени температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора $t_1^{\text{BX}} = 287 \text{ }^\circ\text{C}$.

На рисунке 2.5 представлена имитационная модель передачи энергии, выделившейся в результате деления, топливу и теплоносителю 1-го контура в среде моделирования Simulink пакета Matlab [61, 89].

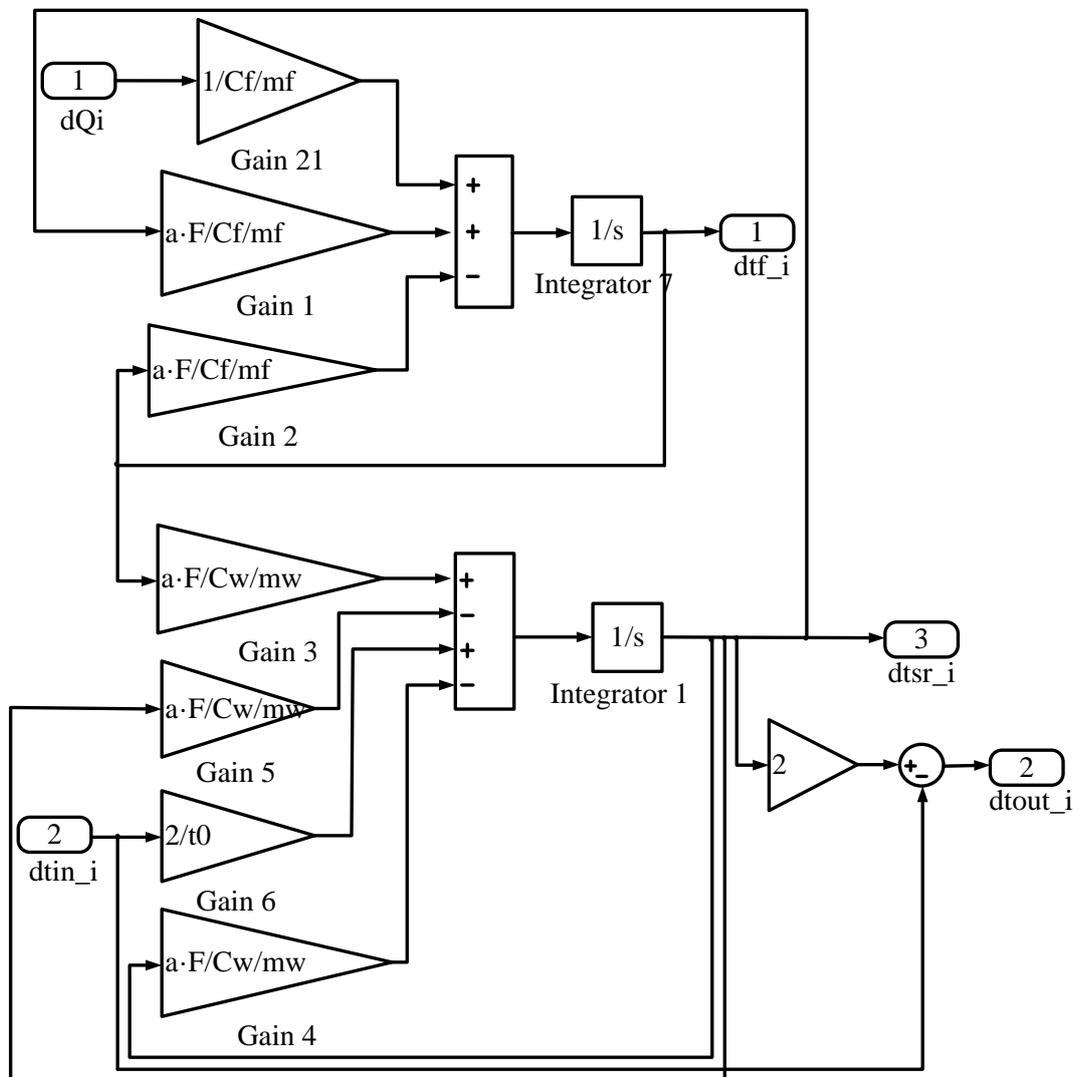


Рис. 2.5 Имитационная модель передачи энергии топливу и теплоносителю

2.5. Модель эффектов реактивности

2.5.1. Модель эффекта реактивности от отравления йодом и ксеноном

Потеря реактивности от отравления ксеноном в любой момент времени определяется зависимостью [40, 45, 46, 70]

$$\rho_{Xe_i}(\tau) = -\frac{\sigma_a^{Xe} \cdot \theta}{\sigma_a^5 \cdot N_5} \cdot N_{Xe_i}(\tau),$$

где σ_a^{Xe} – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{135}Xe , см²;

σ_a^5 – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{235}U , см²;

N_5 – концентрация атомов ^{235}U , см⁻³;

$N_{Xe_i}(\tau)$ – концентрация атомов ^{135}Xe , см⁻³;

θ – коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе.

Дифференциальное уравнение скорости изменения концентрации ^{135}Xe запишется как разность двух скоростей прибыли и двух скоростей убыли его [40, 45, 52, 68]:

$$\frac{dN_{Xe_i}}{d\tau} = \gamma_{Xe} \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) + \lambda_J \cdot N_{J_i}(\tau) - \sigma_a^{Xe} \cdot N_{Xe_i}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_{Xe} \cdot N_{Xe_i}(\tau),$$

где γ_{Xe} – удельный выход ядер ^{135}Xe при реакции деления топлива, в отн. ед.;

Σ_f^5 – макроскопическое сечение деления тепловых нейтронов атомами ^{235}U , см²;

$\Phi_i(\tau) = n_i(\tau) \cdot v$ – плотность потока нейтронов, см⁻²с⁻¹;

λ_J – постоянная радиоактивного распада ^{135}J , с^{-1} ;

$N_{Ji}(\tau)$ – концентрация ядер ^{135}J , см^{-3} ;

λ_{Xe} – постоянная радиоактивного распада ^{135}Xe , с^{-1} .

Скорость изменения концентрации ^{135}J является разницей скоростей образования ^{135}J (как непосредственного продукта деления) и убыли его (за счёт β -распада) [65, 67, 70, 74]:

$$\frac{dN_{Ji}}{d\tau} = \gamma_J \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_J \cdot N_{Ji}(\tau) - \sigma_a^J \cdot N_{Ji}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau),$$

где γ_J – удельный выход ядер ^{135}J при реакции деления топлива, в отн. ед.;

σ_a^J – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{135}J , см^2 .

Полученная система из трех уравнений определяет динамику процесса отравления реактора ксеноном.

Имитационная модель эффекта реактивности от отравления ксеноном представлена в среде моделирования Simulink пакета Matlab (рис. 2.6) [61, 64, 89]. В модели в блоках интеграторов задавались значения равновесных концентраций ^{135}J и ^{135}Xe . Значения равновесных концентраций ^{135}J и ^{135}Xe для каждой зоны находятся в приложении А.

2.5.2. Модель температурного эффекта реактивности

Для нахождения ТЭР согласно уравнению (1.1) в модели рассчитывалась средняя температура теплоносителя 1-го контура в каждой зоне. Также по экспериментальным данным, полученным из альбома НФХ для энергоблока №5 Запорожской АЭС, был рассчитан ТКР для 284.72 эффективных суток. В узком диапазоне изменения температур значение ТКР

Имитационная модель мощного эффекта реактивности для i -й зоны представлена в среде моделирования Simulink пакета Matlab (рис. 2.8) [61, 89].

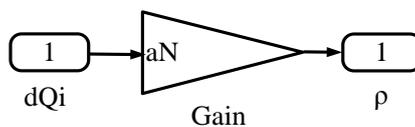


Рис. 2.8 Имитационная модель температурного эффекта реактивности

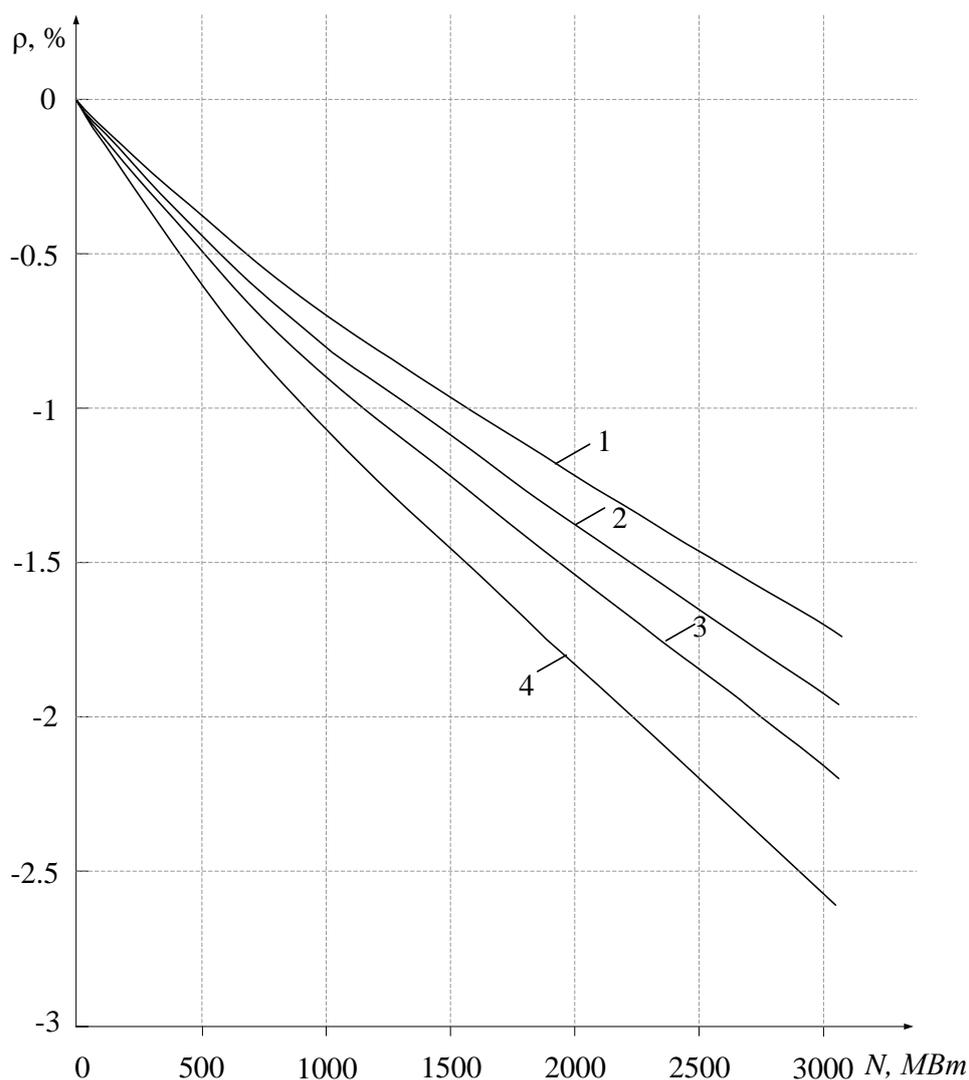


Рис. 2.9 Зависимость суммарного эффекта реактивности (МЭР и ТЭР) от мощности для разных эффективных суток: 1 – 0.00 эффективные сутки; 2 – 80.00 эффективные сутки; 3 – 160.00 эффективные сутки; 4 – 284.72 эффективные сутки

2.5.4. Модель эффективности регулирующей группы органов регулирования системы управления и защиты

Модель эффективности регулирующей группы ОР СУЗ была получена экспериментально для блока №5 Запорожской АЭС. График зависимости реактивности от высоты подъема группы для разных эффективных суток кампании реактора показан на рис. 2.10.

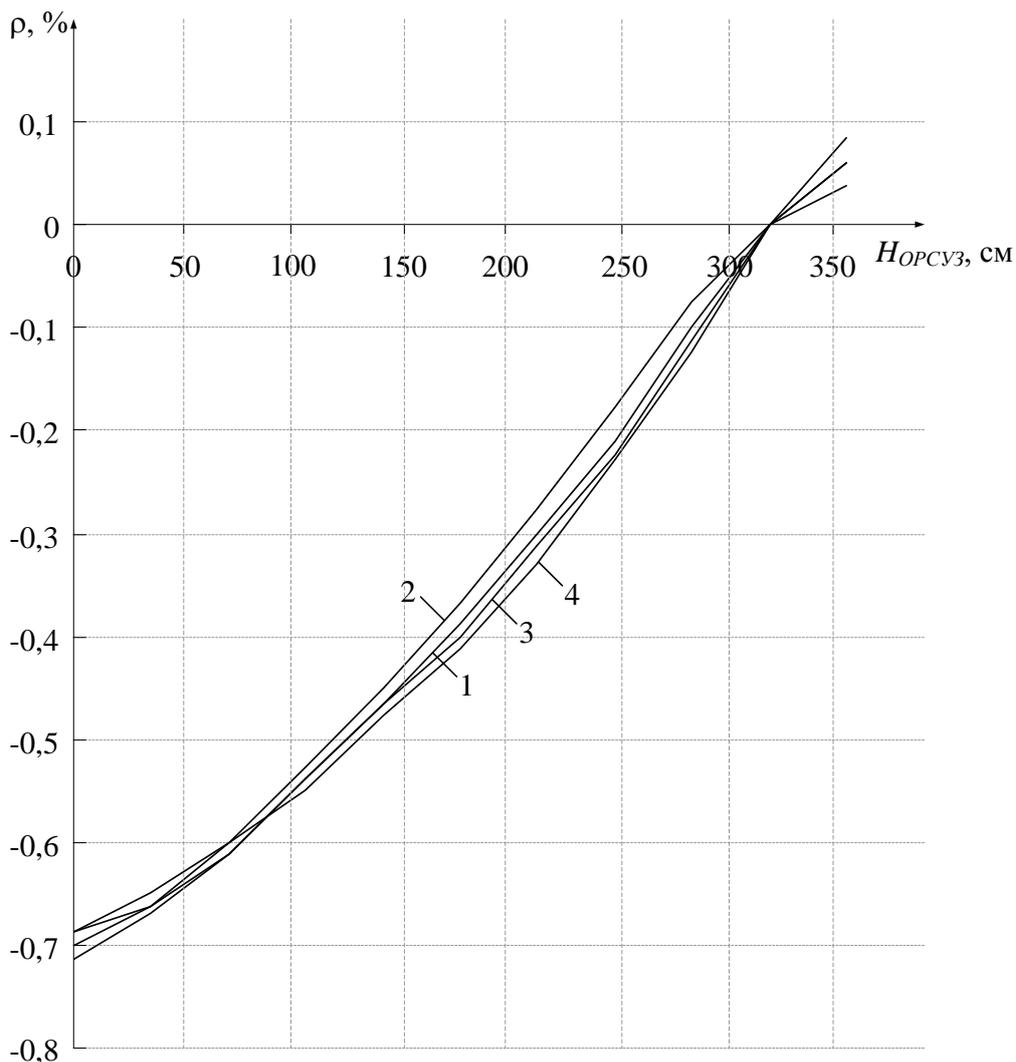


Рис. 2.10 Зависимость реактивности, вносимой регулирующей группой ОР СУЗ от высоты введения в разные эффективные сутки: 1 – 0.00 эффективные сутки; 2 – 80.00 эффективные сутки; 3 – 160.00 эффективные сутки; 4 – 284.72 эффективные сутки

Расчет проводился для 284.72 эффективных суток. В аналитической форме зависимость реактивности от высоты погружения регулирующей группы ОР СУЗ наилучшим образом аппроксимируется линейной функцией.

Максимальная реактивность, которую может внести регулирующая группа ОР СУЗ в одну зону [37]

$$\rho_{ОР\ СУЗ_i} = a_i \cdot (h_{СУЗ} - h_0)$$

где $\rho_{ОР\ СУЗ_i}$ – реактивность, вносимая регулирующей группой ОР СУЗ, отн.

ед.;

a_i – коэффициент наклона характеристики, 1/см (приложение А);

$h_{СУЗ}$ – высота погружения регулирующей группы ОР СУЗ в АКЗ реактора, см;

h_0 – начало i -й зоны от низа АКЗ, см.

В среде моделирования Simulink пакета Matlab [61, 89] эта зависимость была реализована следующим образом:

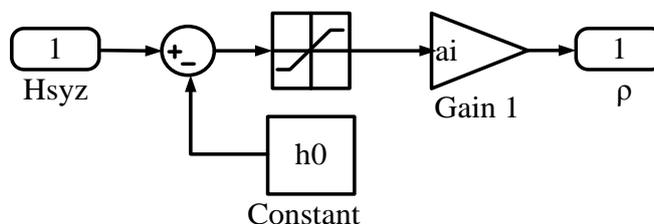


Рис. 2.11 Имитационная модель эффективности регулирующей группы ОР СУЗ

Блок ограничителя в модели позволяет смоделировать изменение реактивности, вносимой регулирующей группой ОР СУЗ в i -ю зону, в зависимости от высоты погружения стержней в АКЗ реактора.

2.5.5. Модель борного регулирования

Эффективность борной кислоты $\rho_{бор}(C_{бор})$ при концентрации $C_{бор}$ представляет собой величину реактивности, которую теряет реактор при повышении концентрации борной кислоты в теплоносителе от 0 до $C_{бор}$ [2, 53, 67]:

$$\rho_{бор}(C_{бор}) = \int_0^{C_{бор}} \alpha_{бор} dC_{бор},$$

где $\alpha_{бор} = f(C_{бор}) = \frac{\partial \rho_{бор}}{\partial C_{бор}}$ – коэффициент реактивности борной кислоты.

Величина $\alpha_{бор}$ определялась из альбома НФХ для 284.72 эффективных суток (рис. 2.12). $\alpha_{бор} = -1.58 \% / \text{г/кг} = -0.01581 / \text{г/кг}$.

Уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе происходит за счет ввода в теплоноситель обессоленной воды. В [120] была обоснована необходимость монотонного изменения концентрации борной кислоты/обессоленной воды в теплоносителе. Монотонный ввод/вывод борной кислоты необходим для уменьшения количества жидких радиоактивных отходов.

Из рис. 2.13 видно, что изменение концентрации борной кислоты и обессоленной воды происходит по экспоненциальному закону. Для моделирования данные зависимости были идентифицированы и описаны следующими дифференциальными уравнениями:

при вводе раствора борной кислоты [145, 148, 149, 153]

$$T_4 \cdot \frac{dC_{бор}}{d\tau} + \Delta C_{бор} = k_4 \cdot \Delta G_{бор},$$

при вводе обессоленной воды [112, 145, 148, 149]

$$T_5 \cdot \frac{dC_{\text{бор}}}{d\tau} + \Delta C_{\text{бор}} = k_5 \cdot \Delta G_{\text{H}_2\text{O}},$$

где $C_{\text{бор}}$ – концентрация борной кислоты, г/кг ;

k_4, k_5 – коэффициенты передачи, $\frac{\text{г/кг}}{\text{т/ч}}$;

T_4, T_5 – постоянные времени, с;

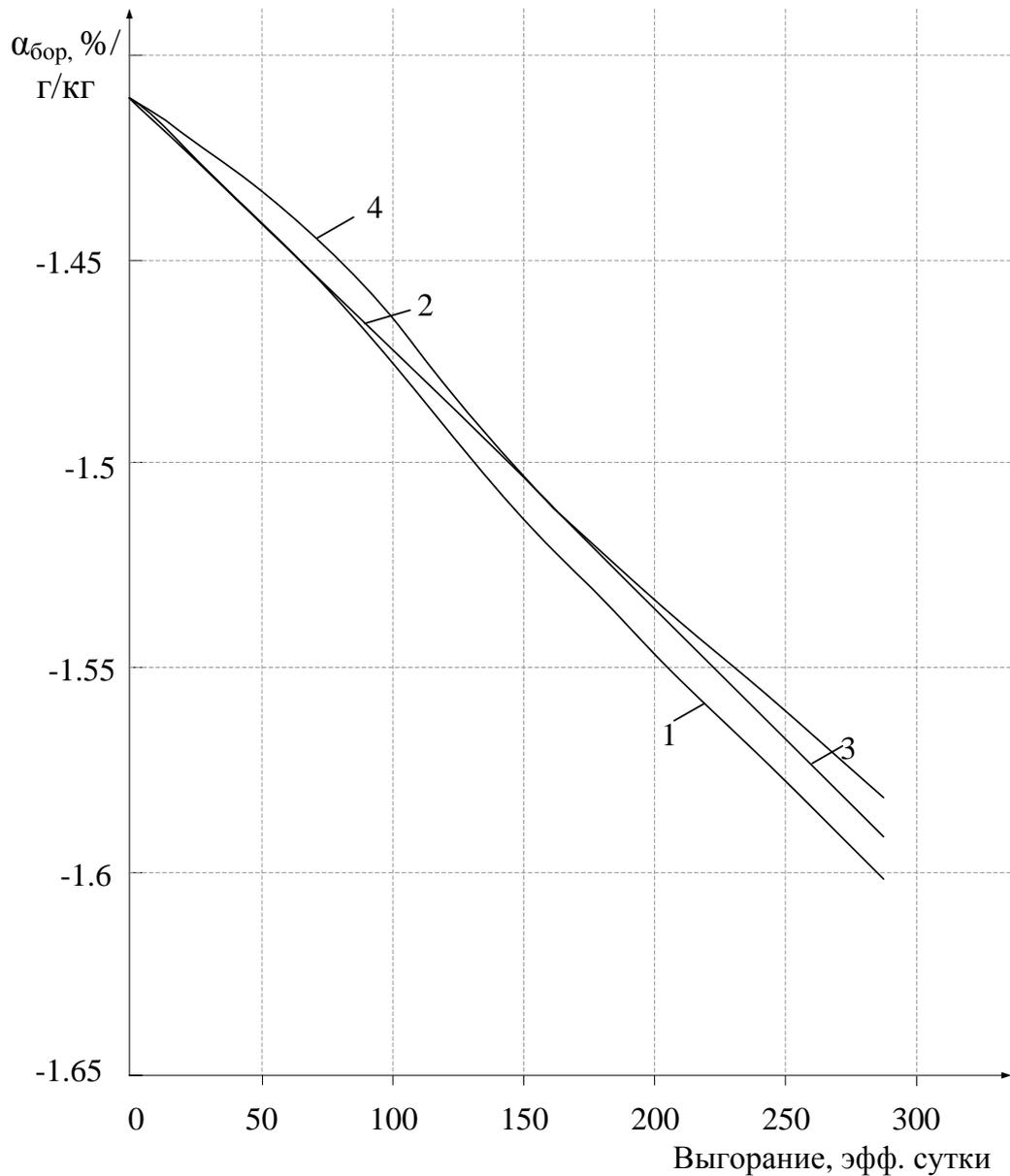


Рис. 2.12 Зависимость эффективности борной кислоты от эффективных суток выгорания топлива: 1 – мощность реактора $N=1500$ МВт; 2 – $N=2100$ МВт; 3 – $N=2700$ МВт; 4 – $N=3000$ МВт

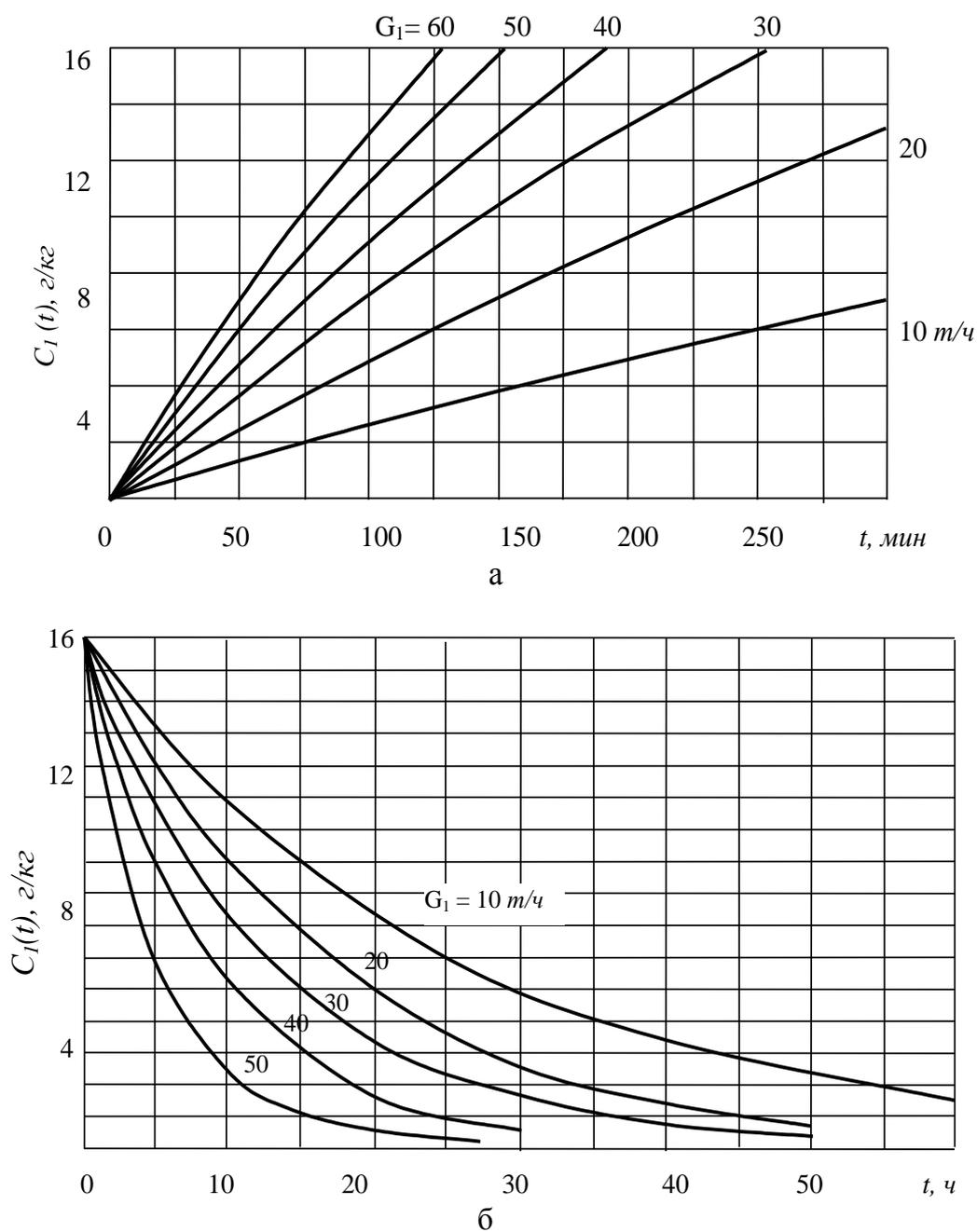


Рис.2.13 Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе в случае подпитки концентрированной борной кислотой (а) и обессоленной водой (б)

$\Delta G_{\text{бор}}$ – изменение расхода борной кислоты, т/ч ;

$\Delta G_{\text{H}_2\text{O}}$ – изменение расхода обессоленной воды, т/ч .

Для расчета было принято, что номинальный расход борной кислоты $G_{\text{бор}} = 40$ т/ч, номинальный расход обессоленной воды $G_{\text{H}_2\text{O}} = 40$ т/ч. Для

таких расходов борной кислоты и обессоленной воды коэффициенты передачи и постоянные времени: $k_4 = 40 \text{ г/кг} / \text{Т/ч}$, $k_5 = 16 \text{ г/кг} / \text{Т/ч}$, $T_4 = 22318 \text{ с}$, $T_5 = 47714.7 \text{ с}$

Для процессов ввода и вывода бора из теплоносителя коэффициенты передачи отличаются в 2,5 раза, а постоянные времени – в 2 раза. Следовательно, можно сделать вывод, что выведение из теплоносителя борной кислоты вводом обессоленной воды происходит дольше.

Имитационная модель влияния концентрации борной кислоты на реактивность для всей АКЗ представлена в среде моделирования Simulink пакета Matlab (рис. 2.14) [61, 89].

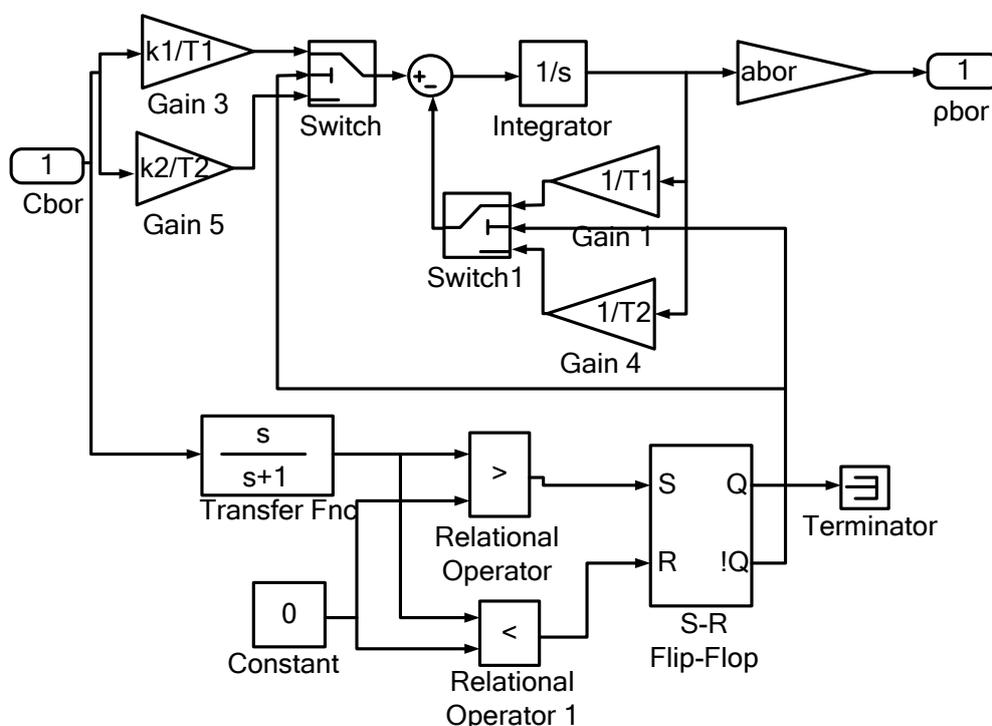


Рис. 2.14 Имитационная модель влияния концентрации борной кислоты на реактивность для всей АКЗ

2.6. Имитационная модель одной зоны и всей активной зоны реактора

Модель i -й зоны, включающая все описанные структурные элементы, получила следующий вид (рис. 2.15) [61, 89]:

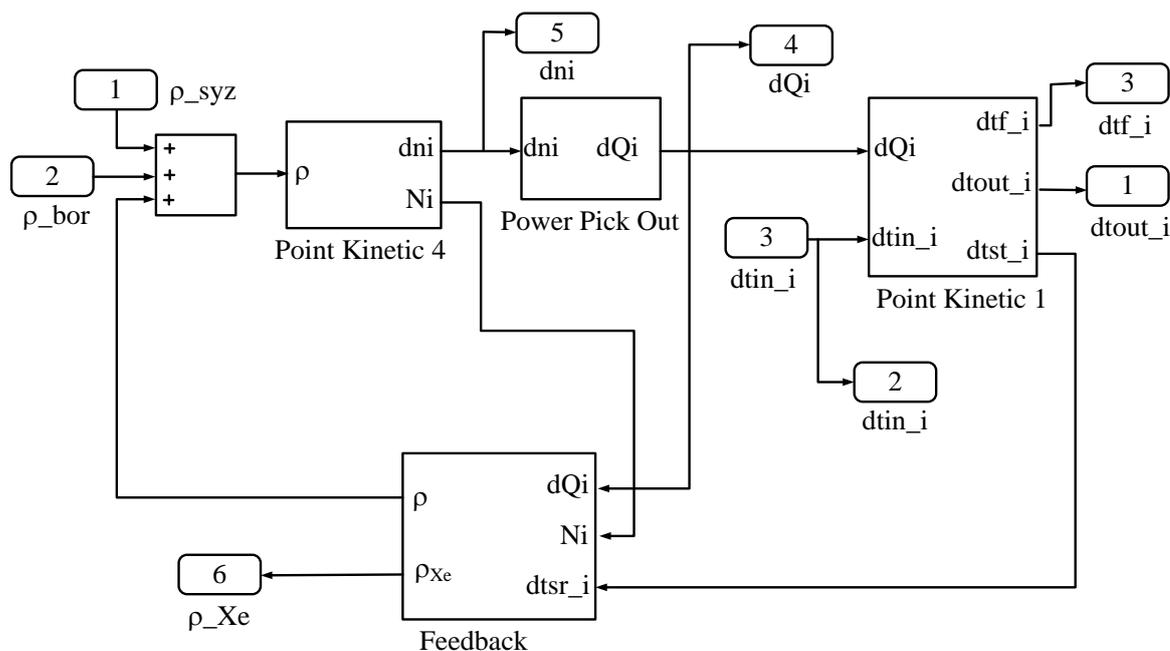


Рис. 2.15 Модель i -й зоны АКЗ реактора в среде моделирования Simulink пакета Matlab

Модель 10-тизонной АКЗ реактора представлена на рис. 2.16 [61, 89].

2.7. Выводы по второму разделу

1. Получила дальнейшее развитие многозонная модель реактора ВВЭР-1000 с сосредоточенными параметрами как элемент модели энергоблока.

2. В модель реактора была включена идентифицированная модель борного регулирования, которая отличается от известных тем, что ввод борной кислоты в теплоноситель 1-го контура осуществляется монотонно.

3. Разработанная имитационная модель реактора ВВЭР-1000 дает возможность контролировать изменение основных технологических параметров реактора, таких как тепловая мощность Q_i , температура теплоносителя на входе t_I^{6X} и на выходе t_I^{6bIX} из АКЗ реактора, температура ТВЭЛов t_{fi} , по высоте АКЗ реактора. Кроме того, многозонная модель реактора позволила рассчитать АО, как количественную меру устойчивости реактора.

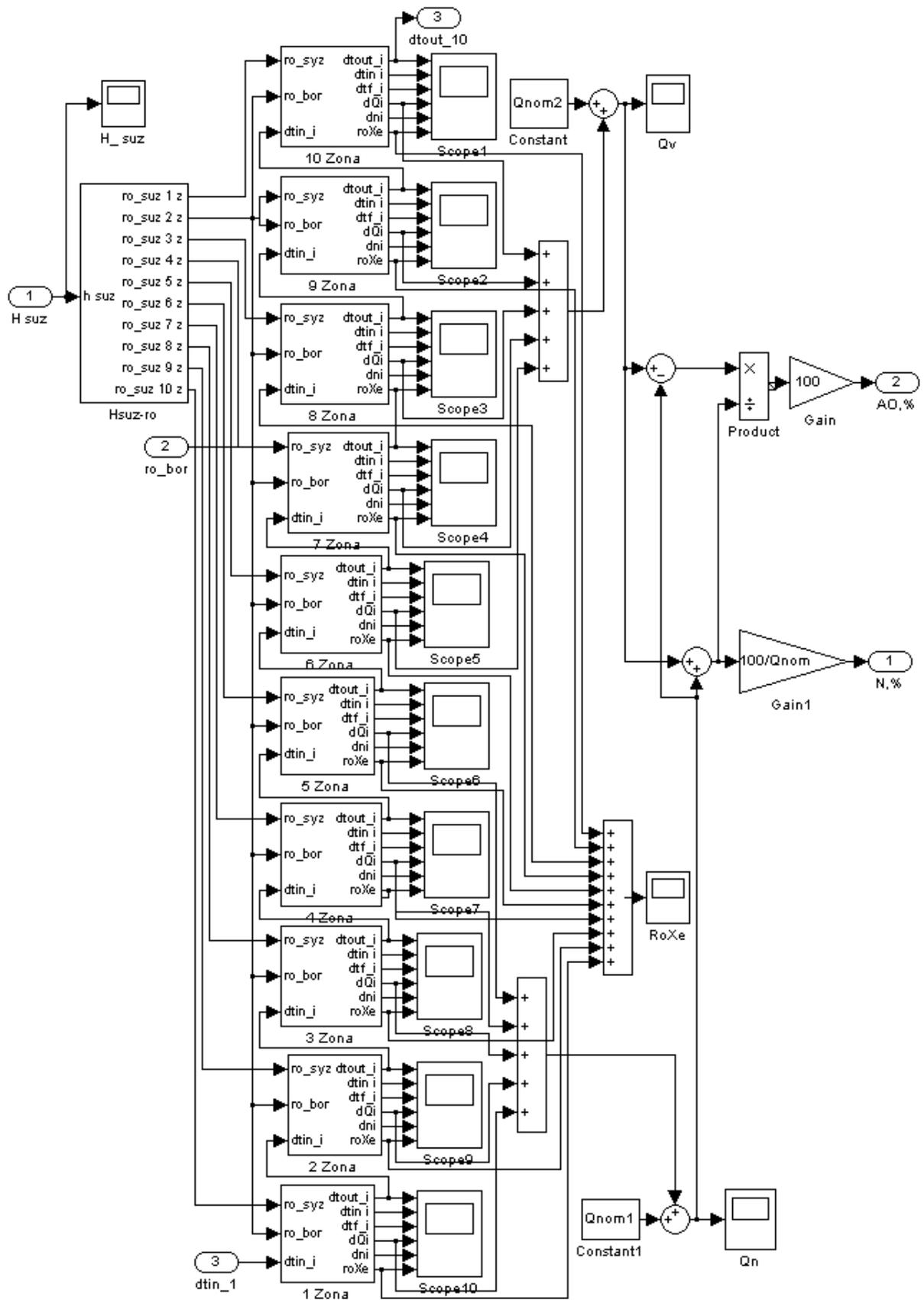


Рис. 2.16 Модель 10-тизонной АКЗ реактора в среде моделирования Simulink пакета Matlab

РАЗДЕЛ 3

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ И ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ

3.1. Моделирование энергетического оборудования энергоблока

Модель энергоблока с реактором ВВЭР-1000 состоит:

- из многозонной модели реактора;
- из модели, учитывающей запаздывание теплоносителя в трубопроводах от реактора к ПГ и обратно;
- из модели парогенератора;
- из модели турбогенератора.

Известно, что 1-й контур энергоблока имеет четыре идентичные циркуляционные петли. Для упрощения математической модели будет рассматриваться одна циркуляционная петля.

С точки зрения автоматического управления, ЯЭУ с ВВЭР-1000 представляет собой объект с множеством сложных динамических процессов с перекрестными и обратными связями. Чтобы учесть эти процессы и связи, математическая модель энергоблока должна состоять из системы дифференциальных уравнений, в том числе и нелинейных. Элементы энергоблока, которые описываются нелинейными дифференциальными уравнениями, – реактор и парогенератор.

3.1.1. Модель учета запаздывания теплоносителя в трубопроводах

Ввиду конечной скорости теплоносителя 1-го контура, необходимо учитывать запаздывание в теплопередаче между реактором и парогенератором в обе стороны.

Это запаздывание представляется в экспоненциальном виде [56, 75, 78]

$$T_{TR1} \frac{dt_{III}^{BX}}{d\tau} + t_{III}^{BX}(\tau) = t_{10}^{BЫX}(\tau);$$

$$T_{TR2} \frac{dt_1^{BX}}{d\tau} + t_1^{BX}(\tau) = t_{III}^{BЫX}(\tau),$$

где $t_{III}^{BX}(\tau)$ и $t_{III}^{BЫX}(\tau)$ – температура теплоносителя 1-го контура на входе и выходе парогенератора, соответственно;

$t_1^{BX}(\tau)$ и $t_{10}^{BЫX}(\tau)$ – температура теплоносителя 1-го контура на входе и выходе АКЗ реактора, соответственно.

Реализация моделей, учитывающих запаздывание теплоносителя в трубопроводах от ПГ к реактору и обратно, представлена на рис. 3.1 [61, 89].

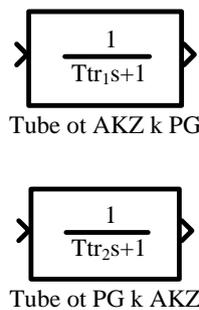


Рис. 3.1 Модели, учитывающие запаздывание теплоносителя в трубопроводах от ПГ к реактору и обратно

В номинальном режиме, если пренебречь потерями теплоты в окружающую среду, то

$$t_{III}^{BX}(\tau) = t_{10}^{BЫX}(\tau); t_{III}^{BЫX}(\tau) = t_1^{BX}(\tau),$$

где T_{TR1} и T_{TR2} – постоянные времени, зависящие от скорости теплоносителя 1-го контура и длины трубопровода от реактора к ПГ в обе стороны, соответственно (приложение А).

3.1.2. Модели парогенератора

Система дифференциальных уравнений, описывающих динамику ПГ, имеет следующий вид [56, 72, 73]:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dM_{ПВ}}{d\tau} = G_{ПВ}(\tau) - G_{П}(\tau) - D_{Г}(\tau), \\ \frac{dV_{ПВ}}{d\tau} = \frac{1}{\rho'} \cdot \frac{dM_{ПВ}}{d\tau}, \\ T \frac{dV_{П}}{d\tau} + V_{П}(\tau) = \frac{T}{\rho''} \cdot D_{Г}(\tau) - \frac{T}{\rho''} \cdot V_{П}(\tau) \cdot \frac{d\rho''}{dP} \cdot \frac{dP}{d\tau}, \\ D_{Г}(\tau) = \frac{1}{r} \left[Q_{BH}(\tau) - G_{ПВ}(\tau) \cdot (i' - i_{ПВ}) - (V_{ПВ}(\tau) \cdot \rho' \cdot \frac{di'}{dP} + V_{П}(\tau) \cdot \rho'' \cdot \frac{di''}{dP}) \cdot \frac{dP}{d\tau} \right], \\ Q_{BH}(\tau) = k \cdot F_e \cdot (t_{SR}(\tau) - \frac{dt_S}{dP} \cdot P(\tau)), \\ T_2 \cdot \frac{dt_{2\exists}}{d\tau} + t_{2\exists}(\tau) = t'(\tau), \\ T_P \cdot \frac{dP}{d\tau} + P(\tau) = -K_1 \cdot G_{П}(\tau) + K_2 \cdot t_{2\exists}(\tau) - K_3 \cdot G_{ПВ}(\tau). \end{array} \right. \quad (3.1)$$

Первое уравнение системы (3.1) является уравнением сохранения массы вещества в ПГ,

где $M_{ПВ}(\tau)$ – масса питательной воды в ПГ, кг;

$G_{ПВ}(\tau)$ – расход питательной воды, кг/с;

$G_{П}(\tau)$ – расход пара, кг/с;

$D_{Г}(\tau)$ – количество генерируемого пара, кг.

Второе уравнение в системе (3.1) описывает зависимость изменения объема питательной воды от ее массы в ПГ,

где $V_{ПВ}(\tau)$ – объем питательной воды в ПГ, м³;

ρ' – плотность питательной воды на линии насыщения, кг/м³.

Третье уравнение системы (3.1) описывает зависимость между массой сгенерированного пара и его объемом в ПГ

$$T = \frac{V_{\text{П0}} \cdot \rho''}{G_{\text{П0}}},$$

где $V_{\text{П0}}$ – объем пара в ПГ в номинальном режиме, м³;

$G_{\text{П0}}$ – расход пара в номинальном режиме, кг/с;

$V_{\text{П}}(\tau)$ – объем пара в ПГ, м³;

ρ'' – плотность пара на линии насыщения, кг/м³;

$P(\tau)$ – давление насыщенного пара, МПа.

Четвертое уравнение системы (3.1) показывает как изменение подвода теплоты от 1-го контура, объема пара и питательной воды в ПГ повлияет на количество сгенерированного пара,

где $r = i'' - i'$ – теплота парообразования, кДж/кг;

i'' – энтальпия пара на линии насыщения, кДж/кг;

i' – энтальпия питательной воды на линии насыщения, кДж/кг;

$i_{\text{ПВ}}$ – энтальпия питательной воды в номинальном режиме, кДж/кг;

$Q_{\text{ВН}}(\tau)$ – количество теплоты, переданное из 1-го контура во 2-й, МВт.

Пятое уравнение системы (3.1) описывает, как изменится количество теплоты, переданное из 1-го контура во 2-й при изменении средней температуры теплоносителя 1-го контура и температура питательной воды на линии насыщения во 2-м контуре,

где F_e – суммарная эффективная площадь поверхностей нагрева в ПГ, м²;

k – коэффициент теплопередачи, Вт/ м²·К;

$t_{\text{SR}}(\tau)$ – средняя температура теплоносителя 1-го контура, °С;

$t_{\text{S}}(\tau)$ – температура теплоносителя на линии насыщения, °С.

Шестое уравнение системы (3.1) учитывает запаздывание теплового потока при изменении температуры теплоносителя 1-го контура,

где T_2 – эквивалентная постоянная времени греющих труб, с;

$t_{2\text{Э}}(\tau)$ – эквивалентная температура, °С;

$t'(\tau)$ – температура теплоносителя на входе в ПГ, °С.

Седьмое уравнение системы (3.1) описывает, как изменение расхода пара, эквивалентной температуры и расход питательной воды влияют на изменение давления пара во 2-м контуре [111],

где $i_{ПВ}$ – энтальпия питательной воды, кДж/кг;

$$T_P = B_0 \cdot \frac{\rho' \cdot \rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A},$$

$$A = \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{G_{П0}}{P_0} + \frac{1}{r} \cdot G_{ТН} \cdot C_{ТН} \cdot \frac{dt_S}{dP},$$

$$B_0 = \frac{M_{II}}{(\rho')^2} \cdot \frac{d\rho'}{dP} + \frac{M_{II}}{(\rho'')^2} \cdot \frac{d\rho''}{dP} + \frac{1}{r} \cdot \left(\frac{1}{\rho''} - \frac{1}{\rho'} \right) \cdot \left(M_{ПВ} \cdot \frac{di'}{dP} + M_{II} \cdot \frac{di''}{dP} \right),$$

$$K_1 = \frac{\rho'}{\rho' - \rho''} \cdot \frac{1}{A},$$

$$K_2 = \frac{1}{r} \cdot \frac{G_{ТН} \cdot C_{P_B}}{A},$$

$$K_3 = \left(\frac{i' - i_{ПВ}}{r} - \frac{\rho''}{\rho' - \rho''} \right) \cdot \frac{1}{A}$$

где P_0 – давление пара в ПГ в номинальном режиме, МПа.

$G_{ТН}$ – расход теплоносителя 1-го контура, кг/с.

Значения констант и переменных в стационарном режиме для расчета динамики ПГ [23, 115] находятся в приложении А.

Реализация модели динамики парогенератора представлена в среде моделирования Simulink пакета Matlab (рис. 3.2) [61, 89].

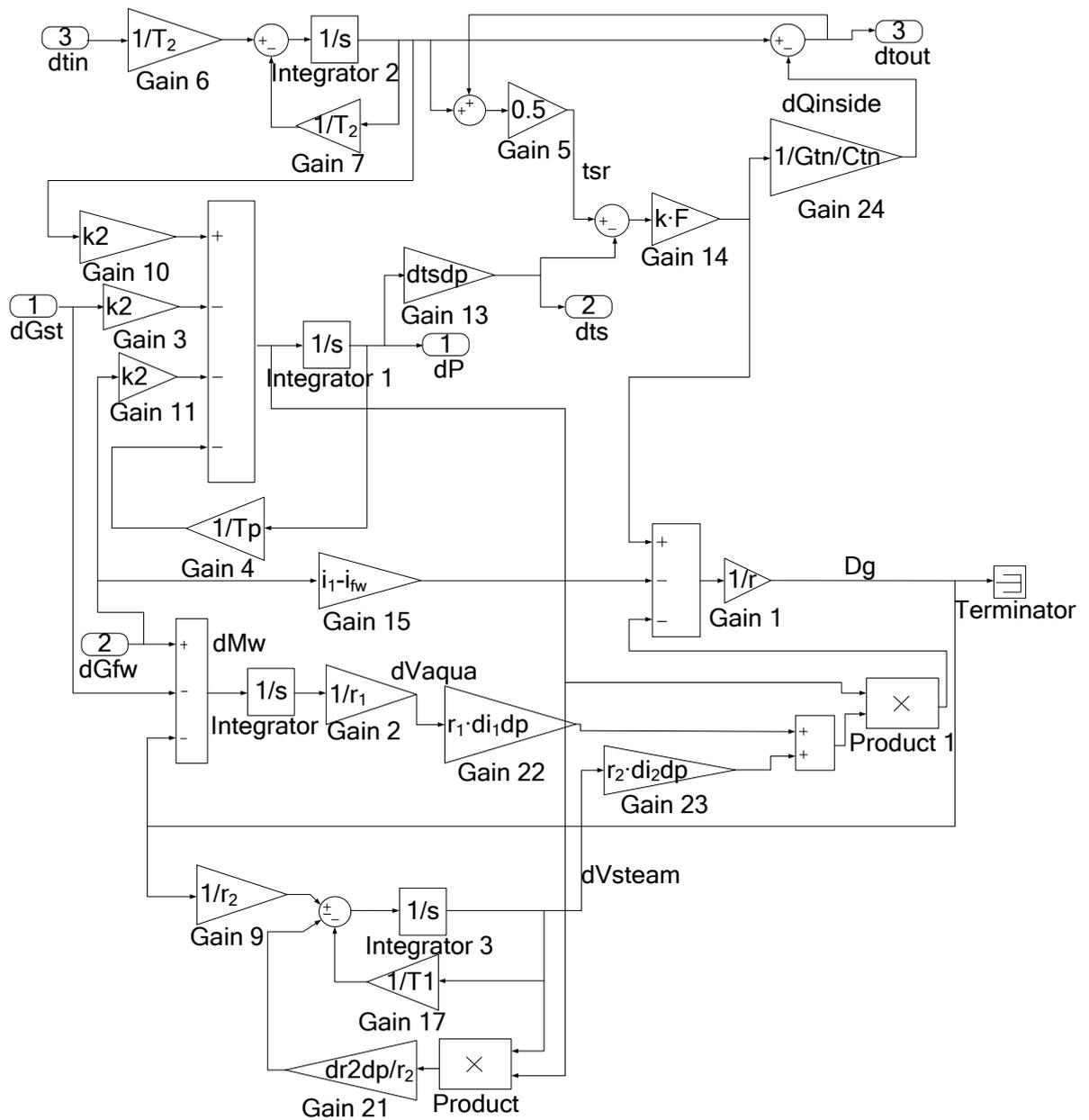


Рис. 3.2 Имитационная модель динамики парогенератора

3.1.3. Модели турбогенератора

Процессы, протекающие в турбогенераторах, по сравнению с процессами, происходящими в паропроизводящих установках, относятся к быстрым процессам. Это позволяет использовать приближенное математическое описание.

Турбогенератор включает в себя два основных элемента: турбину и генератор. Динамические процессы в генераторе практически

безынерционны. Поэтому электрическая мощность, отдаваемая в энергосистему (за исключением потерь энергии в генераторе), равна механической энергии ротора турбины [56]. Потери энергии в генераторе составляют около 5%, следовательно, $N_G = 0.95N_T$.

На турбогенератор могут быть нанесены следующие возмущения:

- изменением мощности генератора;
- изменением давления пара перед ГПК;
- изменением задания по частоте вращения ротора турбины.

Изменение каждого из перечисленных параметров влияет на мощность турбины.

При работе энергоблока в энергетической системе частота вращения ротора турбогенератора жестко задается частотой сети. Отклонение частоты от номинального значения (50 Гц) допускается в узких пределах ± 0.5 Гц даже в аварийных режимах. Следовательно, частота вращения турбогенератора является постоянной величиной.

Учитывая вышесказанное, модель турбогенератора описана такими уравнениями [83, 136]:

$$G_{П1}(\tau) = \frac{G_{П0}}{P_0} \cdot P(\tau), \quad (3.2)$$

$$\alpha_1 \cdot T_{П1} \cdot \frac{dG_{П2}}{d\tau} + G_{П2}(\tau) = \frac{G_{П0}}{N_{Г0}} \cdot \left(1 - \frac{1}{\alpha}\right), \quad (3.3)$$

$$G_{П3}(\tau) = \frac{G_{П0}}{N_{Г0}} \cdot \frac{1}{\alpha} \cdot N_G(\tau), \quad (3.4)$$

где $T_{П1} = 0.95 \cdot \frac{M_{П0}}{G_{П0}}$ – постоянная времени, учитывающая КПД генератора, с;

α_1 – коэффициент, равный отношению эффективного теплоперепада в части высокого давления к суммарному эффективному теплоперепаду в частях высокого и низкого давлений турбины;

$N_{Г0}$ – мощность генератора в номинальном режиме, МВт.

Суммарный расход пара [43, 134, 135]:

$$G_{П}(\tau) = G_{П1}(\tau) + G_{П2}(\tau) + G_{П3}(\tau) \quad (3.5)$$

Мощность турбины была определена из следующего уравнения [56]:

$$N_{Т}(\tau) = \frac{N_{Г0}}{G_{П0}} \cdot G_{П}(\tau), \quad (3.6)$$

где $N_{Т}(\tau)$ – мощность турбины, МВт.

Имитационная модель турбогенератора, построенная на основании уравнений (3.2) - (3.6), представлена на рисунке 3.3 [61, 89].

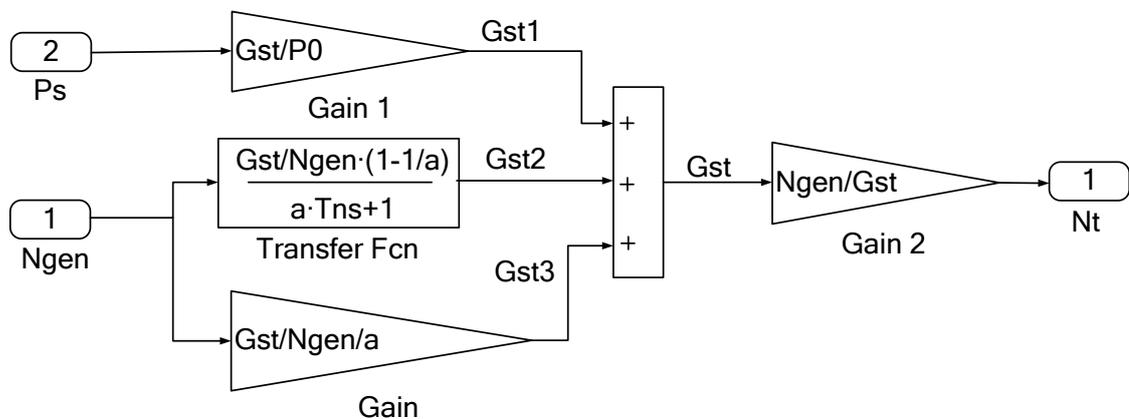


Рис. 3.3 Имитационная модель турбогенератора

3.1.4. Имитационная модель энергоблока

Модель энергоблока, которая включает в себя 10-тизонную модель АКЗ реактора, модель, учитывающую запаздывание теплоносителя в трубопроводах от реактора к ПГ и обратно, модель ПГ и модель ТГ, была

реализована в среде моделирования Simulink пакета MATLAB следующим образом (рис. 3.4) [61, 89]:

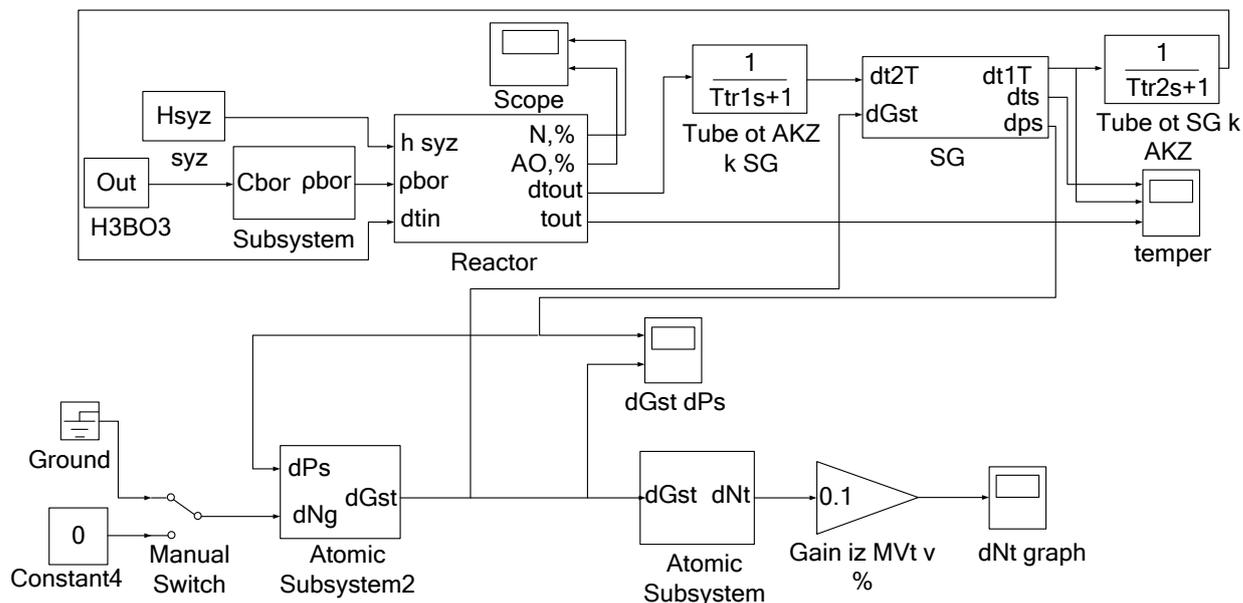


Рис. 3.4 Имитационная модель энергоблока с реактором ВВЭР-1000

3.2. Проверка адекватности модели энергоблока с реактором ВВЭР-1000

Модель объекта должна отражать реальные процессы, протекающие в исследуемом объекте. Известно, что степень соответствия модели реальному объекту называется адекватностью. Как правило, созданная модель ориентирована на исследование определенных свойств объекта. Поэтому адекватность модели определяется не столько степенью ее соответствия объекту, сколько степенью соответствия целям исследования и свойствам, которые для исследования считаются существенными.

Формально при оценке адекватности используют статистические методы и критерии [21]. Следовательно, экспериментальные данные, полученные при исследовании объекта, должны носить статистический характер.

С целью определения динамических характеристик основных технологических параметров энергоблока при скачкообразных возмущениях использованы результаты 4-х экспериментов, проведенных на энергоблоке №3 Южноукраинской АЭС[95].

На энергоблок были нанесены такие возмущения:

- изменение положения регулирующих клапанов турбины;
- изменение положения регулирующей группы ОР СУЗ.

Опыты были проведены на номинальной нагрузке энергоблока в начале топливной кампании реактора ВВЭР-1000.

Для исключения влияния системы автоматического регулирования (САР) на динамические процессы во время проведения экспериментов были отключены следующие регуляторы: регулятор мощности реактора, регулятор турбины, регулятор уровня и давления в компенсаторе объема (КО) (кроме электронагревателей). Регуляторы питания ПГ и производительности питательных турбонасосов, БРУ–К (быстродействующая редуцирующая установка с выхлопом в конденсатор турбины), БРУ–А (быстродействующая редуцирующая установка с выхлопом в атмосферу) находились в работе.

Опубликованные в статье данные не носят статистического характера, поэтому проверить адекватность статистическими методами (критериями) не представляется возможным. Учитывая вышесказанное, было принято решение оценить степень расхождения данных, полученных в результате моделирования с экспериментальными данными, рассчитав относительную погрешность моделирования на рассматриваемом интервале.

Первый эксперимент. Возмущение нанесено регулирующей группой ОР СУЗ. Перемещение ОР СУЗ в АКЗ реактора осуществлялось непрерывно, вниз, примерно на 10% от высоты АКЗ.

Изменение важнейших технологических параметров под действием возмущения, снятые с энергоблока Южноукраинской АЭС (экспериментальная кривая) и полученные в результате моделирования (аналитическая кривая), приведены на рис. 3.5 – 3.11.

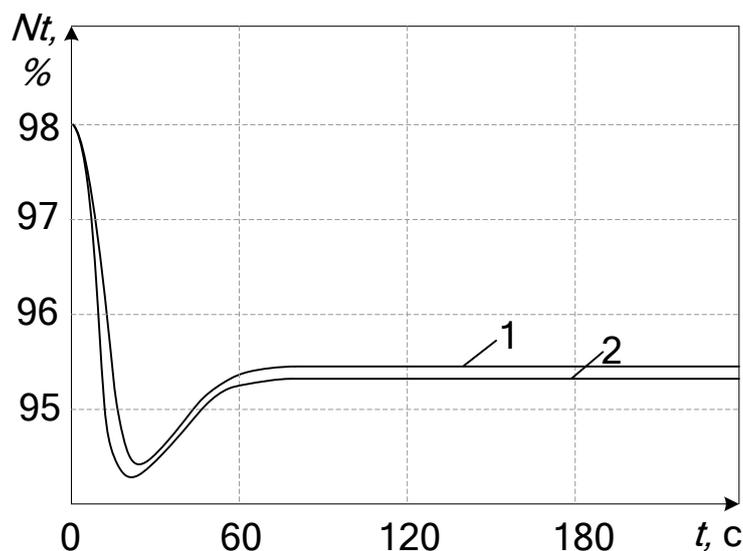


Рис. 3.5 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение нейтронной мощности реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Для вычисления относительной погрешности по осям абсцисс графиков, отображающих отклики технологических параметров на возмущения, были отложены равные участки. Величина каждого участка была принята равной 10 с, ввиду того, что на всех графиках (с 3.5 по 3.32) рассматривается одинаковый интервал времени, для каждого графика количество участков будет одинаковое и равное 24, соответственно, количество точек, в которых нужно найти относительную погрешность, $n = 25$.

Относительная погрешность находится как

$$\delta_i = \frac{|x_i^a - x_i^э|}{x_i^э},$$

где x_i^a – значение нейтронной мощности в i -й точке по аналитической кривой; $x_i^э$ – значение нейтронной мощности в i -й точке по экспериментальной кривой.

Для аналитической кривой, представленной на рис. 3.5, относительные погрешности i -х точек были сведены в табл. 3.1.

Таблица 3.1 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности реактора при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0016	11	0.0021	16	0.0021	21	0.0021
2	0.0092	7	0.0021	12	0.0021	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0011	8	0.0021	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0009	9	0.0021	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.0012	10	0.0021	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность аналитической кривой:

$$\bar{\delta} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \delta_i.$$

Для аналитической кривой, представленной на рис. 3.5. средняя относительная погрешность $\bar{\delta} = 0.0024$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0092$.

На рис. 3.6 представлено изменение температуры теплоносителя на выходе в АКЗ реактора под действием возмущения.

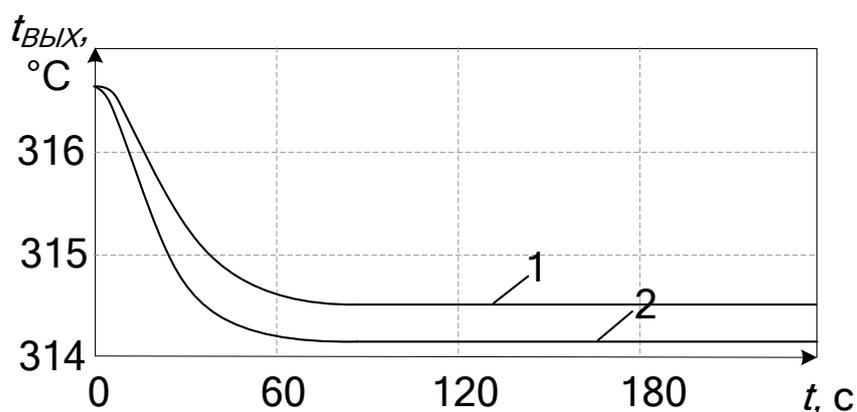


Рис. 3.6 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.6, сведены в табл. 3.2.

Таблица 3.2 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на выходе из реактора при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0012	11	0.0011	16	0.0011	21	0.0011
2	0.0011	7	0.0011	12	0.0011	17	0.0011	22	0.0011
3	0.0015	8	0.0011	13	0.0011	18	0.0011	23	0.0011
4	0.0015	9	0.0011	14	0.0011	19	0.0011	24	0.0011
5	0.0014	10	0.0011	15	0.0011	20	0.0011	25	0.0011

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.6, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0015$.

На рис. 3.7 представлено изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора под действием возмущения.

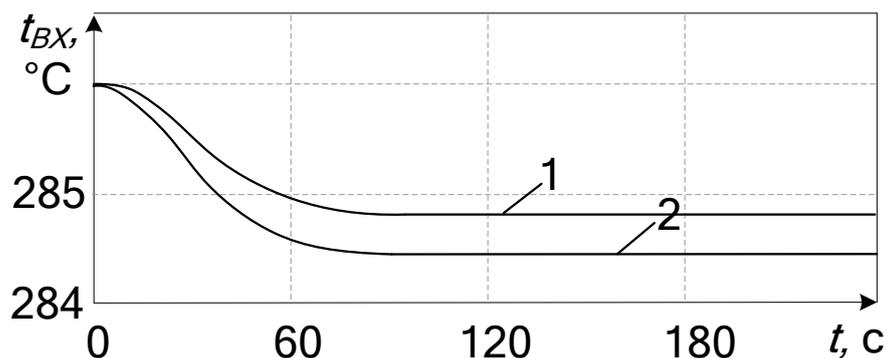


Рис. 3.7 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.7, сведены в табл. 3.3.

Таблица 3.3 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на входе в реактор при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0014	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0.0002	7	0.0013	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0007	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0012	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0013	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.7, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0014$.

На рис. 3.8 изображено изменение средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора под действием возмущения.

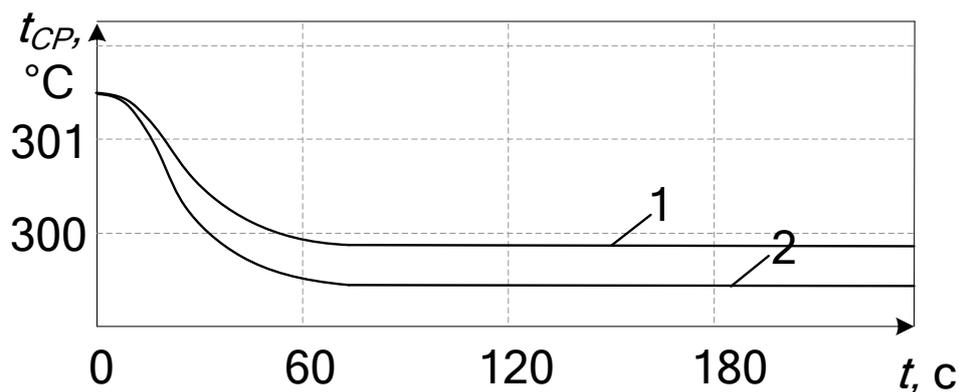


Рис. 3.8 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.8, сведены в табл. 3.4.

Таблица 3.4 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения средней температуры теплоносителя в реакторе при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0013	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0	7	0.0012	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0005	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0009	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0012	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.8, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0013$.

На рис. 3.9 показано изменение давления пара во 2-м контуре под действием возмущения.

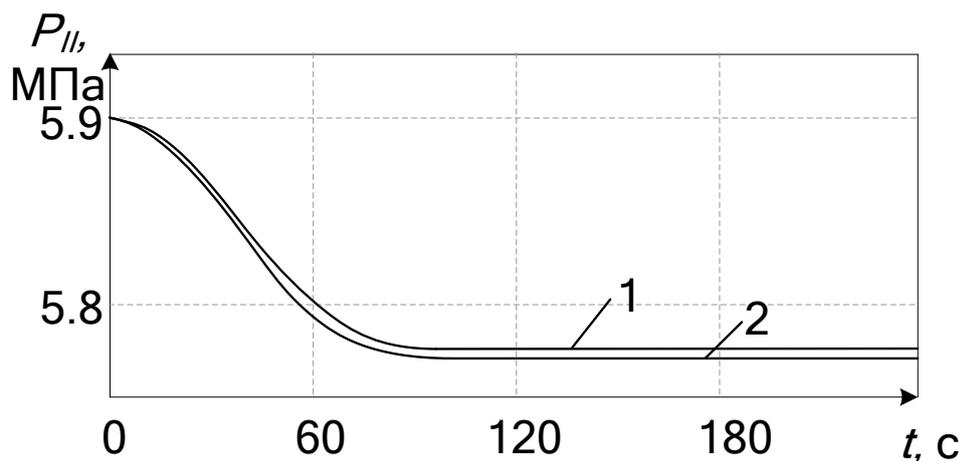


Рис. 3.9 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение давления пара во 2-м контуре:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.9, сведены в табл. 3.5.

Таблица 3.5 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения давления пара во 2-м контуре при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0021	11	0.0017	16	0.0017	21	0.0017
2	0.0005	7	0.0026	12	0.0017	17	0.0017	22	0.0017
3	0.0011	8	0.0025	13	0.0017	18	0.0017	23	0.0017
4	0.0014	9	0.0021	14	0.0017	19	0.0017	24	0.0017
5	0.0018	10	0.0017	15	0.0017	20	0.0017	25	0.0017

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.9, $\bar{\delta} = 0.0017$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0026$.

На рис. 3.10 показано изменение расхода пара из ПГ под действием возмущения.

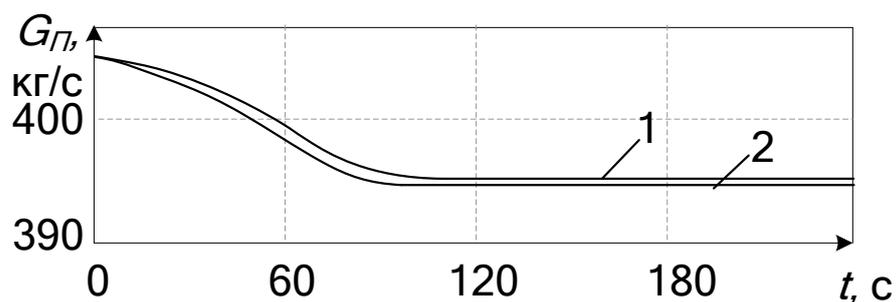


Рис. 3.10 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение расхода пара из ПГ:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.10, сведены в табл. 3.6.

Таблица 3.6 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения расхода пара из ПГ при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0026	11	0.0019	16	0.0019	21	0.0019
2	0	7	0.0026	12	0.0019	17	0.0019	22	0.0019
3	0.0007	8	0.0030	13	0.0019	18	0.0019	23	0.0019
4	0.0011	9	0.0030	14	0.0019	19	0.0019	24	0.0019
5	0.0019	10	0.0027	15	0.0019	20	0.0019	25	0.0019

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.10, $\bar{\delta} = 0.0018$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0030$.

На рис. 3.11 изображено изменение электрической мощности энергоблока под действием возмущения.

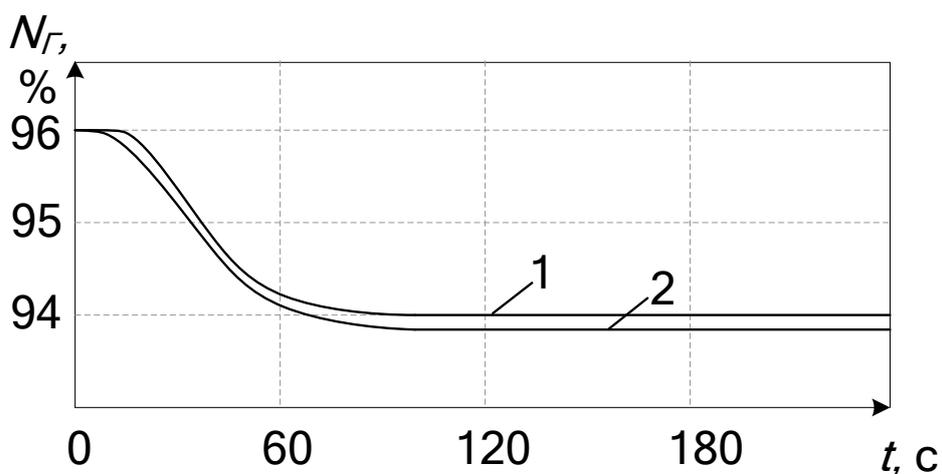


Рис. 3.11 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, введенной в АКЗ реактора, на изменение электрической мощности энергоблока:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.11, сведены в табл. 3.7.

Таблица 3.7 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности энергоблока при введении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0011	11	0.0019	16	0.0021	21	0.0021
2	0	7	0.0014	12	0.002	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0011	8	0.0016	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0014	9	0.0017	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.0012	10	0.0019	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.11, $\bar{\delta} = 0.0017$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0021$.

Второй эксперимент. Аналогично 1-му эксперименту, возмущение нанесено регулирующей группой ОР СУЗ. Извлечение ОР СУЗ из АКЗ реактора осуществлялось подобно эксперименту с вводом регулирующей группы, отличие заключалось в направлении перемещения.

Кривые, полученные в результате моделирования и проведенного на энергоблоке эксперимента представлены на рис. 3.12 – 3.18.

На рис. 3.12 изображено изменение нейтронной мощности реактора под действием возмущения.

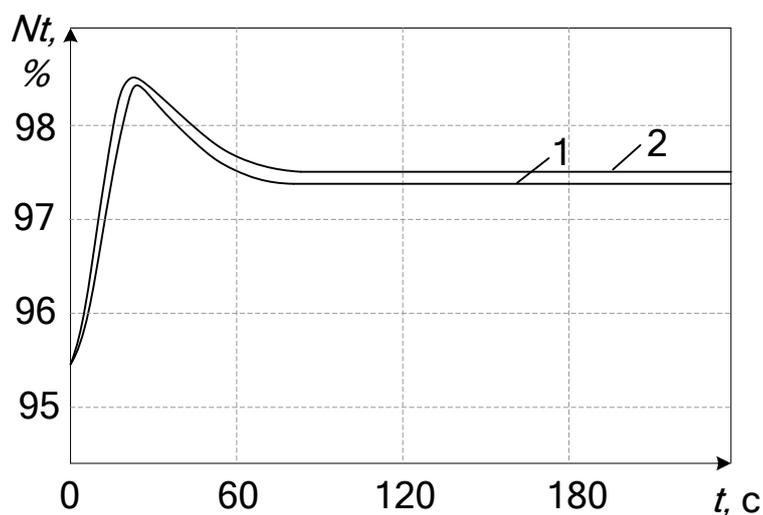


Рис. 3.12 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение нейтронной мощности реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.12, сведены в табл. 3.8.

Таблица 3.8 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности реактора при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0017	11	0.002	16	0.002	21	0.002
2	0.0084	7	0.0018	12	0.002	17	0.002	22	0.002
3	0.0009	8	0.0019	13	0.002	18	0.002	23	0.002
4	0.0012	9	0.002	14	0.002	19	0.002	24	0.002
5	0.0014	10	0.002	15	0.002	20	0.002	25	0.002

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.12, $\bar{\delta} = 0.002$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0084$.

На рис. 3.13 представлено изменение температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора под действием возмущения.

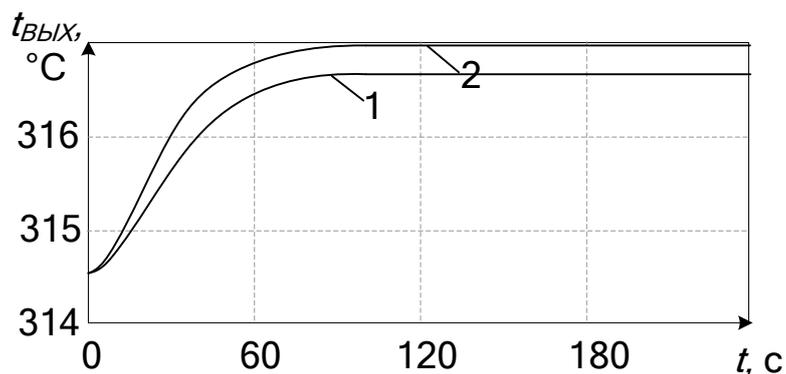


Рис. 3.13 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, показанной на рис. 3.13, сведены в табл. 3.9.

Таблица 3.9 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на выходе из реактора при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0014	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0.0007	7	0.0013	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.001	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0011	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0012	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.13, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\text{max}} = 0.0014$.

На рис. 3.14 представлено изменение температуры теплоносителя на входе из АКЗ реактора под действием возмущения.

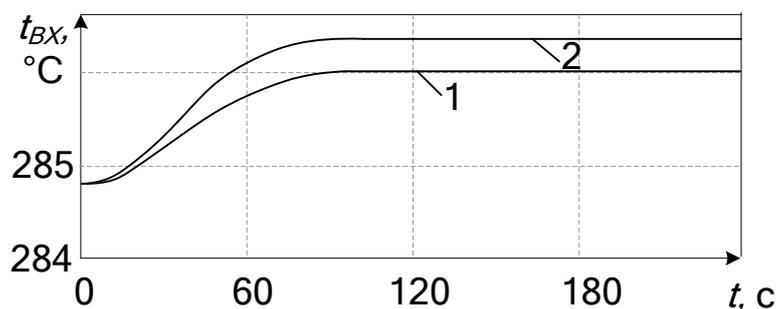


Рис. 3.14 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.14, сведены в табл. 3.10.

Таблица 3.10 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на входе в реактор при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0014	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0	7	0.0013	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0004	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0009	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0013	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.14, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0014$.

На рис. 3.15 показано изменение средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора под действием возмущения.

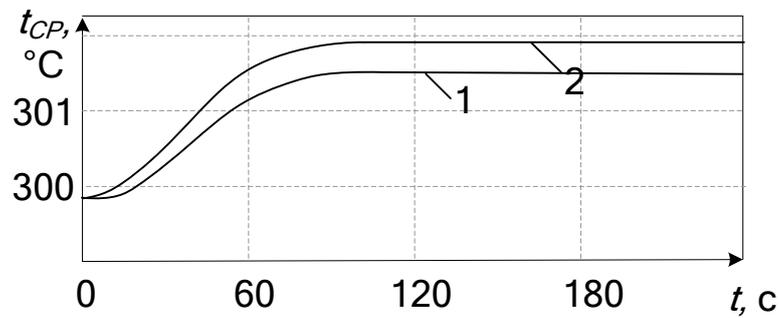


Рис. 3.15 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.15, сведены в табл. 3.11.

Таблица 3.11 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения средней температуры теплоносителя в реакторе при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0011	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0	7	0.0012	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0006	8	0.0013	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0007	9	0.0013	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0009	10	0.0013	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.15, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0013$.

На рис. 3.16 показано изменение давления пара во 2-м контуре под действием возмущения.

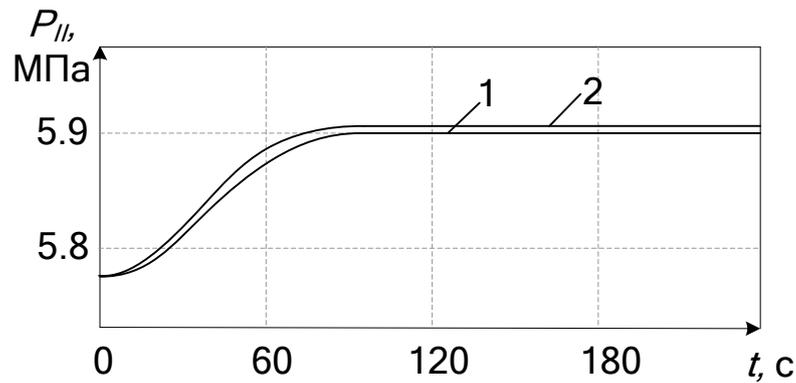


Рис. 3.16 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение давления пара во 2-м контуре: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.16, сведены в табл. 3.12.

Таблица 3.12 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения давления пара во 2-м контуре при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0022	11	0.0017	16	0.0017	21	0.0017
2	0.0009	7	0.0024	12	0.0017	17	0.0017	22	0.0017
3	0.0012	8	0.0022	13	0.0017	18	0.0017	23	0.0017
4	0.0016	9	0.0018	14	0.0017	19	0.0017	24	0.0017
5	0.0019	10	0.0017	15	0.0017	20	0.0017	25	0.0017

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.16, $\bar{\delta} = 0.0017$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0024$.

На рис. 3.17 представлено изменение расхода пара из ПГ под действием возмущения.

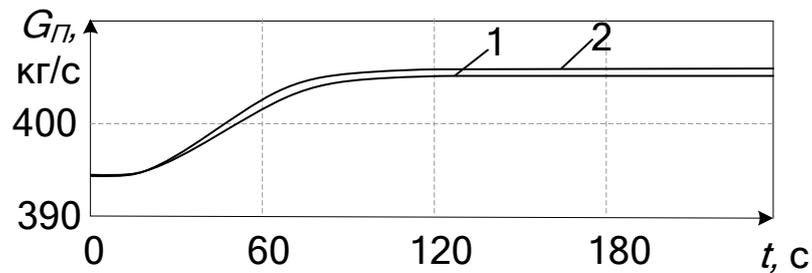


Рис. 3.17 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение расхода пара из ПГ:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.17, сведены в табл. 3.13.

Таблица 3.13 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения расхода пара из ПГ при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0021	11	0.0018	16	0.0018	21	0.0018
2	0	7	0.0024	12	0.0018	17	0.0018	22	0.0018
3	0.0007	8	0.0022	13	0.0018	18	0.0018	23	0.0018
4	0.001	9	0.0020	14	0.0018	19	0.0018	24	0.0018
5	0.0017	10	0.0019	15	0.0018	20	0.0018	25	0.0018

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.17, $\bar{\delta} = 0.0016$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0024$.

На рис. 3.18 представлено изменение электрической мощности реактора под действием возмущения.

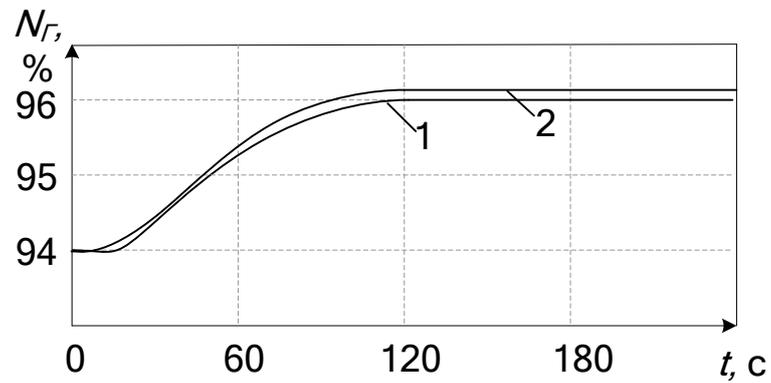


Рис. 3.18 Влияние регулирующей группы ОР СУЗ, извлеченной из АКЗ реактора, на изменение электрической мощности энергоблока:
1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.18, сведены в табл. 3.14.

Таблица 3.14 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности энергоблока при извлечении ОР СУЗ

i	δ								
1	0	6	0.0011	11	0.0022	16	0.0021	21	0.0021
2	0	7	0.0017	12	0.0022	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0017	8	0.0018	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0011	9	0.0020	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.0009	10	0.0021	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.18, $\bar{\delta} = 0.0018$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0022$.

Третий эксперимент. Возмущающим воздействием изменение положения регулирующих клапанов турбины, а именно их частичным закрытием (изменение положения регулирующих клапанов на 6% от

номинального). Полученные результаты эксперимента представлены на рис. 3.19 – 3.25.

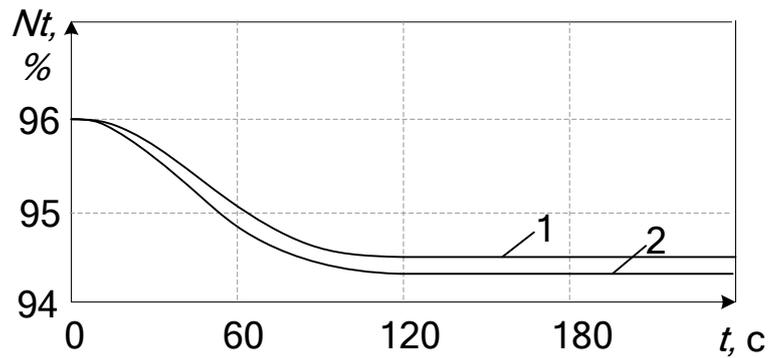


Рис. 3.19 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение нейтронной мощности реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.19, сведены в табл. 3.15.

Таблица 3.15 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности реактора при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0021	11	0.0021	16	0.0021	21	0.0021
2	0.0009	7	0.0022	12	0.0021	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0011	8	0.002	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0017	9	0.0019	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.0019	10	0.0021	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.19, $\bar{\delta} = 0.0019$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0022$.

На рис. 3.20 представлено изменение температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора под действием возмущения.

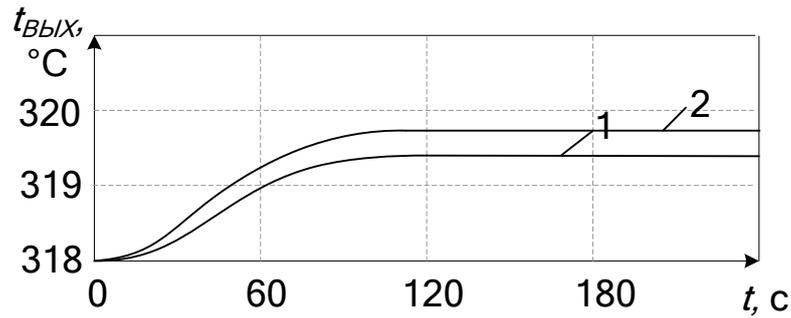


Рис. 3.20 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.20, сведены в табл. 3.16.

Таблица 3.16 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на выходе из реактора при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0009	11	0.0011	16	0.0011	21	0.0011
2	0	7	0.001	12	0.0011	17	0.0011	22	0.0011
3	0.0005	8	0.001	13	0.0011	18	0.0011	23	0.0011
4	0.0007	9	0.0011	14	0.0011	19	0.0011	24	0.0011
5	0.0009	10	0.0011	15	0.0011	20	0.0011	25	0.0011

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.20, $\bar{\delta} = 0.001$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0011$.

На рис. 3.21 показано изменение температуры теплоносителя на входе из АКЗ реактора под действием возмущения.

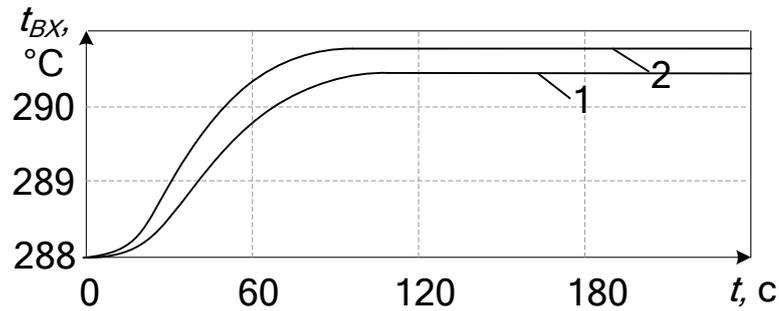


Рис. 3.21 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.21, сведены в табл. 3.17.

Таблица 3.17 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на входе в реактор при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0015	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0.0005	7	0.0014	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0015	8	0.0013	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.002	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0018	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.21, $\bar{\delta} = 0.0012$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0018$.

На рис. 3.22 представлено изменение средней температуры

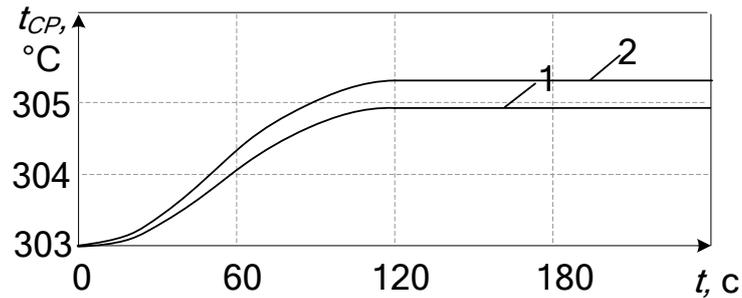


Рис. 3.22 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.22, сведены в табл. 3.18.

Таблица 3.18 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения средней температуры теплоносителя в реакторе при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0012	11	0.0015	16	0.0015	21	0.0015
2	0	7	0.0014	12	0.0015	17	0.0015	22	0.0015
3	0.0005	8	0.0015	13	0.0015	18	0.0015	23	0.0015
4	0.0007	9	0.0015	14	0.0015	19	0.0015	24	0.0015
5	0.001	10	0.0015	15	0.0015	20	0.0015	25	0.0015

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.22, $\bar{\delta} = 0.0013$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0015$.

На рис. 3.23 представлено изменение давления пара во 2-м контуре под действием возмущения.

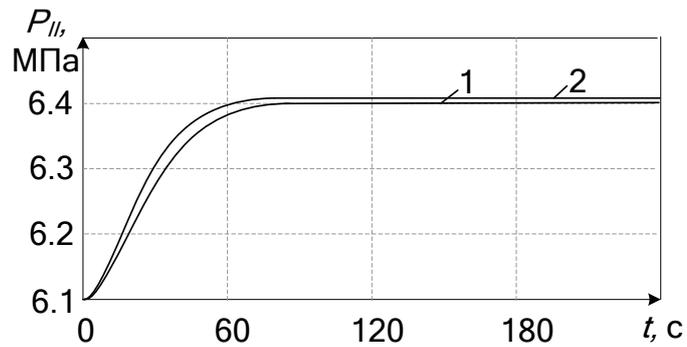


Рис. 3.23 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение давления пара во 2-м контуре:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.23, сведены в табл. 3.19.

Таблица 3.19 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения давления пара во 2-м контуре при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0016	11	0.0016	16	0.0016	21	0.0016
2	0.0016	7	0.0016	12	0.0016	17	0.0016	22	0.0016
3	0.0014	8	0.0016	13	0.0016	18	0.0016	23	0.0016
4	0.0016	9	0.0016	14	0.0016	19	0.0016	24	0.0016
5	0.0016	10	0.0016	15	0.0016	20	0.0016	25	0.0016

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.23, $\bar{\delta} = 0.0015$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0016$.

На рис. 3.24 представлено изменение расхода пара из ПГ под действием возмущения.

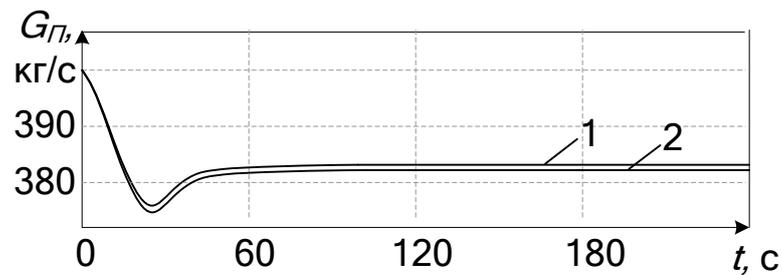


Рис. 3.24 Влияние прикрытия регулирующих клапанов на изменение расхода пара из ПГ:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.24, сведены в табл. 3.20.

Таблица 3.20 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения расхода пара из ПГ при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.002	11	0.002	16	0.002	21	0.002
2	0.002	7	0.002	12	0.002	17	0.002	22	0.002
3	0.002	8	0.002	13	0.002	18	0.002	23	0.002
4	0.0002	9	0.002	14	0.002	19	0.002	24	0.002
5	0.002	10	0.002	15	0.002	20	0.002	25	0.002

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.24, $\bar{\delta} = 0.0019$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.002$.

На рис. 3.25 показано изменение электрической мощности реактора под действием возмущения.

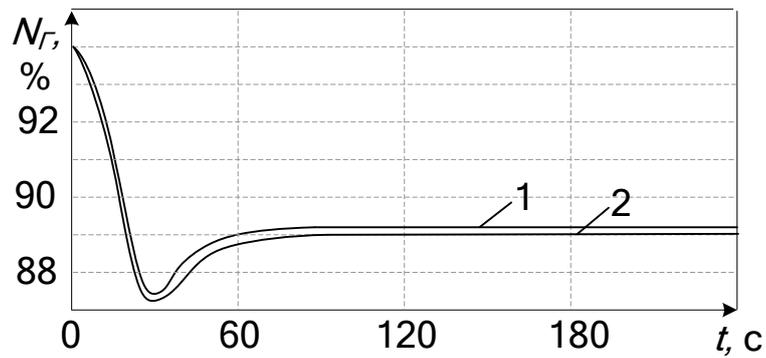


Рис. 3.25 Влияние прикрытия регулирующих клапанов турбины на изменение электрической мощности энергоблока:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.25, сведены в табл. 3.21.

Таблица 3.21 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности энергоблока при прикрытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0026	11	0.0023	16	0.0023	21	0.0023
2	0.0011	7	0.0026	12	0.0023	17	0.0023	22	0.0023
3	0.0015	8	0.0026	13	0.0023	18	0.0023	23	0.0023
4	0.0023	9	0.0023	14	0.0023	19	0.0023	24	0.0023
5	0.003	10	0.0023	15	0.0023	20	0.0023	25	0.0023

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.25, $\bar{\delta} = 0.0022$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.003$.

4-й эксперимент. Возмущающим воздействием изменение положения регулирующих клапанов турбины, а именно их частичным закрытием (изменение положения регулирующих клапанов на 6% от номинального). Полученные результаты эксперимента представлены на рис. 3.26 – 3.32.

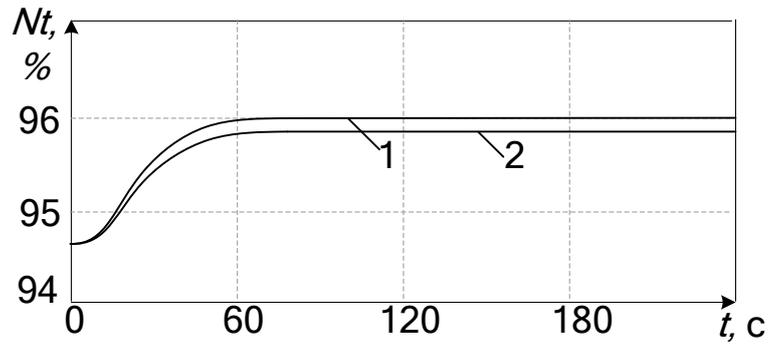


Рис. 3.26 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение нейтронной мощности реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.26, сведены в табл. 3.22.

Таблица 3.22 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности реактора при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0019	11	0.0021	16	0.0021	21	0.0021
2	0.0005	7	0.0023	12	0.0021	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0009	8	0.0023	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0012	9	0.0023	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.0016	10	0.0022	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.26, $\bar{\delta} = 0.0019$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0023$.

На рис. 3.27 представлено изменение температуры теплоносителя на выходе из АКЗ реактора под действием возмущения.

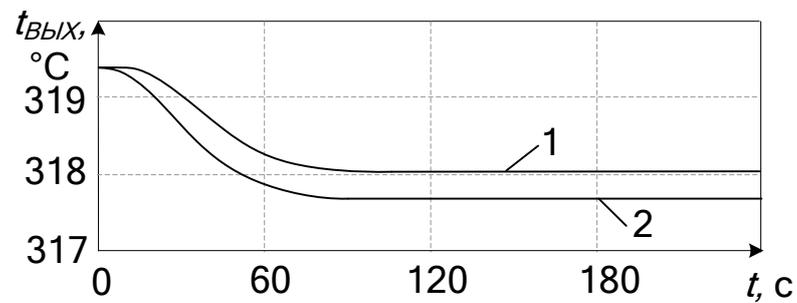


Рис. 3.27 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.27, сведены в табл. 3.23.

Таблица 3.23 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на выходе из реактора при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0008	11	0.0011	16	0.0011	21	0.0011
2	0.0001	7	0.0009	12	0.0011	17	0.0011	22	0.0011
3	0.0003	8	0.001	13	0.0011	18	0.0011	23	0.0011
4	0.0006	9	0.0011	14	0.0011	19	0.0011	24	0.0011
5	0.0007	10	0.0011	15	0.0011	20	0.0011	25	0.0011

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.27, $\bar{\delta} = 0.0009$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0011$.

На рис. 3.28 показано изменение температуры теплоносителя на входе из АКЗ реактора под действием возмущения.

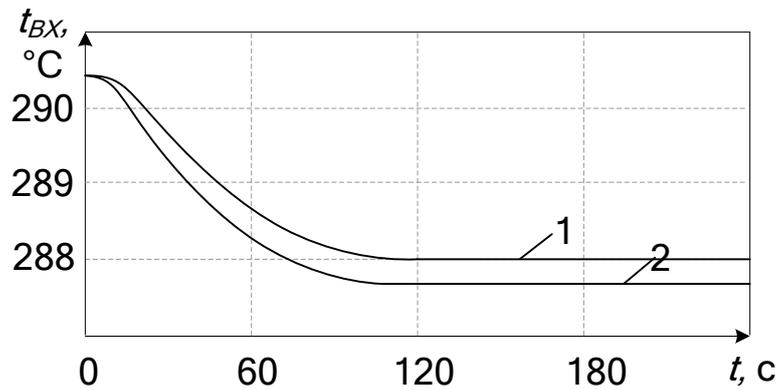


Рис. 3.28 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.28, сведены в табл. 3.24.

Таблица 3.24 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения температуры теплоносителя на входе в реактор при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.001	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0.0003	7	0.0011	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0004	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0006	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.0009	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.28, $\bar{\delta} = 0.0010$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0012$.

На рис. 3.29 представлено изменение средней температуры

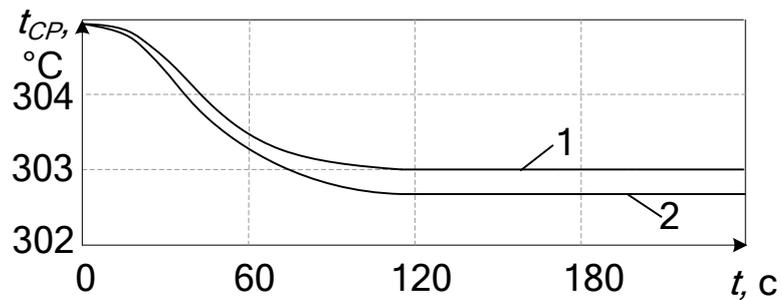


Рис. 3.29 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.29, сведены в табл. 3.25.

Таблица 3.25 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения средней температуры теплоносителя в реакторе при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0011	11	0.0012	16	0.0012	21	0.0012
2	0.0004	7	0.0012	12	0.0012	17	0.0012	22	0.0012
3	0.0007	8	0.0012	13	0.0012	18	0.0012	23	0.0012
4	0.0008	9	0.0012	14	0.0012	19	0.0012	24	0.0012
5	0.001	10	0.0012	15	0.0012	20	0.0012	25	0.0012

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, которая показана на рис. 3.29, $\bar{\delta} = 0.0011$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0012$.

На рис. 3.30 представлено изменение давления пара во 2-м контуре под действием возмущения.

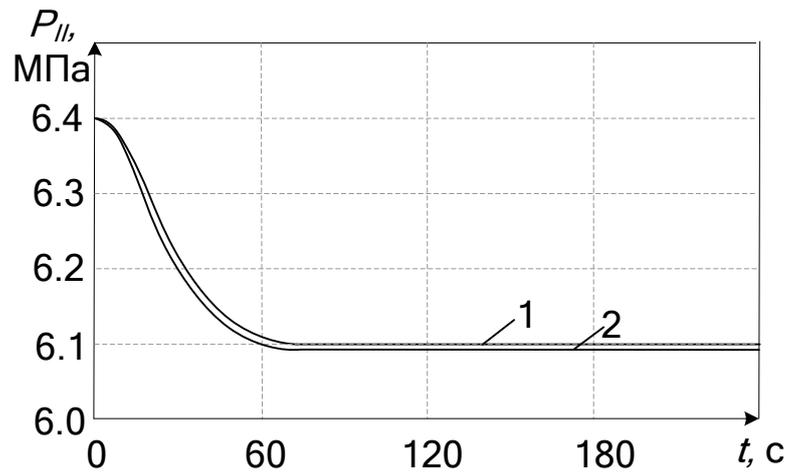


Рис. 3.30 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение давления пара во 2-м контуре:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.30, сведены в табл. 3.26.

Таблица 3.26 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения давления пара во 2-м контуре при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0013	11	0.0013	16	0.0013	21	0.0013
2	0.0016	7	0.0013	12	0.0013	17	0.0013	22	0.0013
3	0.0019	8	0.0013	13	0.0013	18	0.0013	23	0.0013
4	0.0019	9	0.0013	14	0.0013	19	0.0013	24	0.0013
5	0.0016	10	0.0013	15	0.0013	20	0.0013	25	0.0013

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.30, $\bar{\delta} = 0.0013$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0019$.

На рис. 3.31 представлено изменение расхода пара из ПГ под действием возмущения.

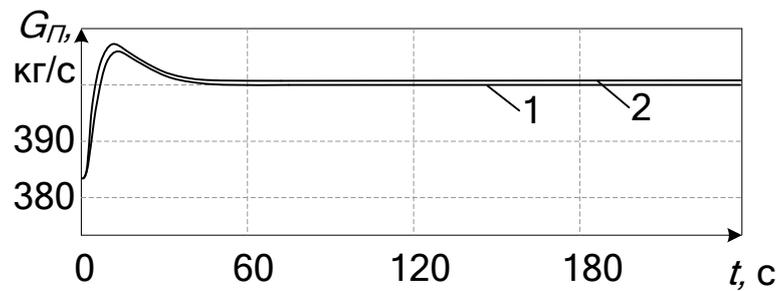


Рис. 3.31 Влияние открытия регулирующих клапанов на изменение расхода пара из ПГ: 1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, представленной на рис. 3.31, сведены в табл. 3.27.

Таблица 3.27 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения расхода пара из ПГ при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0021	11	0.0019	16	0.0019	21	0.0019
2	0.0005	7	0.0026	12	0.0019	17	0.0019	22	0.0019
3	0.0019	8	0.0025	13	0.0019	18	0.0019	23	0.0019
4	0.0025	9	0.0022	14	0.0019	19	0.0019	24	0.0019
5	0.0027	10	0.0019	15	0.0019	20	0.0019	25	0.0019

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, показанной на рис. 3.31, $\bar{\delta} = 0.0019$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0027$.

На рис. 3.32 представлено изменение электрической мощности реактора под действием возмущения.

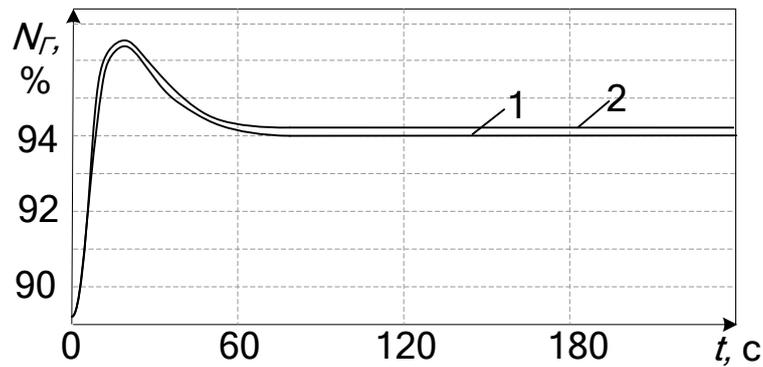


Рис. 3.32 Влияние открытия регулирующих клапанов турбины на изменение электрической мощности энергоблока:

1 – экспериментальная кривая; 2 – аналитическая кривая

Относительные погрешности i -х точек для аналитической кривой, изображенной на рис. 3.32, сведены в табл. 3.32.

Таблица 3.32 Относительные погрешности i -х точек кривой изменения мощности энергоблока при открытии регулирующих клапанов

i	δ								
1	0	6	0.0011	11	0.0021	16	0.0021	21	0.0021
2	0	7	0.0016	12	0.0021	17	0.0021	22	0.0021
3	0.0017	8	0.0018	13	0.0021	18	0.0021	23	0.0021
4	0.0012	9	0.0020	14	0.0021	19	0.0021	24	0.0021
5	0.001	10	0.0021	15	0.0021	20	0.0021	25	0.0021

Средняя относительная погрешность для аналитической кривой, представленной на рис. 3.32, $\bar{\delta} = 0.0018$.

Максимальная относительная погрешность $\delta_{\max} = 0.0021$.

По рассчитанным максимальным относительным погрешностям можно подсчитать наибольшую и среднее из максимальных относительных погрешностей моделирования.

Наибольшая относительная погрешность моделирования из рассчитанных максимальных $\delta_{\max}^v = 0.0092$.

Среднее из максимальных относительных погрешностей моделирования $\delta_{cp}^v = 0.0024$.

Можно сделать вывод, что модель отражает поведение энергоблока с максимальной относительной погрешностью не более 0.92%, что не превышает точность инженерного расчета.

3.3. Моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока

На разработанной модели реализована АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, алгоритм управления которой реализует программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора. Алгоритм управления по этой программе регулирования описан в 1-м разд. и приведен на рис. 1.16.

Регулирование электрической мощности энергоблока осуществляется с помощью автоматического регулятора мощности (АРМ) и регулятора мощности энергоблока [34, 38, 82, 117].

АРМ представляет собой каскад из двух иерархически соединенных регуляторов:

1. Нейтронной мощности реактора, который является стабилизирующим.
2. Средней температуры теплоносителя 1-го контура, который является корректирующим.

Принято, что регулятор средней температуры теплоносителя 1-го контура и регулятор мощности энергоблока имеют ПИ–закон регулирования, а регулятор нейтронной мощности реактора, так как он является стабилизирующим регулятором, имеет П–закон регулирования. Расчет

настроек регуляторов осуществлялся по методу Копеловича А.П. [48, 49, 58, 76].

3.3.1. Настройка регулятора нейтронной мощности реактора

Для настройки регулятора нейтронной мощности на реактор было подано скачкообразное возмущение ΔM введением ОР СУЗ на 10% (35.35 см) в АКЗ реактора.

Кривая разгона по каналу «реактивность ОР СУЗ – нейтронная мощность» имеет следующий вид:

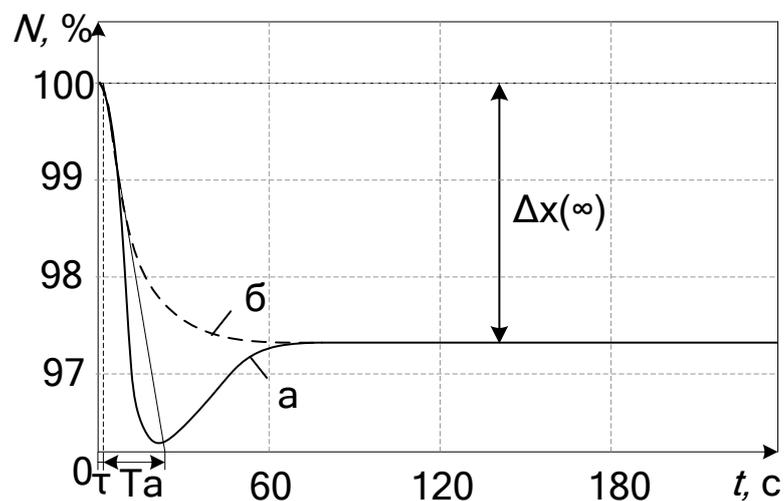


Рис. 3.33 Кривая разгона по каналу «реактивность ОР СУЗ – нейтронная мощность»: а – аналитическая кривая разгона; б – сглаженная кривая разгона

Как видно из графика (рис. 3.33, а), кривая разгона обладает самовыравниванием, однако в силу ее характера получить по этой кривой разгона данные для настройки регулятора графическим методом возможно, только если сгладить ее до стандартного S-образного вида (рис. 3.33, б). Такое сглаживание может сказаться на качестве переходного процесса, поэтому следующим шагом после получения настроек регулятора и построения графика переходного процесса должен быть экспертный подбор настроек регулятора для получения наилучшего переходного процесса [35, 36, 132].

Кривая разгона, представленная на рис. 3.33, б, была обработана стандартным методом. В результате обработки были найдены: время полного запаздывания $\tau=2$ с; время разгона $T_a= 17$ с; значение отклонения нейтронной мощности в установившемся состоянии $\Delta x(\infty)= -2.7$ % и коэффициент передачи объекта $k= \Delta x(\infty)/\Delta M=0.076$ %/см.

По таблице формул для определения настроек непрерывных регуляторов на статических объектах первоначально был выбран желаемый процесс регулирования – апериодический и вид регулятора – П.

Учитывая вышесказанное, коэффициент передачи

$$K_P = \frac{0.3}{k \cdot \tau / T_a} = \frac{0.3 \cdot 17}{0.076 \cdot 2} = 33.6 \text{ см/\%}.$$

С таким коэффициентом передачи при нанесении скачкообразного возмущения в виде уменьшения расхода пара на 10 кг/с переходный процесс имел следующий вид (рис. 3.34):

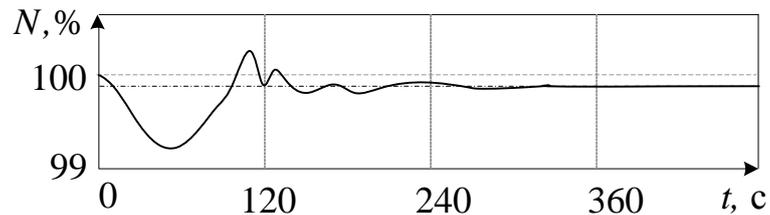


Рис. 3.34 Переходный процесс регулирования с $K_P = 33.6$ при нанесении возмущения расходом пара

Большое количество колебаний во время переходного процесса (рис. 3.34) неблагоприятно сказывается на долговечность исполнительных механизмов (ИМ). В связи с этим качество переходного процесса с таким коэффициентом передачи – неудовлетворительное. С целью получения более качественного переходного процесса коэффициент передачи был уменьшен в три раза $K_P = 11.2$, при этом переходный процесс приобрел вид (рис. 3.35)

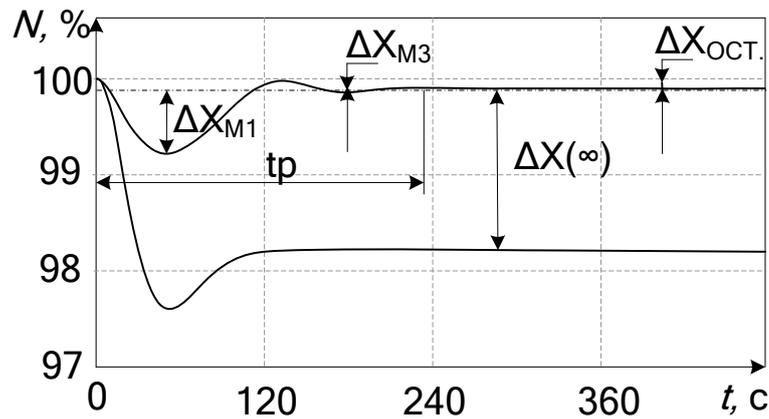


Рис. 3.35 Переходный процесс регулирования с $K_p = 11.2$ при нанесении возмущения расходом пара

Качество переходного процесса можно оценить по графику с помощью прямых показателей качества [22, 25, 60, 127]:

1. Первый максимум отклонения нейтронной мощности ΔX_{M1} .
 $\Delta X_{M1} = 0.7\%$.
2. Третий максимум отклонения нейтронной мощности $\Delta X_{M3} = 0.05\%$.
3. Время регулирования $t_p = 230$ с.
4. Статическая ошибка регулирования (для П-регуляторов)
 $\Delta X_{\text{ост.}} = 0.2\%$.
5. Отклонение нейтронной мощности при отсутствии регулятора.
 $\Delta X(\infty) = 1.8\%$.

Кроме прямых показателей качества переходного процесса, существуют показатели, которые вычисляются [26, 84, 104, 128]

6. Степень затухания колебаний переходного процесса
$$\psi = \frac{\Delta X_{M1} - \Delta X_{M3}}{\Delta X_{M1}}. \quad \psi = 0.93.$$
 Интенсивность затухания колебаний

считается удовлетворительной, если $\psi = 0,75 \dots 0,95$.

7. Динамический коэффициент регулирования $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.38$

показывает, насколько эффективно компенсирующее действие регулятора на объект.

Проанализировав значения показателей качества, был сделан вывод, что качество регулирования с таким коэффициентом передачи П-регулятора удовлетворительное.

3.3.2. Настройка регулятора средней температуры теплоносителя

Для настройки регулятора средней температуры теплоносителя 1-го контура, который является корректирующим, необходимо подать возмущение скачкообразным изменением задания регулятору нейтронной мощности со 100 на 90% ($\Delta M = -10\%$). Кривая разгона изменения средней температуры теплоносителя 1-го контура имеет следующий вид:

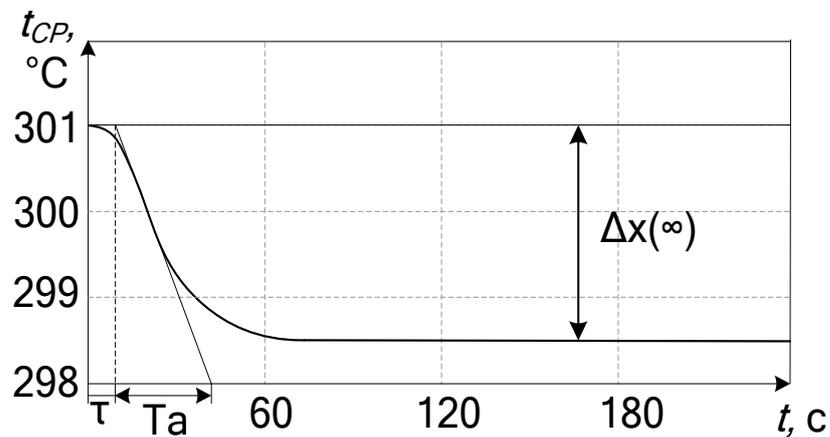


Рис. 3.36 Кривая разгона изменения средней температуры теплоносителя 1-го контура при нанесении возмущения скачкообразным изменением задания регулятору нейтронной мощности

Кривая разгона, представленная на рис. 3.36, была обработана аналогично кривой разгона, представленной на рис. 3.33, б: полное запаздывание $\tau = 10$ с, постоянная времени $T_a = 30$ с; отклонение средней температуры в установившемся состоянии $\Delta x(\infty) = -2.5$ °С; коэффициент передачи объекта $k = 0.25$ °С / %.

Были выбраны желаемый процесс регулирования и вид регулятора: желаемый процесс – апериодический, регулятор – ПИ.

Согласно таблице формул для определения настроек непрерывных регуляторов на статических объектах коэффициент передачи для ПИ-регулятора:

$$K_P = \frac{0.6}{k \cdot \tau / T_a} = \frac{0.6 \cdot 30}{0.25 \cdot 10} = 7.2 \text{ \%}/^\circ\text{C}$$

$$T_{II} = 0.6 \cdot T = 18 \text{ c}$$

С такими настройками регулятора средней температуры теплоносителя при нанесении возмущения в виде увеличения расхода пара на 10 кг/с переходный процесс регулирования имеет следующий вид (рис. 3.37):

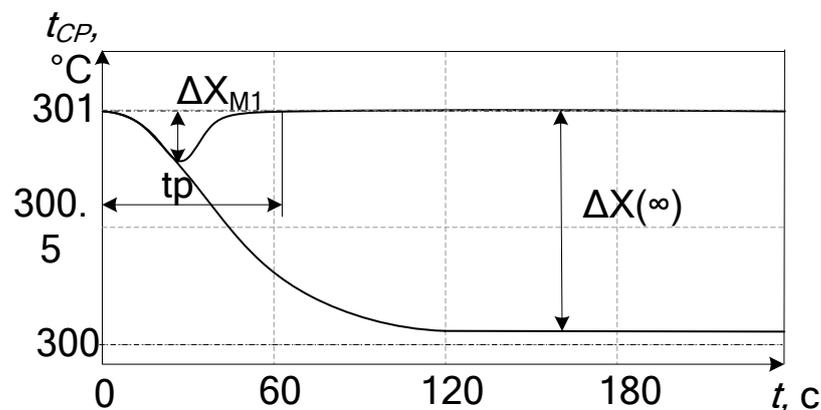


Рис. 3.37 Переходный процесс регулирования при нанесении возмущения расходом пара

Качество переходного процесса можно оценить по графику с помощью прямых показателей качества:

1. Первый максимум отклонения средней температуры $\Delta X_{M1} = 0.2 \text{ }^\circ\text{C}$.
2. Третий максимум отклонения средней температуры $\Delta X_{M3} = 0 \text{ }^\circ\text{C}$.
3. Время регулирования $t_p = 70 \text{ c}$.
4. Отклонение средней температуры при отсутствии регулятора $\Delta X(\infty) = 0.9 \text{ }^\circ\text{C}$.
5. Степень затухания колебаний переходного процесса

$$\psi = \frac{\Delta X_{M1} - \Delta X_{M3}}{\Delta X_{M1}} \cdot \psi = 1.$$

6. Динамический коэффициент регулирования $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.22$.

Переходный процесс регулирования соответствует аperiodическому, и качество регулирования с такими настройками регулятора удовлетворительное.

3.3.3. Настройка регулятора мощности энергоблока

Для настройки регулятора мощности энергоблока было подано скачкообразное возмущение уменьшением расхода пара с 408 кг/с до 368 кг/с ($\Delta M = -40$ кг/с). Кривая разгона изменения мощности энергоблока такова:

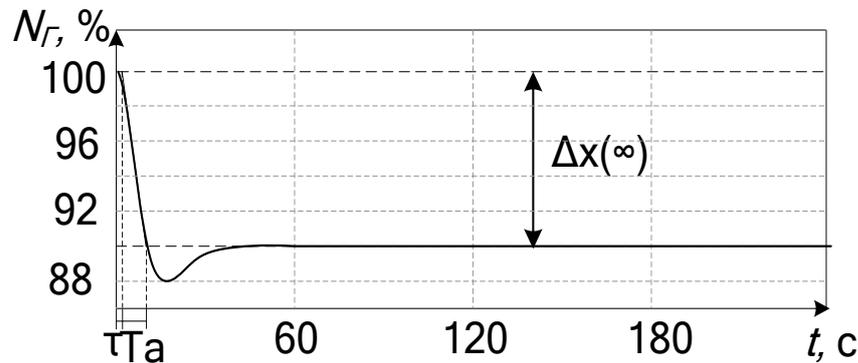


Рис. 3.38 Кривая разгона изменения мощности энергоблока при нанесении скачкообразного возмущения уменьшением расхода пара

Полное запаздывание $\tau = 2$ с (рис. 3.38), постоянная времени $T_a = 10$ с, отклонение мощности энергоблока в установившемся состоянии $\Delta x(\infty) = -10$ %, коэффициент передачи объекта $k = 0.25$ кг/°С·с.

Были выбраны желаемый процесс регулирования и вид регулятора: желаемый процесс – аperiodический, регулятор – ПИ.

Согласно таблице формул для определения настроек непрерывных регуляторов на статических объектах коэффициент передачи для ПИ-

$$\text{регулятора: } K_P = \frac{0.6}{k \cdot \tau / T_a} = \frac{0.6 \cdot 10}{0.25 \cdot 2} = 12 \text{ } ^\circ\text{C} \cdot \text{с/кг}, T_{II} = 0.6 \cdot T = 6 \text{ с}.$$

При нанесении возмущения в виде изменения задания регулятору мощности энергоблока со 100 до 90%, переходный процесс регулирования имеет такой вид (рис. 3.39):

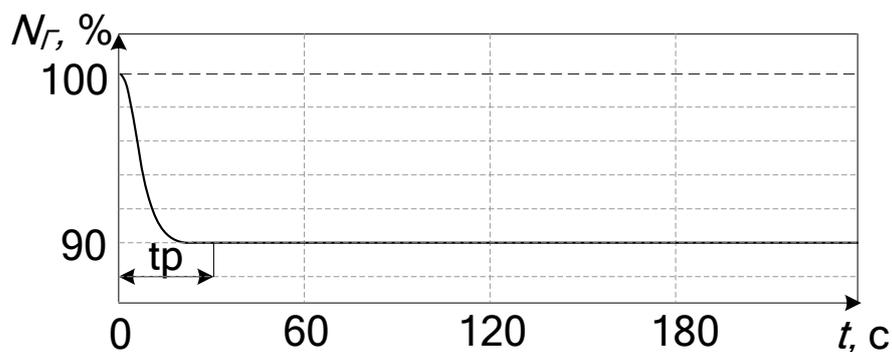


Рис. 3.39 Переходный процесс регулирования при нанесении возмущения изменением задания регулятору мощности энергоблока

Из рис. 3.39 видно, что переходный процесс аperiodический, не имеет колебаний, время регулирования $t_p=35$ с.

Можно сделать вывод, что переходный процесс, представленный на рис. 3.39, имеет высокое качество регулирования.

3.3.4. Имитационное моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока с постоянной средней температурой теплоносителя

После настройки регуляторов на модели была реализована программа регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя 1-го контура. Изменение задания по электрической мощности со 100 до 80% номинальной мощности происходило линейно, непрерывно, с регламентной скоростью 5 МВт/мин.

Эксплуатация реактора в режимах с мощностью энергоблока менее 80% экономически не целесообразна. Поэтому в данном разделе и далее будет рассматриваться изменение технологических параметров энергоблока именно в диапазоне от 100 до 80% номинальной мощности энергоблока [50].

АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, алгоритм управления которой реализует программу регулирования с постоянной средней

температурой теплоносителя в АКЗ реактора в среде моделирования Simulink пакета Matlab представлена на рис. 3.40.

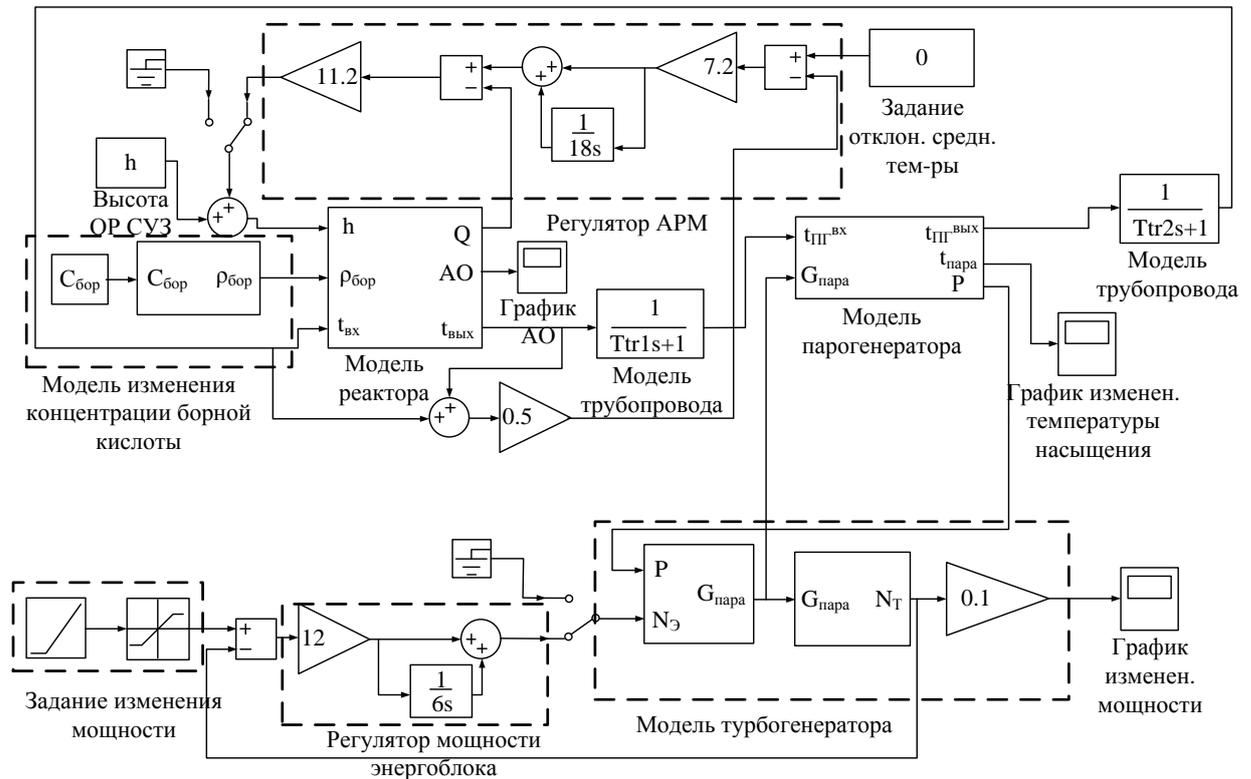


Рис. 3.40 Моделирование автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока

Для вывода на графики абсолютных значений были заданы следующие начальные условия: номинальное значение средней температуры теплоносителя $297\text{ }^{\circ}\text{C}$; номинальное значение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора $283\text{ }^{\circ}\text{C}$; номинальное давление пара во 2-м контуре – 5.7 МПа ; номинальная температура насыщения пара – $273\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Изменение технологических параметров в результате моделирования представлено на рис. 3.41 – 3.45.

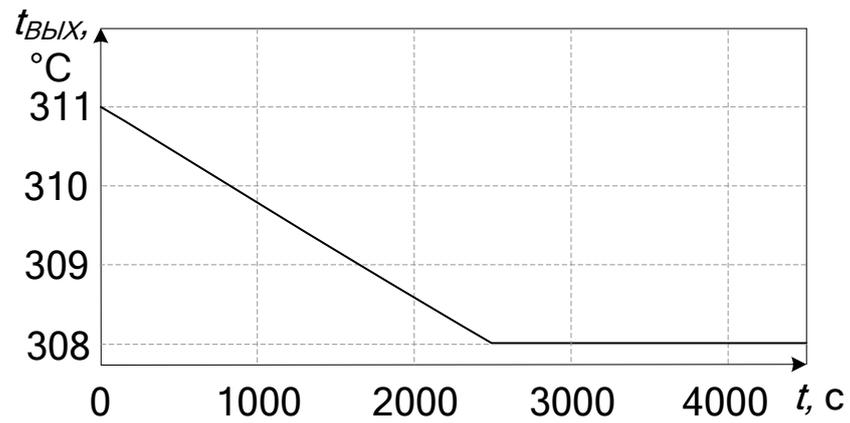


Рис. 3.41 Изменение температуры теплоносителя 1-го контура на выходе из АКЗ реактора

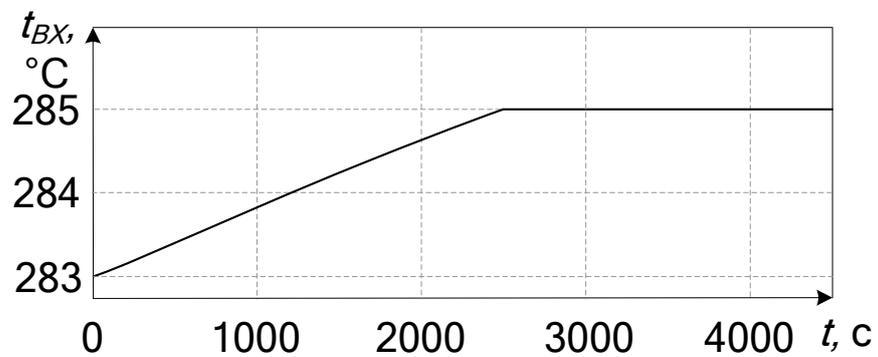


Рис. 3.42 Изменение температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора

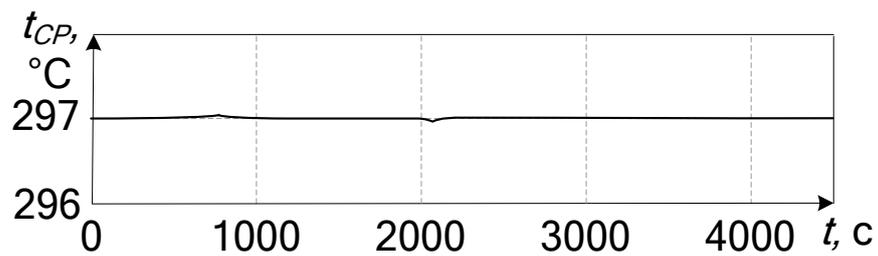


Рис. 3.43 Изменение средней температуры теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора

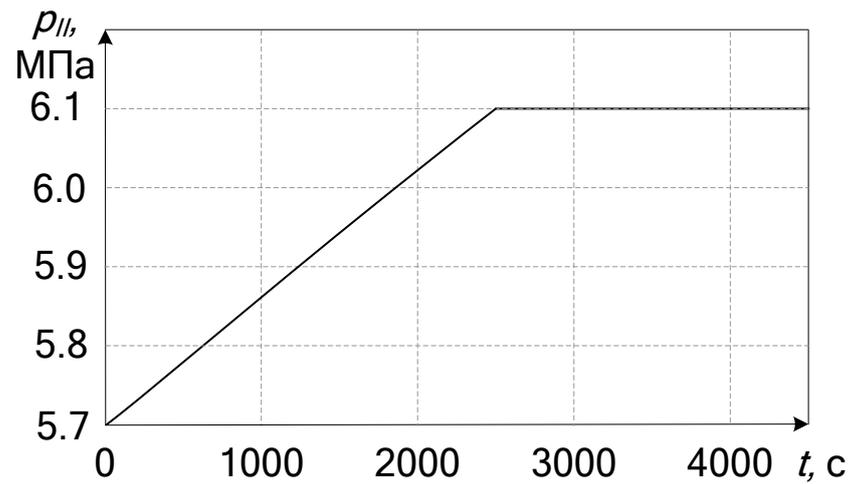


Рис. 3.44 Изменение давления во 2-м контуре

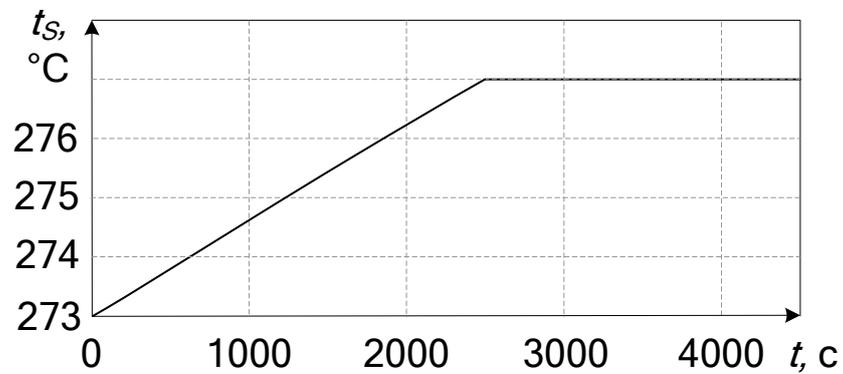


Рис. 3.45 Изменение расхода пара из ПГ

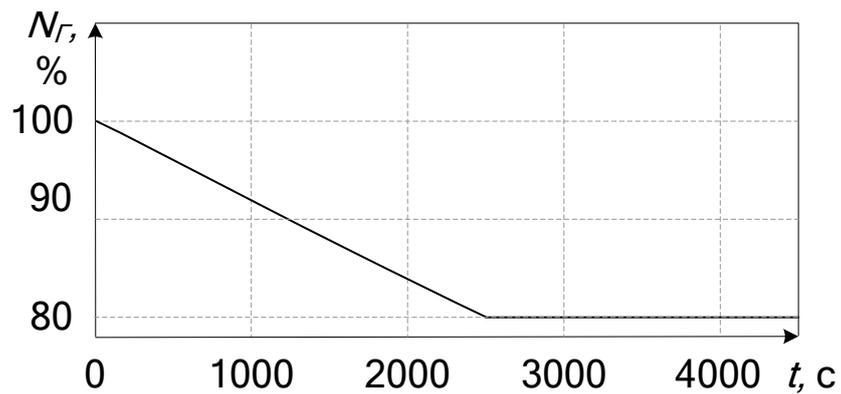


Рис. 3.46. Изменение электрической мощности энергоблока

Графики, представленные на рис. 3.41 –3.46, были сведены в один график изменения всех технологических параметров в зависимости от мощности энергоблока (рис. 3.47).

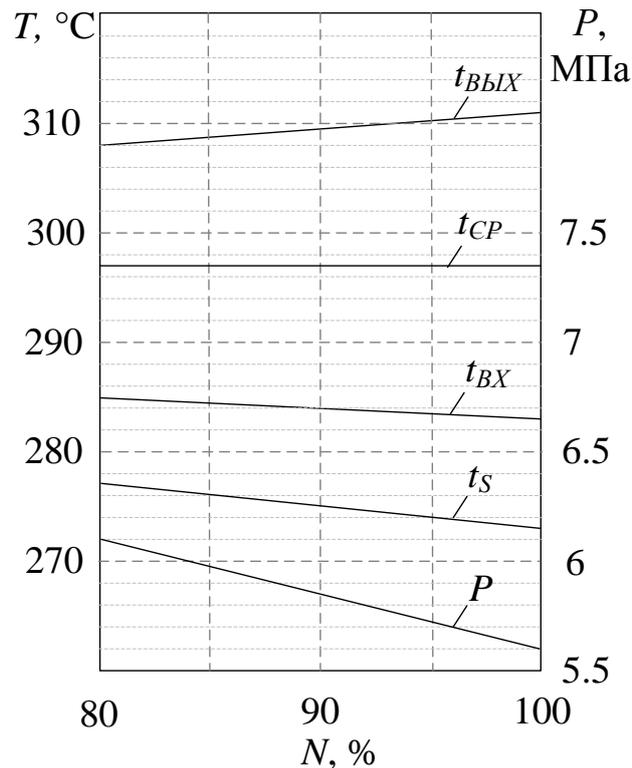


Рис. 3.47 Изменение технологических параметров в зависимости от мощности энергоблока

В 1-м разд. (рис. 1.8 (I), 1.10 (I), 1.12 (I), 1.14 (I)) были представлены графики изменения технологических параметров в разных программах регулирования в зависимости от мощности энергоблока. Полученный в результате моделирования график зависимости изменения технологических параметров от мощности энергоблока в промежутке от 100 до 80% полностью соответствует аналогичным графикам на рис. 1.8 (I), 1.10 (I), 1.12 (I), 1.14 (I).

3.4. Выводы по третьему разделу

1. Обоснованы невозможность оценки адекватности статистическими методами и решение оценивать адекватность аналитических данных (полученных посредством моделирования) экспериментальным, рассчитывая

среднюю и максимальную относительные погрешности каждого из экспериментов и максимальную по всем экспериментам.

2. Наибольшая относительная погрешность моделирования из рассчитанных максимальных $\delta_{\max}^v = 0.92\%$, что не превышает точности инженерного расчета.

3. Получила дальнейшее развитие модель энергоблока как объекта управления, которая отличается от известных тем, что включает многозонную модель реактора, что позволило уменьшить погрешность моделирования.

4. На разработанной модели была реализована АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, алгоритм управления которой реализует программу регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в АКЗ реактора. Были выбраны регуляторы, найдены их настройки и оценено качество переходных процессов регулирования.

5. На модели с реализованной АСР был проведен эксперимент по снижению мощности со 100 до 80%. Сопоставление результатов моделирования с результатами эксперимента позволяет сделать вывод об их полной идентичности. Можно сделать вывод, что не только разработанная модель энергоблока, но и реализованная АСР мощности энергоблока соответствуют реальным.

РАЗДЕЛ 4

УСОВЕРШЕНСТВОВАННАЯ АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС

Как было отмечено в 1-м разд., стабильность АО при переводе энергоблока с одного уровня мощности на другой является наиболее важной задачей при управлении мощностью энергоблока. Выход АО за пределы рекомендуемого диапазона (рис. 1.7) может привести к возникновению ксеноновых колебаний, которые увеличат количество скачков линейной тепловой мощности в твэлов и может привести к неустойчивости реактора [12, 99, 100, 101, 102].

Кроме того проведенный в 1-м разд. анализ показал, что во всех существующих программах регулирования температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора изменяется. Изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора наносит возмущение, которое невозможно скомпенсировать, что приводит к изменению величины АО и может также привести к неустойчивости реактора.

4.1. Компромиссно-комбинированная программа регулирования

Группой соавторов был предложен и запатентован [96, 97, 98] метод управления мощностью энергоблока, который предполагает удержание значения АО постоянным при переводе энергоблока с одного уровня мощности на другой.

Было замечено, что при изменении тепловой мощности реактора накапливающиеся/выгорающие при этом ксенон и йод продолжают медленно изменять мощность, причем на ту же величину и с тем же знаком, что и первоначальное возмущение.

Компромиссно–комбинированный метод (или программа) реализуется следующим образом. Энергоблок не менее 4 ч работает на номинальной мощности. При поступлении заявки на изменение мощности энергоблока на ΔN_{Γ} оператор РУ дает команду на введение в теплоноситель 1-го контура необходимого количества борной кислоты для снижения мощности энергоблока на $\Delta N_{\Gamma}/2$. После этого дальнейшее снижение мощности энергоблока еще на $\Delta N_{\Gamma}/2$ осуществляется за счет накопления в АКЗ реактора йода и ксенона. Процесс накопления йода и ксенона в АКЗ реактора называется отравлением реактора.

Одновременно для обеспечения устойчивости нижней половины АКЗ реактора необходимо поддерживать температуру теплоносителя на входе в АКЗ реактора постоянной. Постоянство температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора обеспечивается за счет регулирования давления пара в парогенераторе путем изменения положения регулирующих клапанов турбины.

Одновременно поддерживается постоянным АО за счет изменения положения регулирующей группы ОР СУЗ в верхней половине реактора.

Процесс отравления реактора длится около 4 ч, после этого начинается процесс разотравления, который длится еще 4 ч, во время которого мощность энергоблока увеличивается на $\Delta N_{\Gamma}/2$.

После того, как за счет разотравления мощность энергоблока увеличилась, для вывода энергоблока на номинальную мощность, в течение 2 ч в теплоноситель 1-го контура вводится обессоленная вода для уменьшения концентрации борной кислоты .

Главным отличием компромиссно-комбинированной программы регулирования от известных является то, что температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе путем изменения положения регулирующих клапанов турбины.

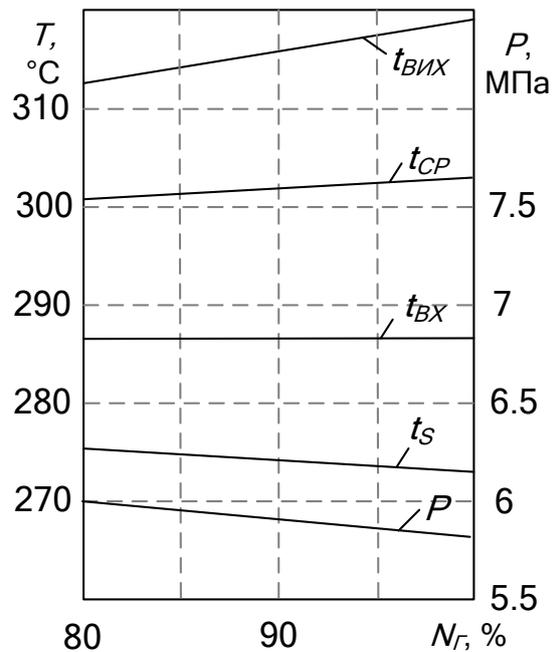


Рис. 4.1 Зависимость технологических параметров от мощности энергоблока N_G по компромиссно-комбинированной программе регулирования

На рис. 4.1 представлена зависимость технологических параметров от мощности энергоблока N_G по компромиссно-комбинированной программе регулирования.

4.2. Моделирование усовершенствованной автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока

На рис. 4.2 показана схема усовершенствованной АСР мощности энергоблока, реализующая компромиссно-комбинированную программу регулирования. Обозначения с 1 по 23 такие же, что и на рис. 1.16; 1.17; 1.18; 1.19; кроме того, 24 – задатчик аксиального офсета; 25 – бак подпиточных насосов; 26 – задатчик температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора; 27 – регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора

Алгоритм управления, реализующий компромиссно-комбинированную программу регулирования, осуществляется следующим образом [147, 150, 152]. По требованию энергосистемы уменьшить мощность

энергоблока оператор РУ дает команду на введение в теплоноситель 1-го контура необходимого количества борной кислоты для изменения мощности энергоблока, в половину меньшего от требуемого для конкретных эффективных суток. Раствор борной кислоты вводится/выводится (вводом обессоленной воды) через бак подпиточных насосов 25 в теплоноситель непрерывно с регламентной скоростью. После ввода/вывода борной кислоты дальнейшее снижение мощности энергоблока до требуемого значения происходит за счет отравления реактора йодом и ксеноном.

Нижняя половина АКЗ реактора не имеет органов управления и главное возмущающее воздействие, которое воздействует на нее, – изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора.

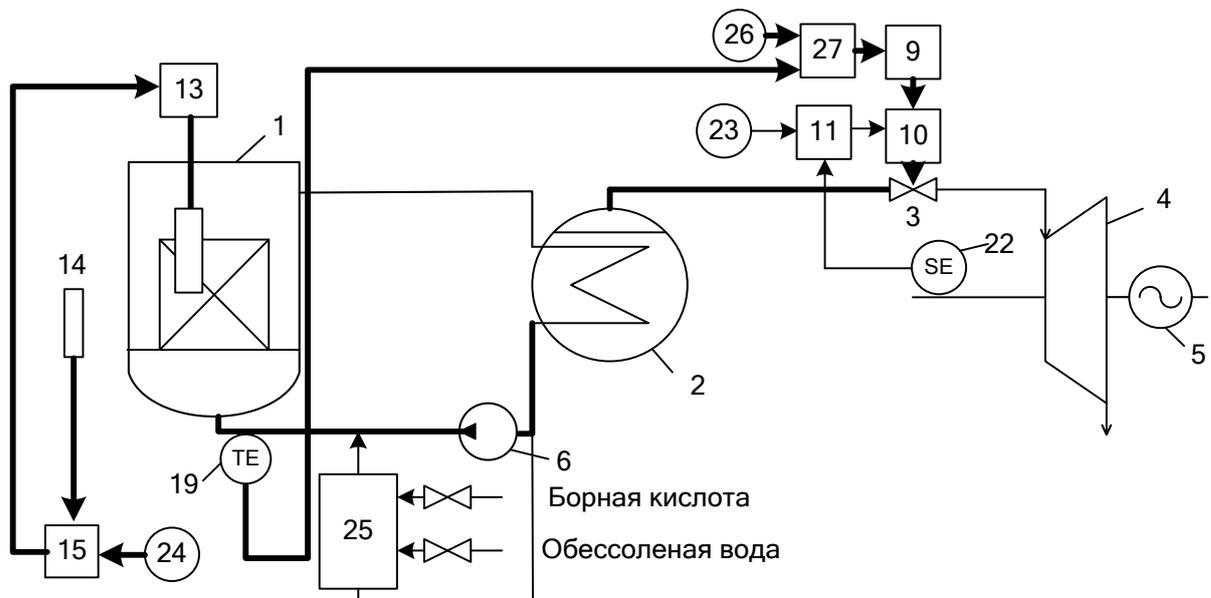


Рис. 4.2 Принципиальная схема регулирования энергоблоков с реактором ВВЭР-1000, реализующая усовершенствованную АСР мощности энергоблока

Поэтому для стабилизации нижней половины АКЗ реактора необходимо поддерживать температуру теплоносителя на входе в АКЗ реактора постоянной. Регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора 27, сравнивая заданное 26 и фактическое 19 значения температуры теплоносителя на входе в АКЗ, формирует управляющее воздействие. Это

воздействие передается на МУТ 9 и далее сервомотору 10, который изменяет положение регулирующих клапанов 3 турбины 4.

При этом регулятор нейтронной мощности 15, сравнивая заданное 24 и фактическое 14 значения АО, формирует управляющее воздействие на приводы регулирующих стержней регулирующей группы ОР СУЗ 13.

Таким образом, особенностью усовершенствованной АСР является новый контур управления, в котором температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе.

Кроме того, особенностью усовершенствованной АСР является еще один новый контур управления – контур управления офсетом, в котором значение АО поддерживается постоянным за счет перемещения регулирующей группы ОР СУЗ [87, 103].

Для реализации усовершенствованной АСР энергоблоком, функционирующей по компромиссно-комбинированной программе регулирования, необходимо первоначально рассчитать настройки регулятора нейтронной мощности и регулятора температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора, а также рассчитать необходимое количество борной кислоты и обессоленной воды для изменения мощности энергоблока.

Оба регулятора имеют ПИ-закон регулирования. Расчет настроек регуляторов осуществлялся по методу Копеловича А.П.

4.2.1. Настройка регулятора нейтронной мощности реактора

Для настройки регулятора нейтронной мощности на реактор было подано скачкообразное возмущение ΔM введением ОР СУЗ на 10% (35.35 см) в АКЗ реактора.

Кривая разгона по каналу «реактивность ОР СУЗ – АО» имеет следующий вид:

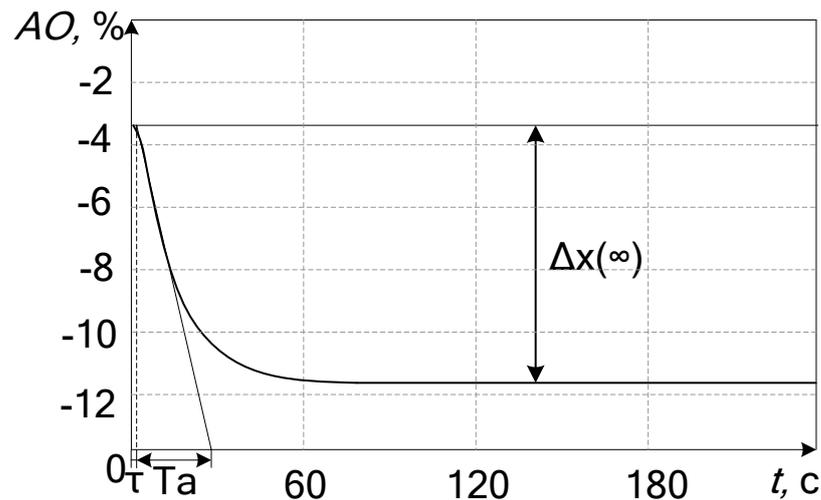


Рис. 4.3 Кривая разгона по каналу «реактивность ОР СУЗ – аксиальный офсет»

Кривая разгона, представленная на рис. 4.3, была обработана стандартным методом. В результате обработки были найдены: время полного запаздывания $\tau=2$ с; время разгона $Ta=28$ с; значение отклонения АО в установившемся состоянии $\Delta x(\infty)=-8.19\%$ и коэффициент передачи объекта $k=\Delta x(\infty)/\Delta M=0.232\%/см$ [24, 27, 29, 117].

По таблице формул для определения настроек непрерывных регуляторов на статических объектах первоначально был выбран желаемый процесс регулирования – апериодический, вид регулятора – ПИ.

Учитывая вышесказанное, коэффициент передачи

$$K_P = \frac{0.6}{k \cdot \tau / Ta} = \frac{0.6 \cdot 28}{0.232 \cdot 2} = 36.2 \text{ см/\%},$$

$$T_{II} = 0.6 \cdot Ta = 16.8 \text{ с.}$$

С таким коэффициентом передачи при нанесении скачкообразного возмущения в виде уменьшения расхода пара на 40 кг/с переходный процесс имеет вид (рис. 4.4)

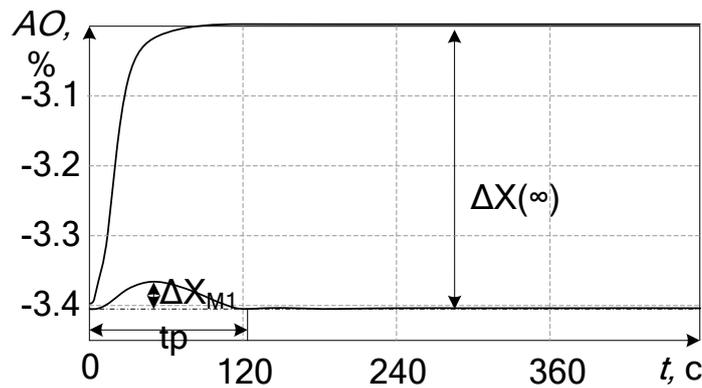


Рис. 4.4 Переходный процесс регулирования при нанесении возмущения расходом пара

Качество переходного процесса можно оценить по графику с помощью прямых показателей качества:

1. Первый максимум отклонения аксиального офсета ΔX_{M1} .
 $\Delta X_{M1} = 0.04\%$.
2. Третий максимум отклонения аксиального офсета $\Delta X_{M3} = 0\%$.
3. Время регулирования $t_p = 122$ с.
4. Отклонение аксиального офсета при отсутствии регулятора.
 $\Delta X(\infty) = 0.4\%$.

Кроме прямых показателей качества переходного процесса, существуют показатели, которые вычисляются:

8. Степень затухания колебаний переходного процесса

$$\psi = \frac{\Delta X_{M1} - \Delta X_{M3}}{\Delta X_{M1}}. \quad \psi = 1. \quad \text{Интенсивность затухания колебаний}$$

считается удовлетворительной, если $\psi = 0.75 \dots 0.95$.

9. Динамический коэффициент регулирования $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.1$

показывает, насколько эффективно компенсирующее действие регулятора на объект.

Анализируя значения показателей качества, можно сделать вывод, что качество регулирования с такими настройками ПИ-регулятора удовлетворительное [30, 31, 42, 44].

4.2.2. Настройка регулятора температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора

Для настройки регулятора температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора необходимо подать возмущение скачкообразным уменьшением расхода пара ($\Delta M = -40$ кг/с). Кривая разгона изменения температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора такова

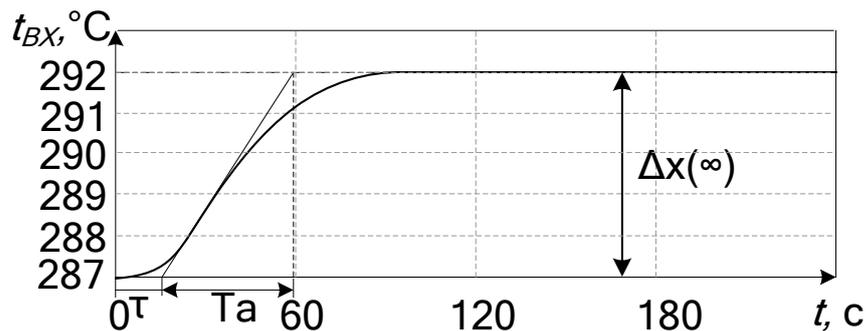


Рис. 4.5 Кривая разгона изменения температуры теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора при нанесении возмущения скачкообразным изменением расхода пара

Результаты обработки кривой разгона, представленной на рис. 4.5, такие: полное запаздывание $\tau = 17$ с; постоянная времени $T_a = 59$ с; отклонение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора в установившемся состоянии $\Delta x(\infty) = 5$ °С; коэффициент передачи объекта $k = -0.125$ °С /кг/с.

Выбраны желаемый процесс регулирования – аperiodический, вид регулятора – ПИ.

Согласно таблице формул для определения настроек непрерывных регуляторов на статических объектах коэффициент передачи для ПИ-регулятора

$$K_P = \frac{0.6}{k \cdot \tau / T_a} = \frac{0.6 \cdot 59}{-0.125 \cdot 17} = -16.66 \text{ кг/с/}^\circ\text{C},$$

$$T_I = 0.6 \cdot T_a = 35.4 \text{ с.}$$

С такими настройками регулятора температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора при нанесении скачкообразного возмущения в виде введения регулирующей группы ОР СУЗ в АКЗ реактора на 10 % (35.35 см) переходный процесс регулирования имеет следующий вид (рис. 4.6)

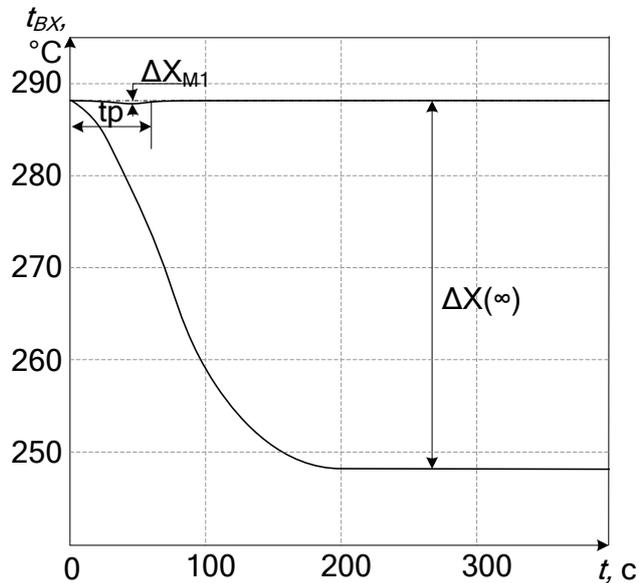


Рис. 4.6 Переходный процесс регулирования при нанесении возмущения регулирующей группой ОР СУЗ

Качество переходного процесса можно оценить по графику с помощью прямых показателей качества:

1. Первый максимум отклонения температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора $\Delta X_{M1} = 0.5^\circ\text{C}$.
2. Третий максимум отклонения температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора $\Delta X_{M3} = 0^\circ\text{C}$.
3. Время регулирования $tr = 60$ с.
4. Отклонение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора при отсутствии регулятора $\Delta X(\infty) = 28.6^\circ\text{C}$.
5. Степень затухания колебаний переходного процесса

$$\psi = \frac{\Delta X_{M1} - \Delta X_{M3}}{\Delta X_{M1}}. \psi = 1.$$

б. динамический коэффициент регулирования $Rd = \frac{\Delta X_{M1}}{\Delta X(\infty)} = 0.021$.

Переходный процесс регулирования соответствует аperiodическому и качество регулирования с такими настройками регулятора удовлетворительное.

4.3. Исследование усовершенствованной автоматизированной системы регулирования во время суточного маневра мощностью

После настройки регуляторов на модели была реализована усовершенствованная АСР мощности энергоблока, которая функционирует по компромиссно-комбинированной программе регулирования. Поставлен расчетный эксперимент суточного маневра мощностью с разгрузкой до 80 % от номинальной мощности.

По нейтронно-физическому альбому была рассчитана концентрация борной кислоты, необходимая для уменьшения мощности со 100 до 90%, $C_{бор} = 0.05$ г/кг.

АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, алгоритм управления которой реализует компромиссно-комбинированную программу регулирования в среде моделирования Simulink пакета Matlab, представлена на рис. 4.7 [146, 151].

Результаты расчетного эксперимента суточного маневра мощностью с разгрузкой до 80 % номинальной мощности представлены на рис. 4.8 по рис. 4.26.

Для вывода на графики абсолютных значений были заданы следующие начальные условия: номинальное значение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора было задано равным 287 °С; номинальное давление пара во 2-м контуре – 5.8 МПа; номинальная температура насыщения пара – 273 °С.

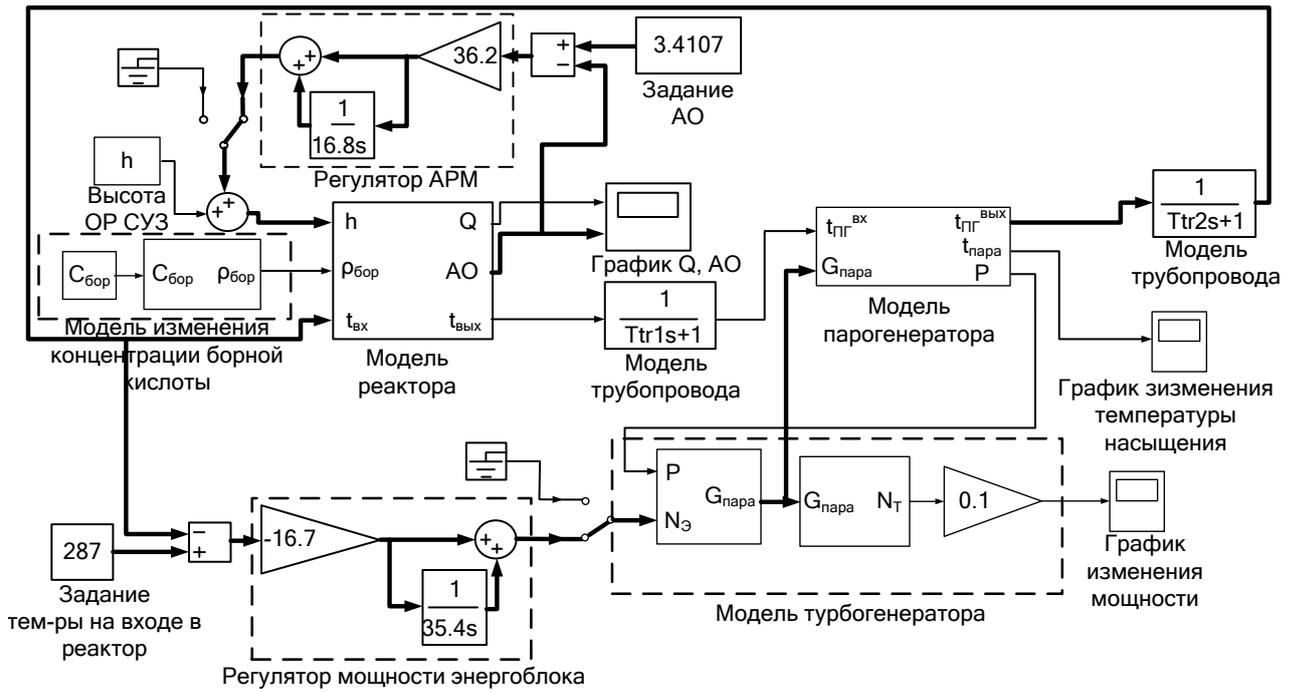


Рис. 4.7 Имитационная модель усовершенствованной АСР мощности энергоблока АЭС

Изменение нейтронного потока по зонам в номинальном режиме перед началом маневра и во время маневра представлено на рис 4.8.

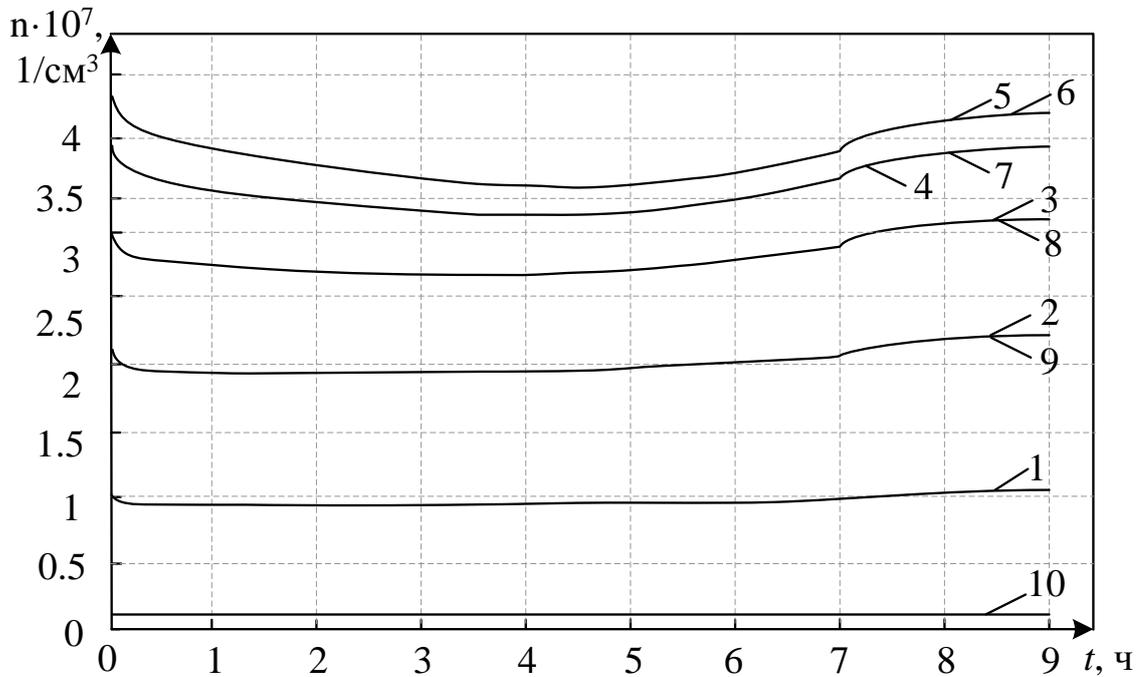


Рис. 4.8 Изменение нейтронного потока по зонам во время суточного маневра мощностью энергоблока: 1–10 порядковый номер зоны

Как видно из рисунка 4.8, при изменении мощности энергоблока введением в теплоноситель 1-го контура борной кислоты нейтронный поток меняется по высоте АКЗ равномерно, причем наибольшее отклонение от стационарного значения наблюдается в средней части реактора. Это обусловлено тем, что в середине АКЗ реактора нейтронный поток также наибольший.

На рис. 4.9 представлено изменение энерговыделения по зонам перед и во время маневра.

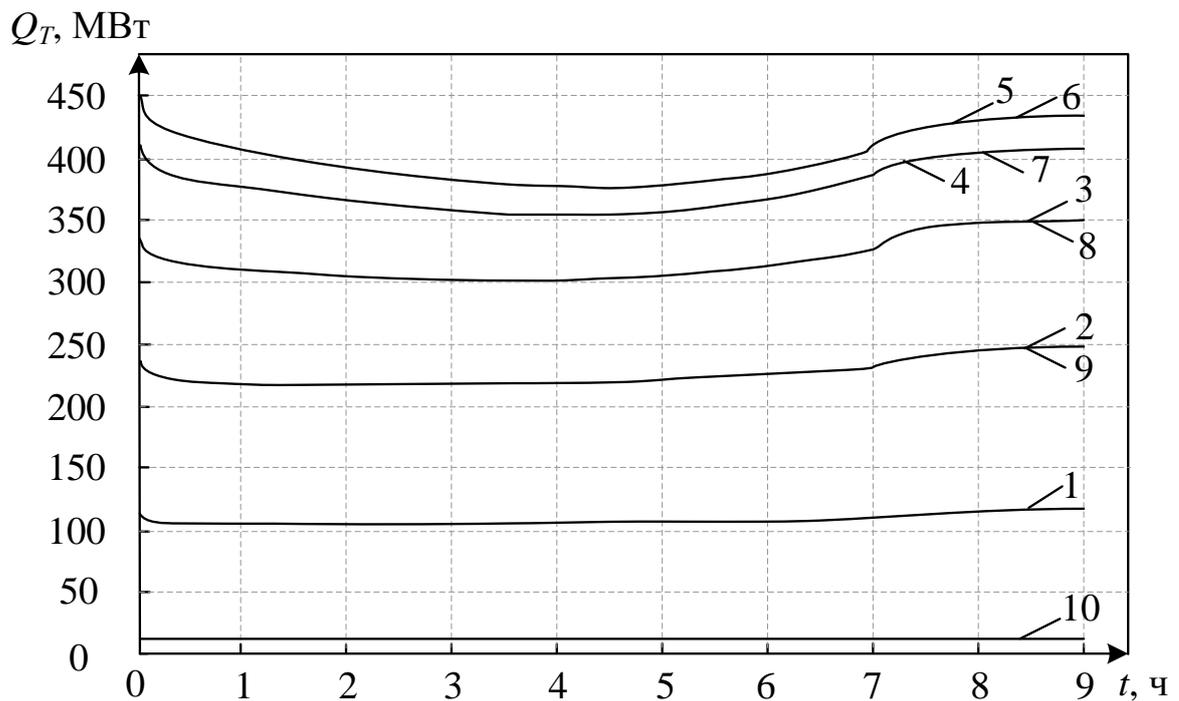


Рис. 4.9 Изменение энерговыделения по зонам во время суточного маневра мощностью энергоблока: 1–10 порядковый номер зоны

Аналогично рис. 4.8 происходит изменение энерговыделения (рис. 4.9). Изменение энерговыделения носит монотонный характер. Известно, что отсутствие линейных скачков энерговыделения благоприятно сказывается на топливе и его оболочках, способствует их долговечности.

Изменение энерговыделения в верхней половине реактора (рис. 4.9) происходит интенсивнее, это обусловлено тем, что верхняя половина АКЗ

реактора подвергается воздействию ОР СУЗ, что безусловно влияет на энерговыделение в ней.

На рис. 4.10 изображен график электрической мощности перед и во время маневра.

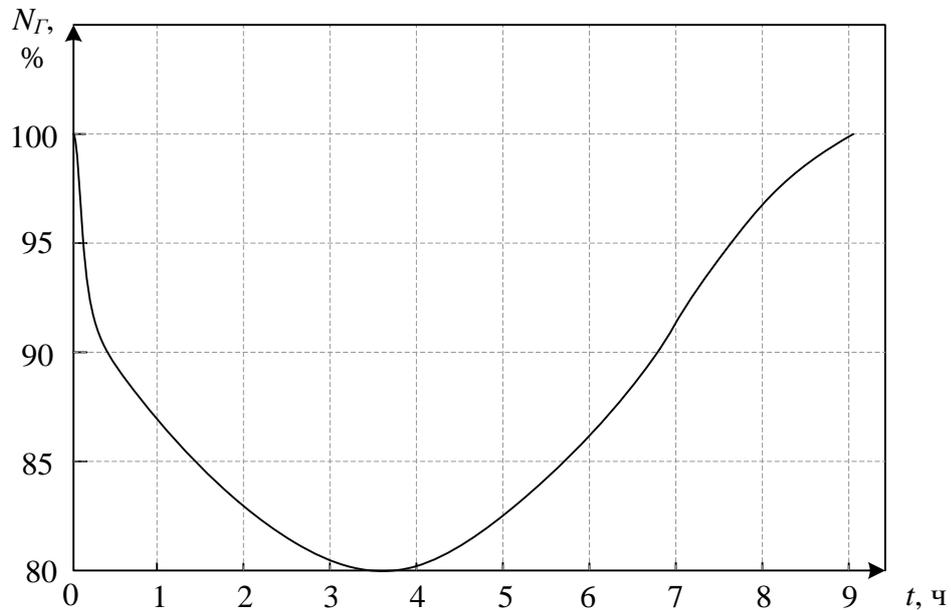


Рис. 4.10 Изменение мощности энергоблока во время суточного маневра
мощностью энергоблока

Снижение электрической мощности со 100 до 85% (рис. 4.10) происходит в течение пол часа, дальнейшее снижение протекает медленнее (приблизительно за 3.5 ч). Это обусловлено тем, что через полчаса оператор прекращает ввод борной кислоты в теплоноситель 1-го контура и снижение мощности осуществляется за счет медленного процесса отравления реактора. После прохождения минимального значения начинается процесс разотравления реактора и, соответственно, мощность энергоблока начинает постепенно увеличиваться. Процесс отравления/разотравления реактора в среднем длится около 6.5 ч. После достижения электрической мощности энергоблока значения 90% номинальной, оператор постепенно включает подачу обессоленной воды в теплоноситель 1-го контура. Таким образом, осуществляется процесс снижения концентрации борной кислоты в

теплоносителя 1-го контура и обеспечивается постепенный рост мощности как реактора, так и энергоблока в целом.

На рис. 4.11 представлено изменение температуры насыщения в парогенераторе. Изменения давления и расхода пара представлены на рис. 4.12 и 4.13.

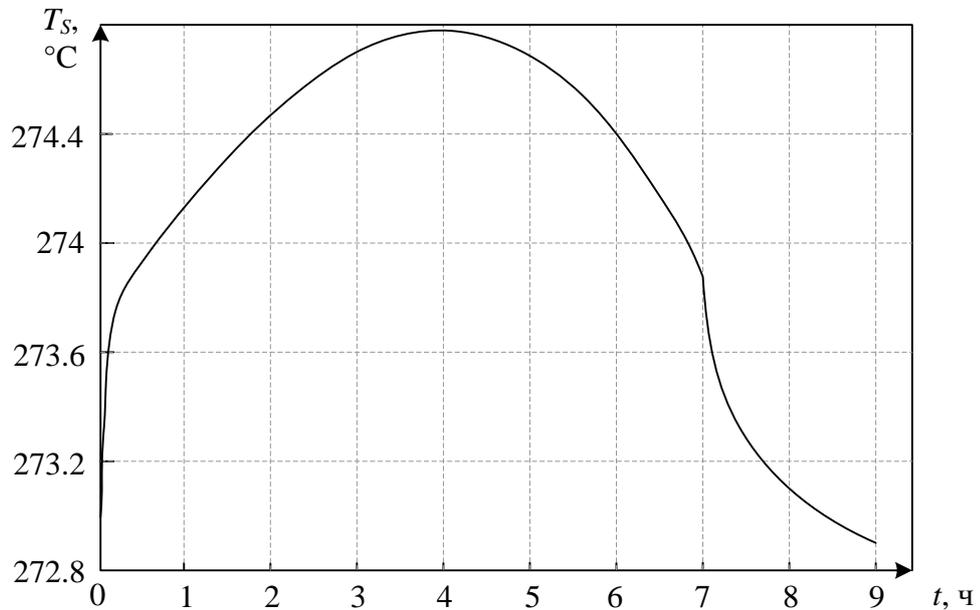


Рис. 4.11. Изменение температуры насыщения во время суточного маневра мощностью энергоблока

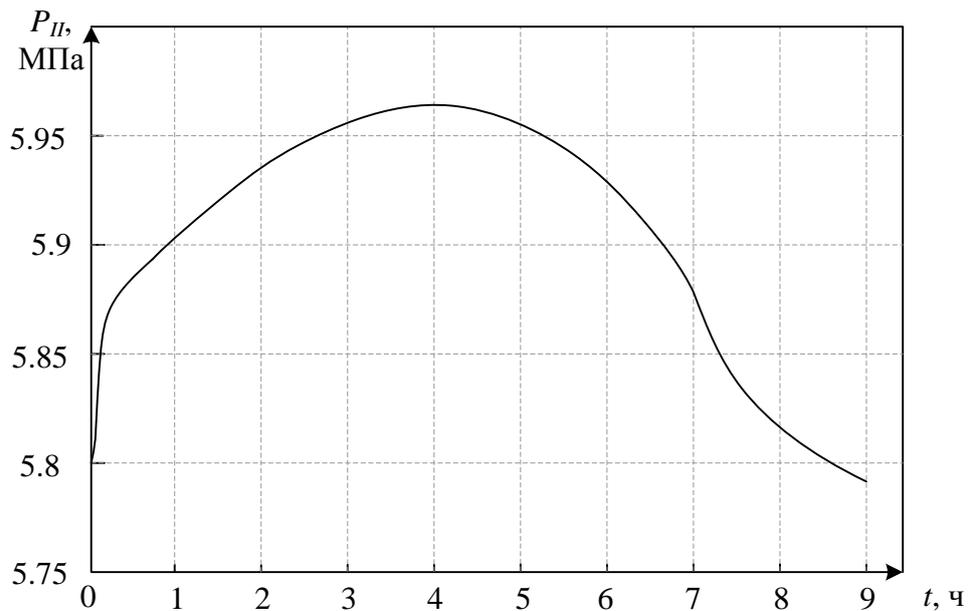


Рис. 4.12. Изменение давления во время суточного маневра мощностью энергоблока

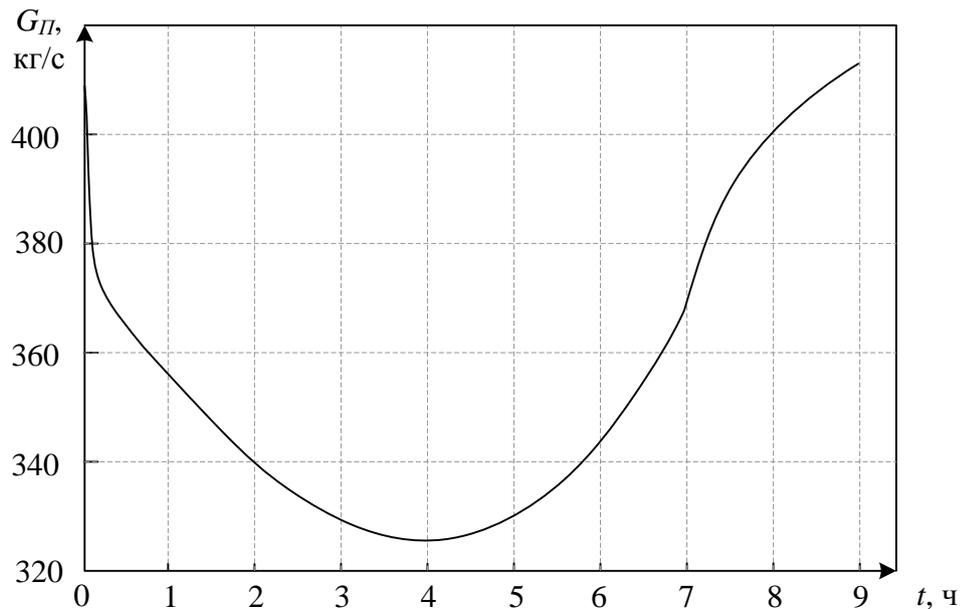


Рис. 4.13. Изменение расхода пара во время суточного маневра мощностью энергоблока

Температура насыщения и давление пара в парогенераторе во время маневра изменяются на $1.8\text{ }^{\circ}\text{C}$ и 1.6 МПа соответственно. Такие небольшие изменения температуры насыщения и давления пара во время маневра не окажут существенного влияния на состояние оборудования 2-го контура.

На рис. 4.14 и 4.15 представлено изменение температуры топлива и теплоносителя 1-го контура по высоте АКЗ реактора перед и во время маневра.

Максимальное изменение температуры топлива (рис. 4.14) наблюдается в центральной части АКЗ. Там максимальное изменение температуры во время маневра составляет около $200\text{ }^{\circ}\text{C}$. Однако за счет того, что это изменение носит монотонный характер и продолжительно по времени, существенного влияния ни на оболочки ТВЭЛов, ни на само топливо оно не окажет.

На рис. 4.15 представлено изменение температуры теплоносителя 1-го контура по высоте АКЗ реактора. Как видно из рисунка, температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора поддерживается регулятором температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора постоянной. Известно,

что самым сильным возмущающим воздействием, влияющим на нижнюю половину АКЗ реактора, является изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора.

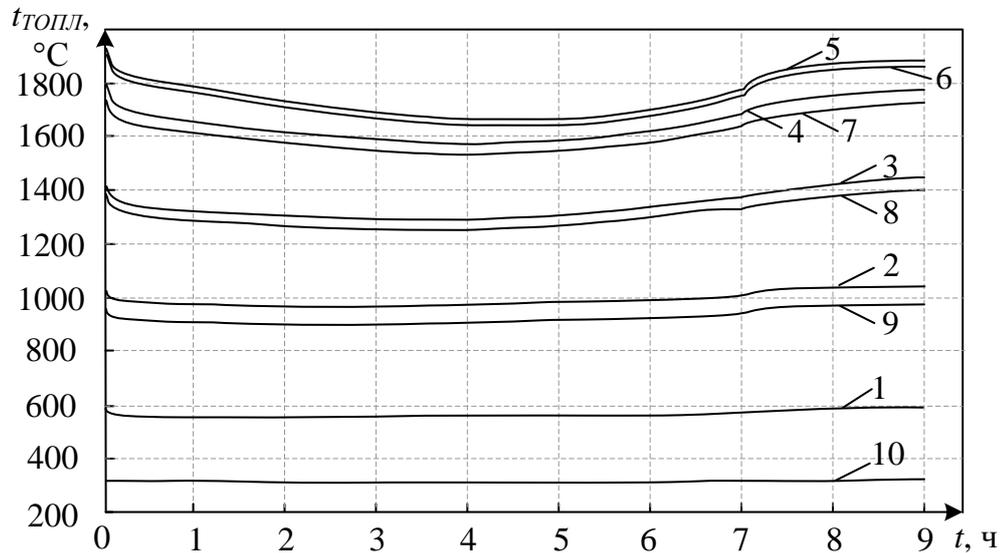


Рис. 4.14 Изменение температуры топлива по зонам во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

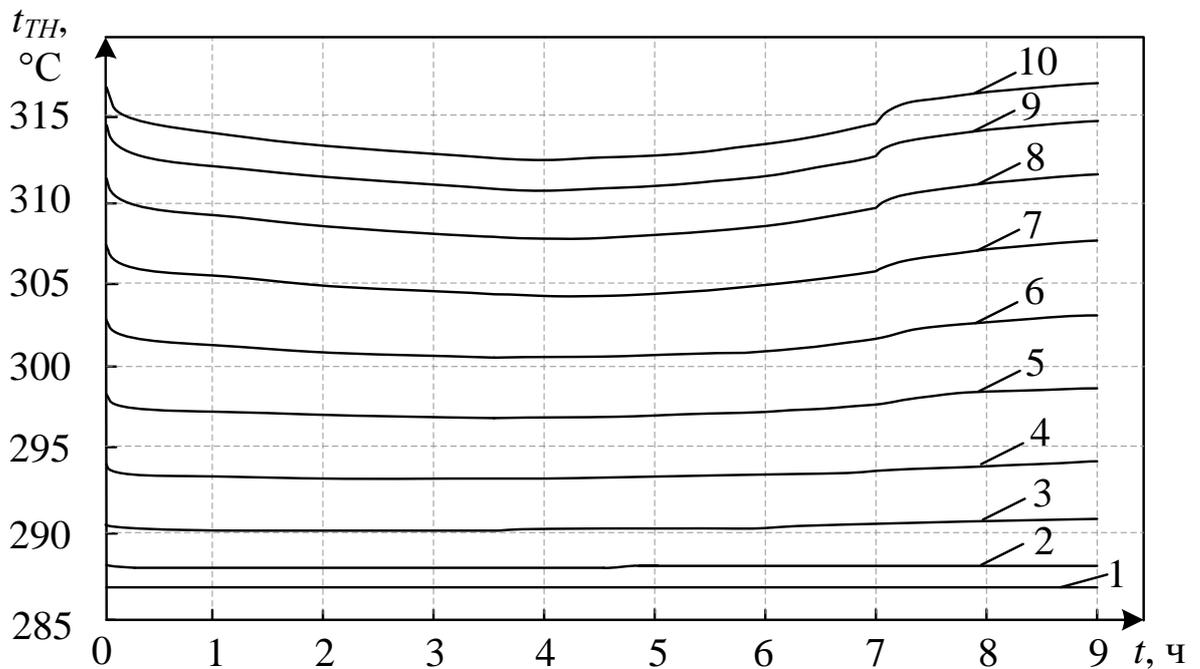


Рис. 4.15 Изменение температуры теплоносителя по зонам во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

Стабилизация температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора позволяет устранить это возмущение. Таким образом обеспечивается стабильность энерговыделения в нижней половине АКЗ.

Изменение мощностного и температурного эффектов реактивности перед и во время маневра представлено на рис. 4.16 и 4.17.

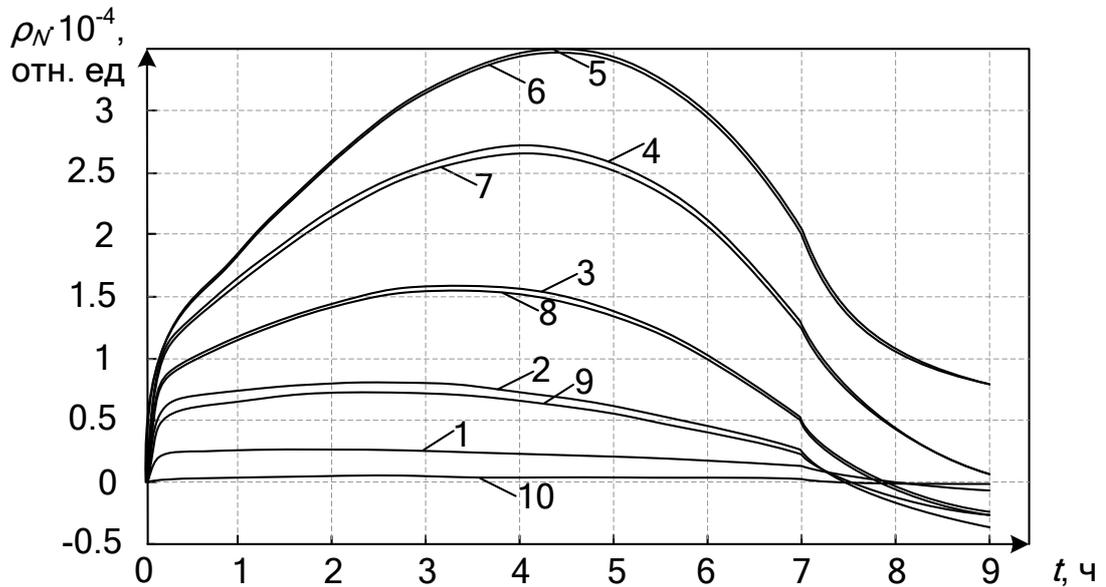


Рис. 4.16 Изменение мощностного эффекта реактивности во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

Мощностной эффект реактивности действует равномерно по всей высоте АКЗ реактора (рис. 4.16). Это обусловлено тем, что энерговыделение по всей АКЗ меняется также равномерно.

В отличие от мощностного эффекта реактивности температурный эффект реактивности, как было сказано ранее (в 1-м разд.) больше всего проявляется там, где происходит наибольшее изменение температуры теплоносителя. Из-за того, что температура на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной и рост температуры теплоносителя осуществляется по ходу движения теплоносителя, наибольшее проявление температурного эффекта реактивности происходит ближе к верхней границе АКЗ реактора.

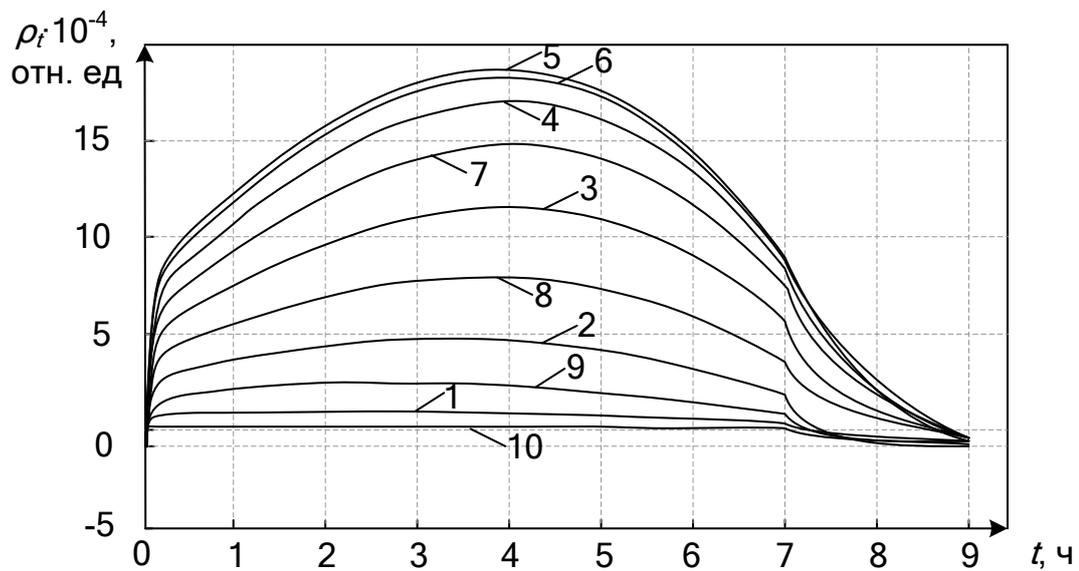


Рис. 4.17 Изменение температурного эффекта реактивности во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

Разработанная модель позволяет получить графики изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура во время маневра (рис. 4.18) и график реактивности, вызванной введением борной кислоты в теплоноситель 1-го контура (рис. 4.19).

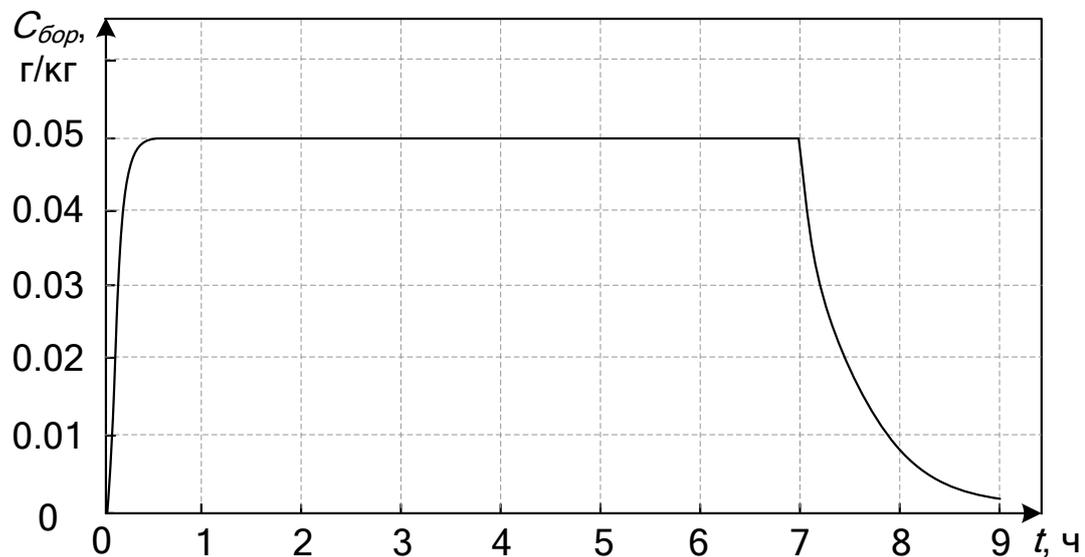


Рис. 4.18 Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура во время суточного маневра мощностью энергоблока

Как показано на рис. 4.18, введение борной кислоты в теплоноситель

1-го контура осуществляется монотонно, что позволяет уменьшить количество радиоактивных отходов и дебалансных вод.

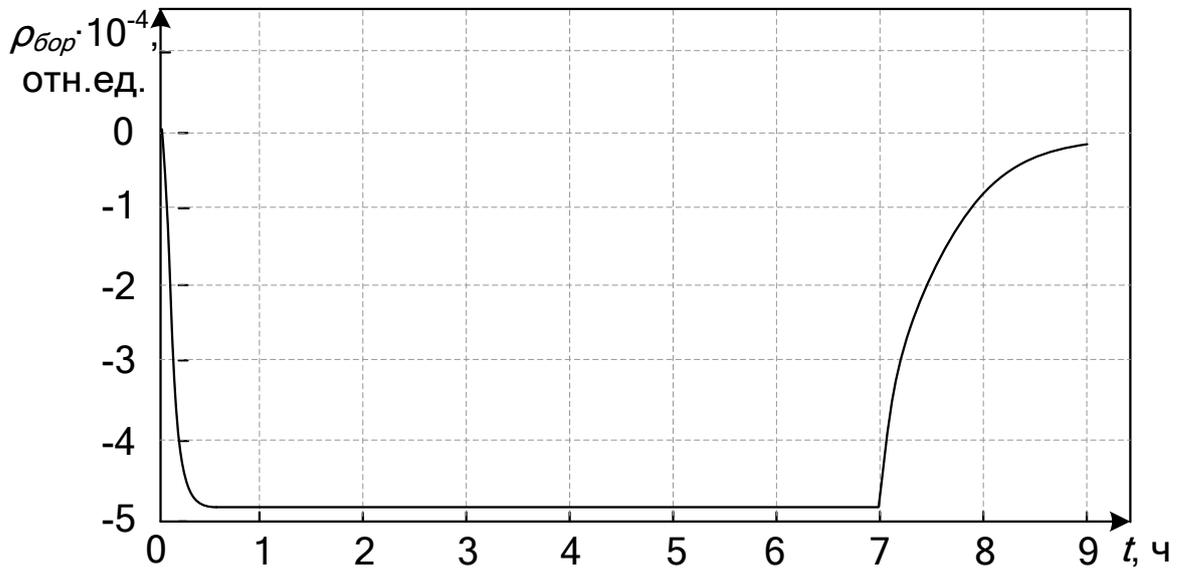


Рис. 4.19 Изменение реактивности от ввода борной кислоты в теплоноситель 1-го контура во время суточного маневра мощностью энергоблока

На рис. 4.20 представлен график изменения реактивности от ввода ОР СУЗ в АКЗ реактора во время маневра.

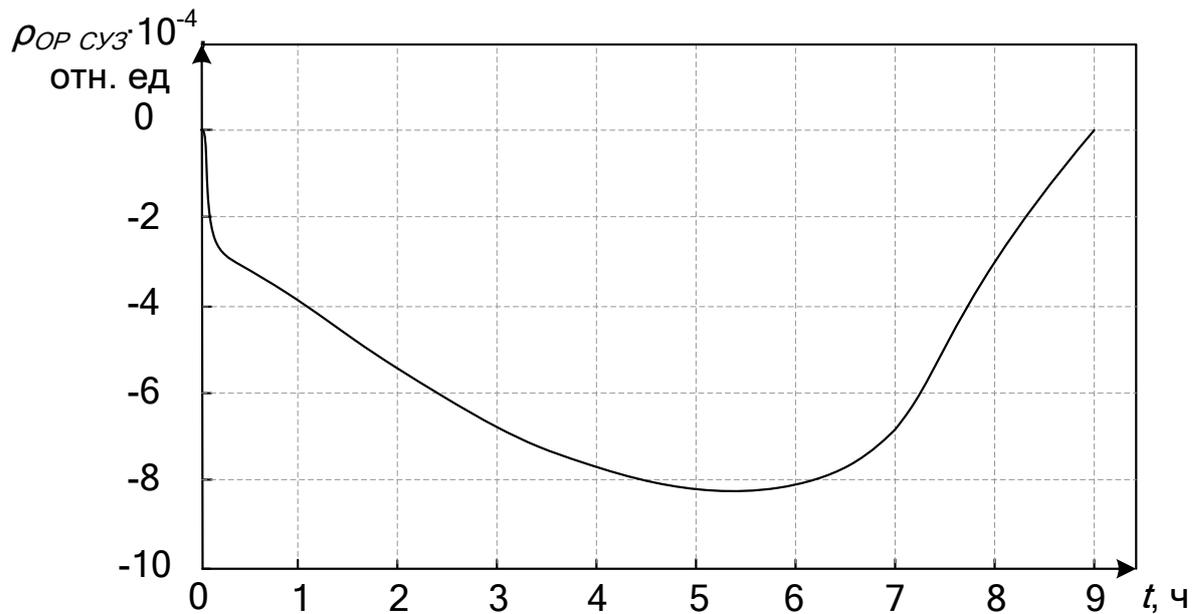


Рис. 4.20 Изменение реактивности, вносимой ОР СУЗ, во время суточного маневра мощностью энергоблока

Разработанная модель позволила получить графики изменения концентрации ксенона и йода по зонам во время маневра (рис. 4.21 и 4.22).

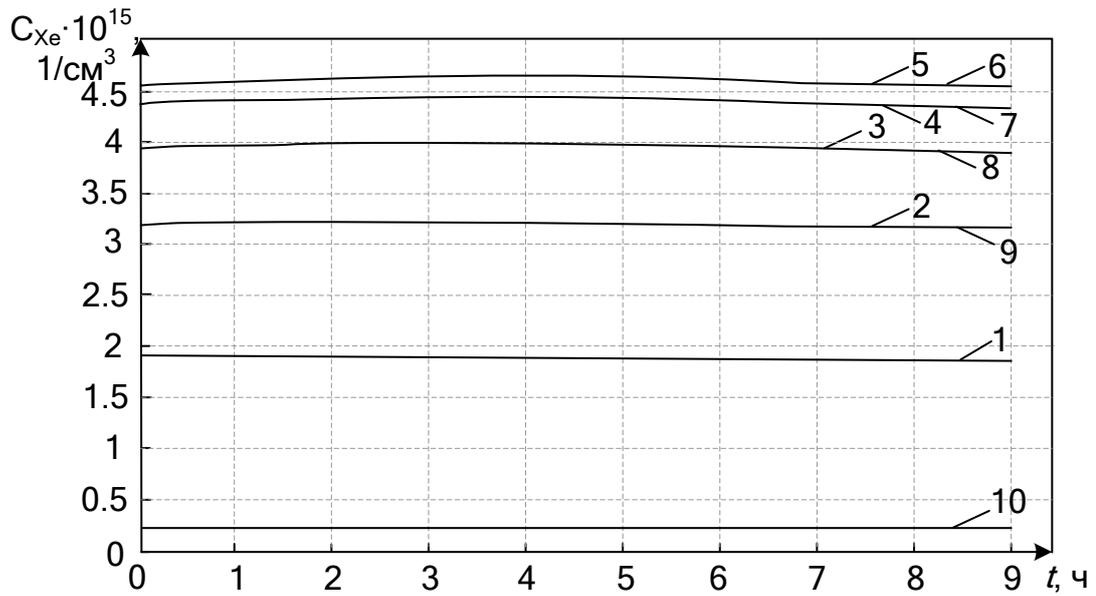


Рис. 4.21 Изменение концентрации ксенона во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

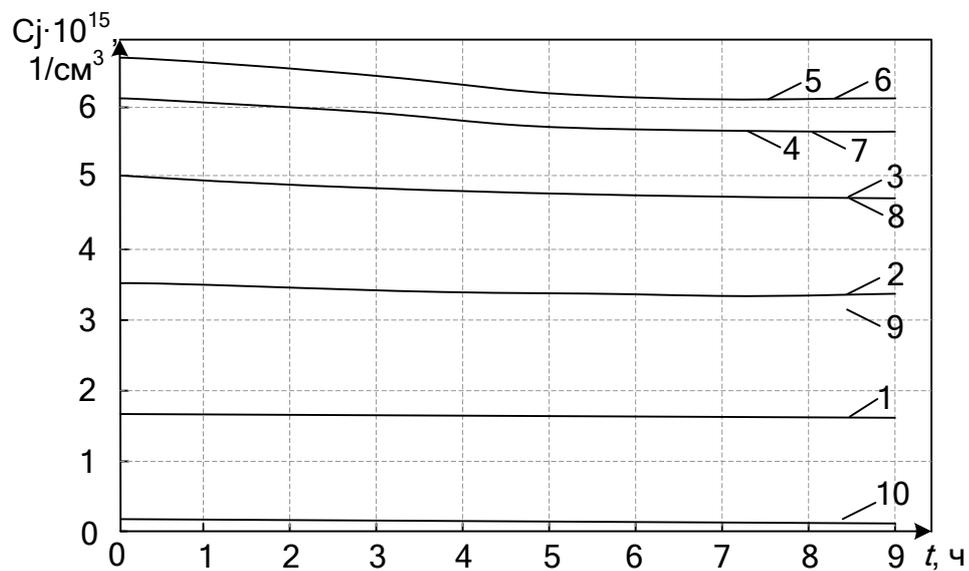


Рис. 4.22 Изменение концентрации йода во время суточного маневра мощностью энергоблока. 1–10 порядковый номер зоны

Суммарное по всем зонам изменение реактивности от отравления ксеноном и йодом представлено на рис. 4.23. Минимальное значение на графике соответствует минимуму йодной ямы.

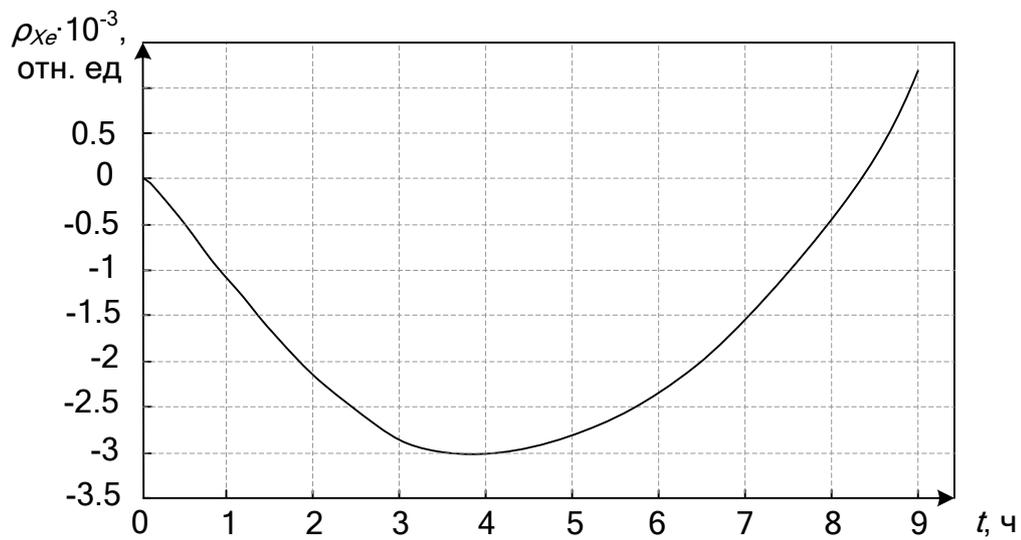


Рис. 4.23 Изменение реактивности от отравления йодом и ксеноном во время суточного маневра мощностью энергоблока

Изменение тепловой мощности реактора представлено на рис. 4.24.

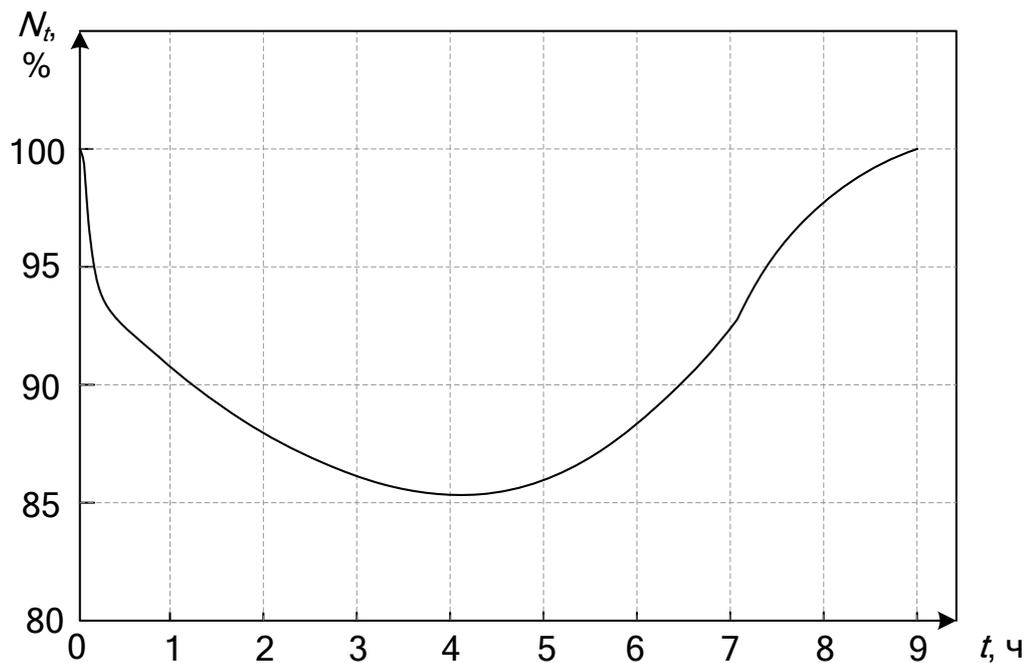


Рис. 4.24 Изменение тепловой мощности реактора во время суточного маневра мощностью энергоблока

Изменение АО во время суточного маневра мощностью представлено на рис. 4.25.

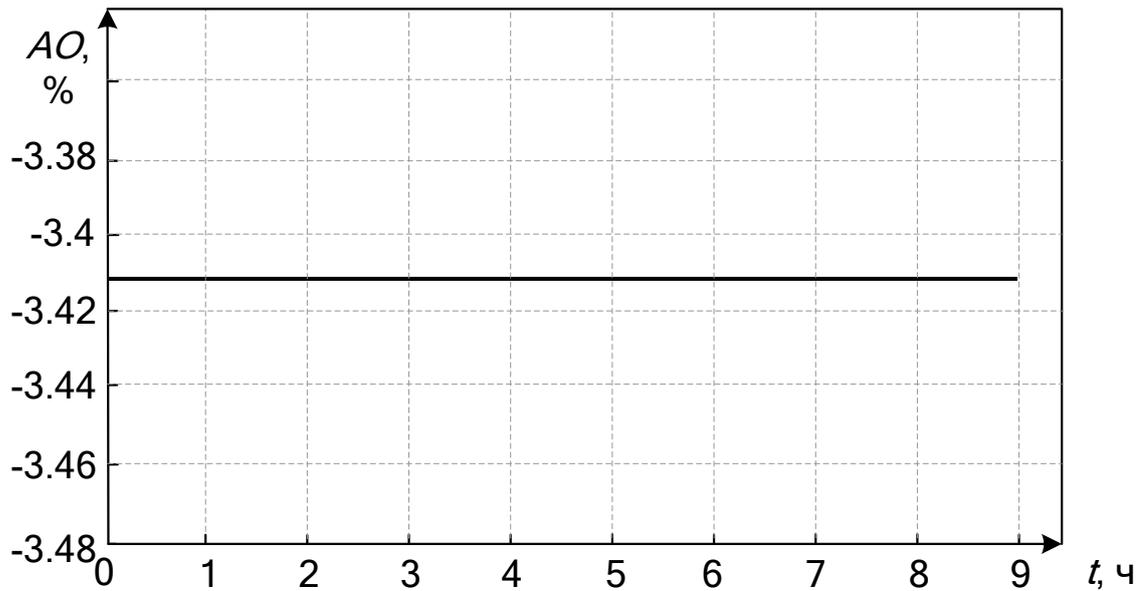


Рис. 4.25 Изменение АО во время суточного маневра мощностью энергоблока

Изменение положения регулирующей группы ОР СУЗ во время суточного маневра мощностью представлено на рис. 4.26.

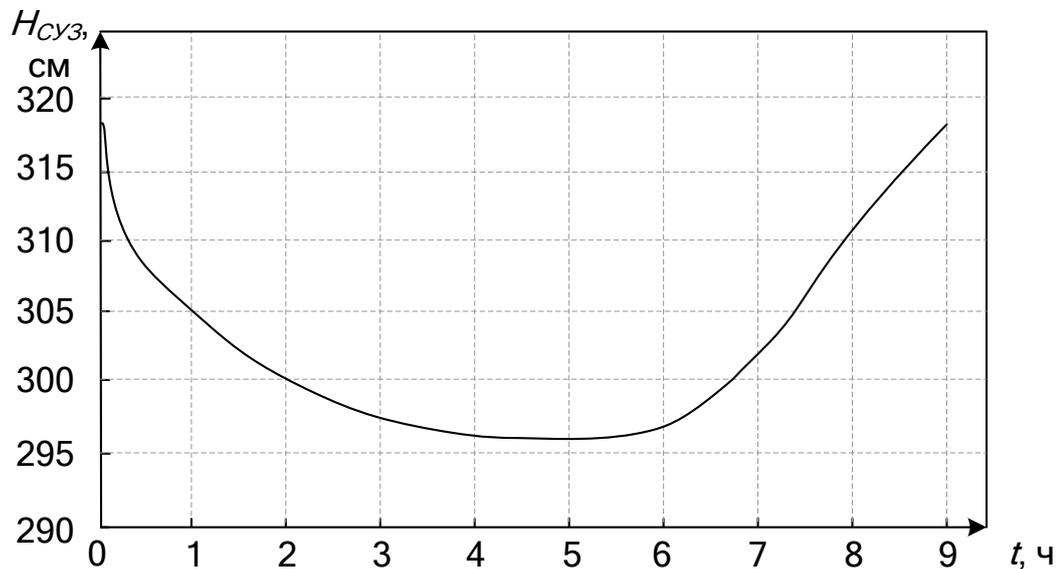


Рис. 4.26 Изменение положения регулирующей группы ОР СУЗ во время суточного маневра мощностью энергоблока

Проведено сравнение функционирования во время суточного маневра с разгрузкой до 80 % номинальной мощности усовершенствованной АСР мощности энергоблока с АСР, которая функционирует по программе

регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора. Результаты сравнения изменения мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и АО во время суточного маневра при работе усовершенствованной АСР и АСР, функционирующей по программе регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя 1-го контура в АКЗ реактора, представлены на рис. 4.27

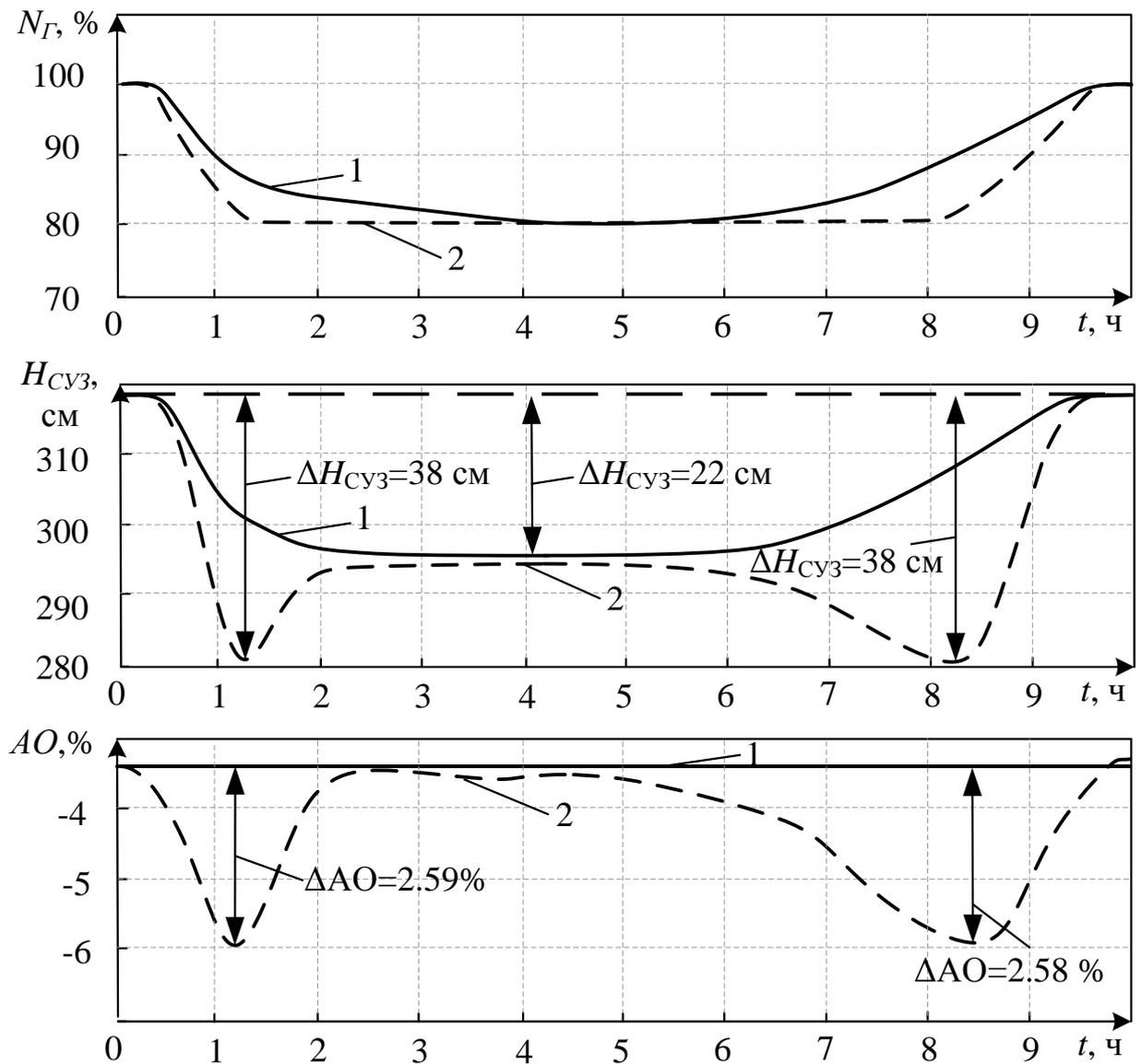


Рис. 4.27 Изменение мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и АО во время суточного маневра

Сравнение изменения мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и АО во время суточного маневра при работе усовершенствованной АСР и АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{CP}=\text{const}$, показало, что:

– при работе АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{CP}=\text{const}$, наибольшее перемещение регулирующей группы ОР СУЗ составляет 38 см, при работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по компромиссно-комбинированной программе регулирования, наибольшее перемещение составляет 22 см;

– при работе АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{CP}=\text{const}$, наибольшее отклонение АО составило 2,59 %; при работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по компромиссно-комбинированной программе регулирования, значение АО во время суточного маневра мощностью не изменялось.

При работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по компромиссно-комбинированной программе регулирования, реактор имеет стабильный АО по сравнению с АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{CP}=\text{const}$. Поскольку АО является количественной мерой устойчивости реактора, его постоянство на протяжении маневра свидетельствует о том, что при работе усовершенствованной АСР мощности энергоблока реактор находится в устойчивом состоянии.

4.4. Выводы по четвертому разделу

1. Впервые разработана компромиссно-комбинированная программа регулирования, в которой в отличие от известных температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе вследствие перемещения регулирующих клапанов турбины, что позволило обеспечить устойчивость реактора в суточных циклах маневрирования.

2. Впервые для автоматизированного управления энергоблоком научно обосновано применение двух новых контуров управления. В 1-м контуре температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара, во 2-м – контуре управления аксиальным офсетом, аксиальный офсет реактора поддерживается постоянным за счет перемещения регулирующей группы ОР СУЗ.

3. Анализ результатов полученных при моделировании суточного маневра мощностью, показал, что при работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по компромиссно-комбинированному методу регулирования, АО не изменяется, что обеспечивает устойчивость реактора на протяжении суточного маневра мощностью. При работе АСР, которая функционирует по методу регулирования с $t_{CP}=\text{const}$, максимальное отклонение АО составляет 2,59 %. Значение 2,59 % является граничным, превышение его запрещается регламентом и приводит к вынужденной остановке энергоблока.

ВЫВОДЫ

Диссертационная работа посвящена задаче разработки усовершенствованной автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока АЭС, что позволит эксплуатировать энергоблок в маневренном режиме суточного цикла для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины.

Полученные научные и практические результаты позволяют сделать следующие выводы:

1. Анализ литературных источников показал, что среди ряда направлений решения задачи управления мощностью энергоблока в маневренном режиме усовершенствование ее АСР является приоритетным в данном направлении. Исследован реактор ВВЭР-1000 как объект управления. Показано, что при управлении мощностью энергоблока не учитываются внутренне присущие реактору возмущения. Кроме того, выявлено, что изменение технологических параметров влияет на устойчивость реактора, причем изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора наносит возмущение, которое невозможно компенсировать.

2. Разработана многозонная модель реактора, которая включает идентифицированную модель борного регулирования, что позволило контролировать изменение технологических параметров, таких как тепловая мощность Q_i , температура теплоносителя на входе t_l^{6x} и выходе t_l^{6blx} из АКЗ реактора, температура твэлов t_{fi} по высоте АКЗ реактора. Рассчитана технологическая характеристика распределения нейтронного поля – АО как количественную меру устойчивости ядерного реактора.

3. Для уменьшения погрешности моделирования статических и динамических свойств процессов, которые происходят в энергоблоке, была разработана модель энергоблока как объекта управления, которая включает многозонную модель реактора.

4. Впервые разработан компромиссно-комбинированный метод регулирования, который отличается от известных тем, что температура теплоносителя 1-го контура на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет изменения давления пара, которая происходит вследствие перемещения клапанов турбины. Поддержание постоянной температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора позволило стабилизировать нижнюю часть активной зоны реактора. На компромиссно-комбинированный метод регулирования получены патенты Украины и России на изобретение.

5. Для автоматизированного управления энергоблоком научно обосновано применение двух новых контуров управления, из которых в 1-контуре поддерживается постоянной температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора за счет регулирования давления пара в парогенераторе, во 2-м – контуре управления офсетом аксиальный офсет поддерживается постоянным за счет изменения положения регулирующей группы ОР СУЗ. Применение двух новых контуров управления позволило стабилизировать АКЗ реактора.

6. Показано, что при работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по компромиссно-комбинированному методу регулирования, АО не изменяется, что обеспечивает устойчивость реактора на протяжении суточного маневра мощностью. При работе АСР, которая функционирует по методу регулирования с $t_{CP} = \text{const}$ максимальное отклонение АО составляет 2,59 %. Значение 2,59 % является граничным, превышение его запрещается регламентом и приводит к вынужденной остановке энергоблока.

Таким образом, усовершенствованная АСР позволит перевести энергоблок АЭС с ВВЭР-1000 в маневренный режим для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины с минимальным участием эксплуатационного персонала и с учетом требований регламента к надежности и безопасности эксплуатации энергоблока.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Physical modelling of a rapid boron dilution transient / N. Andersson, B. Hemstrom, R. Karlsson, S. Jacobson // 7-th Intern. Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-7. - Saratoga Springs, New York (USA). - 1995. - Vol. 4. - P. 2895 - 2903.
2. Christiansen J. Algorithm 77. Solving a system of simultaneous ordinary differential equations of the first order using a method for automatic step change. / J. Christiansen // The Computer Journal. - 1973. - Vol. 16, N. 2. - P. 187 - 188.
3. Cottrell W. Tenth NRC water-reactor safety. Research information meeting / W. Cottrell // Nuclear safety. - 1983. - Vol. 24, № 2. - P. 173 - 195.
4. Elbert D. D. Practicality of and benefits from the applications of optimal control to pressurized water reactor maneuvers / D. D. Elbert // Nucl. Technol. - 1976. - Vol. 31, oct.(12). - P. 7 - 11.
5. Filimonov P. Status and Prospects of Activities on Algorithms and Methods in VVER-1000 Core Control / P. Filimonov, Y. Krainov, V. Proselkov // Proc. Intern. Sem. On VVER Reactor Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. - St. Constantine-Varna (Bulgaria). - 1994. - P. 59 - 66.
6. Guler M. Energy and environment / M. Guler, E. Sevgor // Ядерні та радіаційні технології. - 2002. - Т. 2, № 1. - С. 71 - 79.
7. Hsu C. Control and stability analysis of spatially dependent nuclear reactor systems. / C. Hsu // Argonne National Laboratory; ANL-7322. - 1967. - 44 с.
8. Karppinen J. Spatial reactor control methods / J. Karppinen // Nucl. Sci. Eng. - 1977. - Vol. 64, № 2. - P. 657 - 672.
9. Karppinen J. An application of optimization methods to spatial control of nuclear reactor cores / J. Karppinen, B. Blomsnes, R.M. Versluis // Proc. IRIA Symp. New Trends in Systems Analysis. - Versailles (France), 1977. - P. 48 - 52.
10. Karppinen J. Two optimal control methods for PWR core control / J.

- Karppinen, B. Blomsnes, R.M. Versluis // Proc. IAEA NPPCI Specialists' Mtg. Use of Computers for Protection Systems and Automatic Control. Neuherbeg–Munich (Germany), 1976. – P. 24 – 28.
11. Maksimov M. V. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Тр. Одес. политехн. ун-та.–О., 2012. – Вып. 1(38). – С. 99 – 105.
 12. Pelykh S. N. Estimation of local linear heat rate jump values in the variable loading mode / S. N. Pelykh, R. L. Gontar, T.A. Tsiselskaya // Nuclear physics and atomic energy. – 2011. – Vol. 12, № 3. – P. 242 – 245.
 13. Podshibiakin M. A. Some aspects of RP with VVER-1000 control in load-follow mode / M. A. Podshibiakin, N. P. Konoplev, S. B. Ryzhov // The 13th Pasific Basin Nuclear Conference. Abstarcts, 21–25 Oct. 2002, Shenzhen (China). 2002. – P. 257.
 14. Raju G. V. S. Stability of reactor control systems in coupled core reactor / G. V. S. Raju, R. Josselson // IEE Trans. Nucl. Sci. –1971. – Vol.18, №1(Part 1). – P. 388 – 394.
 15. Raju G. V. S. Control system stability in spatially large cores / G. V. S. Raju, R. S. Stone // IEEE Trans. Nucl. Sci. -1970. – Vol.17, № 1. –P. 534 – 540.
 16. Randall D. Xenon spatial oscillations / D. Randall, D.S. St. John // Nucleonics. – 1958. –Vol.16, № 3. – P.82 – 86.
 17. Safety guide. Instrumentation and control systems important to safety in nuclear power plants. NS-G-1.3. –Vienna, Austria: IAEA, 2002. – 99 p.
 18. Stacey W. M. Control of xenon spatial oscillations. / W. M. Stacey // Nucl. Sci. Eng. –1969. –Vol.38, № 3. – P.229 – 243.
 19. Wiberg D. M. Controllability of the spatial flux shape / D. M. Wiberg // Nucl. Sci. Eng. –1967. -Vol.7, № 3. – P.600 – 604.
 20. Аборина И. Н. Физические исследования реакторов ВВЭР / И. Н. Аборина // М. : Атомиздат, 1978. – 118 с.

21. Айвазян С. А. Прикладная статистика: основы моделирования и первичная обработка данных. / С. А. Айвазян, И. С. Енюков, Л. Д. Мешалкин // М. : Финансы и статистика, 1983. – 471 с.
22. Теория автоматического регулирования. К. 1. / М. А. Айзерман, Г. А. Бендриков, А. А. Воронов, А. А. Красовский // под ред. В. В. Солодовникова. – М. : Машиностроение, 1967. – 767 с.
23. Александров А. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. / А. А. Александров, Б. А. Григорьев // М. : Изд. МЭИ, 1999. – 168 с.
24. Справочник по теории автоматического управления / А. Г. Александров, В. М. Артемьев, В. И. Афанасьев // под ред. А. А. Красовского. – М.: Наука, 1987. – 712 с.
25. Александров Є. Є. Теорія автоматичного управління. / Є. Є. Александров, О. П. Голуб, Ю. Т. Костенко // Х. : ХДПУ, 1999. Т. 1. – 150 с.
26. Александров Є. Є. Автоматичне керування рухомими об'єктами і технологічними процесами: підручник у 3 Т. / Є. Є. Александров, Е. П. Козлов, Б. І. Кузнецов // Х. : НТУ «ХП», 2002. Т. 1: Теорія автоматичного керування / за заг. ред. Александрова Є. Є. – 490 с.
27. Александрова Н. Д. Методика расчета параметров настройки системы автоматического регулирования мощности энергоблока с реактором ВВЭР / Н. Д. Александрова, А. В. Наумов // Автоматическое управление мощностью ТЭС и АЭС : Сб. научн. тр. ВТИ. М. : Энергоатомиздат, 1990. – 201 с.
28. АЭС с ВВЭР: режимы, характеристики, эффективность./ Р. З. Аминов, В. А. Хрусталева, А. С. Духовенский, А. И. Осадчий // М. : Энергоатомиздат, 1990. – 264 с.
29. Артюх С. Ф. Автоматизированные системы управления энергогенерирующими установками электростанций. / С. Ф. Артюх, М. А. Дуэль, И. Г. Шелепов. – Харьков: ООО «Знание LTD», 2000. – 448 с.
30. Бабаков Н. А. Теория автоматического управления : учебник для вузов в 2-х ч. / Н. А. Бабаков, А. А. Воронов, А. А. Воронова; под ред.

- А. А. Воронова. – М. : Высш. шк., 1986. – Ч. 1. – 367 с.
31. Бабаков Н. А. Теория автоматического управления: учебник для вузов в 2-х ч. / Н. А. Бабаков, А. А. Воронов, А. А. Воронова. под ред. А. А. Воронова. – М. : Высш. шк., 1986. – Ч. 2. – 504 с.
32. Бартоломей Г. Г. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: учеб. пособие / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, М. С. Алхутов. – М. : Энергоиздат, 1989. – 512 с.
33. Белл Д. Теория ядерных реакторов / Д. Белл, С. Глесстон. – М. : 1974. – 489 с.
34. Беляев Г. Б. Технические средства автоматизации в теплоэнергетике / Г. Б. Беляев, В. Ф. Кузищин, Н. И. Смирнов. – М. : Энергоиздат, 1982. – 320 с.
35. Бесекерский В. А. Теория систем автоматического управления, издание четвертое, переработанное / В. А. Бесекерский, Е. П. Попов. – СПб. : Профессия, 2004. – 752 с.
36. Болнокин В. Е. Анализ и синтез систем автоматического управления на ЭВМ. Алгоритмы и программы : справочник / В. Е. Болнокин, П. И. Чинаев. – М. : Радио и связь, 1991. – 256 с.
37. Бронштейн И. Н. Справочник по математике / И. Н. Бронштейн, К. А. Семендяев. – М. : ГИТТЛ, 1957. – 608 с.
38. Букринский А. М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР / А. М. Букринский. – М. : Энергоиздат, 1982 г. – 142 с.
39. Верхивкер, Г. П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Г. П. Верхивкер, В. П. Кравченко. — О. : ТЕС, 2008. — 409 с.
40. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / В. И. Владимиров. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 303 с.
41. Владимиров В. С. Уравнения математической физики / В. С. Владимиров. – М. : Наука, 1988. – 512 с.
42. Вознесенский И. И. Жизнь, деятельность и избранные труды в области

- машиностроения и автоматического регулирования / И. И. Вознесенский. – М. : Машгиз, 1952. – 355 с.
43. Воронов А. А. Введение в динамику сложных управляемых систем / А. А. Воронов. – М. : Наука, 1985. – 352 с.
44. Воронов А. А. Основы теории автоматического управления: Автоматическое регулирование непрерывных линейных систем / А. А. Воронов. – М. : Энергия, 1980. – 312 с.
45. Галанин А. Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А. Д. Галанин. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 536 с.
46. Ганев И. Х. Физика и расчет реактора / И. Х. Ганев. – 2-е изд., перераб. и доп. – М. : Энергоатомиздат, 1981. – 368 с.
47. Ганчев Б. Г. Ядерные энергетические установки / Б. Г. Ганчев, Л. Л. Калишевский, Р. С. Демешев. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 346 с.
48. Гольдфарб Л. С. Теория автоматического управления / Л. С. Гольдфарб, А. В. Балтрушевич, А. В. Нетушил; под ред. А. В. Нетушила. – М. : Высш. шк., 1976. – 400 с.
49. Горелик А. Х. Автоматизированные системы управления технологическими процессами ТЭС и АЭС: учеб. пособие для студ. / А. Х. Горелик. – Х. : НТУ «ХПИ», 2005. – 244 с.
50. Горяченко В. Д. Методы исследования устойчивости ядерных реакторов / В. Д. Горяченко. – М. : Атомиздат, 1977. – 296 с.
51. ГОСТ 24693-81. Реакторы ядерные энергетические корпусные с водой под давлением. Общие требования к системе борного регулирования. – М. : Изд-во стандартов, 1981. – 5 с.
52. Григорьев В. А. Тепловые и атомные электрические станции / В. А. Григорьев, В. М. Зорин. – М. : Энергоатомиздат, 1989. – 608 с.
53. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.
54. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы: учеб. пособие / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.

55. Демидович Б. П. Численные методы анализа. Приближение функций, дифференциальные уравнения: учеб. пособие / Б. П. Демидович, И. А. Марон, Э. З. Шувалова. – М. : Физматгиз, 1962. – 367 с.
56. Демченко В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС / В. А. Демченко.– О. : Астропринт, 2001. – 308 с.
57. Денисов В. П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В. П. Денисов , Ю. Г. Драгунов. – М. : ИздАТ, 2002. – 480 с.
58. Дорф Р. Современные системы управления : пер. с англ. / Р. Дорф, Р. Бишоп. – М. : Лаб. Базовых Знаний, 2002. – 832 с.
59. Дуэль М. А. Автоматизированные системы управления энергоблоками с использованием средств вычислительной техники / М. А. Дуэль. – М. : Энергоиздат, 1983. – 207 с.
60. Дуэль М. А. Алгоритмическое обеспечение автоматизированных систем управления энергоблоками электростанций / М. А. Дуэль. – Х. : ООО «Знание LTD», 2000. – 283 с.
61. Дьяконов В. П. MATLAB 6: учеб. курс / В. П. Дьяконов. – СПб. : Питер, 2001. – 592 с.
62. Емельянов И. Я. Управление и безопасность ядерных энергетических реакторов / И. Я. Емельянов, П. А. Гаврилов, Б. Н. Селиверстов. – М. : Атомиздат, 1975. –280 с.
63. Емельянов И. Я. Научно-технические основы управления ядерными реакторами / И. Я. Емельянов, А. И. Ефанов , Л. В. Константинов . – М. : Энергоиздат, 1981. – 360 с.
64. Земляк Е. М. Автоматизированное моделирование непрерывных и периодических процессов и систем: учеб. пособие / Е. М. Земляк, Г. А. Статюха. – К. : НМК ВО, 1992. – 144 с.
65. Иванов В. А. Регулирование энергоблоков / В. А. Иванов. – Л. : Машиностроение, Ленингр. отд-ние, 1982. – 311 с.
66. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС / В. А. Иванов. – СПб : Энергоатомиздат, 1994. – 379 с.

67. Иванов В. А., Ожиганов Ю. В. Автоматизация энергетических установок ТЭС и АЭС: учеб. пособие / В. А. Иванов, Ю. В. Ожиганов. – Л. : СЗПИ, 1986. – 64 с.
68. Иващенко Н. Н. Автоматическое регулирование / Н. Н. Иващенко. – М. : Машиностроение, 1978. – 736 с.
69. Игнатенко Е. И. Маневренность атомных энергоблоков с реакторами типа ВВЭР / Е. И. Игнатенко, Ю. Н. Пыткин. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 85 с.
70. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов : пер. с англ. / Дж. Кипин – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 428 с.
71. Кириллов П. Н. Теплообмен в ядерных энергетических установках / П. Н. Кириллов, Г. П. Богословский. – М. : Энергоатомиздат, 2000. – 347 с.
72. Кириллов И. И. Регулирование паровых и газовых турбин / И. И. Кириллов, В. А. Иванов. – Л. : Машиностроение, 1966. – 271 с.
73. Кириллов И. И. Паровые турбины и паротурбинные установки / И. И. Кириллов, В. А. Иванов, А. И. Кириллов. – Л. : Машиностроение, 1978. – 276 с.
74. Клемин А. И. Теплогидравлический расчет и теплотехническая надежность ядерных реакторов / А. И. Клемин, Л. Н. Полянин, М. М. Стригулин. – М. : Атомиздат, 1980. – 261 с.
75. Колесов В. Ф. Динамика ядерных реакторов / В. Ф. Колесов, П. А. Леппик, С. П. Павлов. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 518 с.
76. Копелович А. П. Инженерные методы расчета при выборе автоматических регуляторов / А. П. Копелович. – М. : Госуд. науч.-техн. изд. лит. по черн. и цвет. металлургии, 1960. – 192 с.
77. Управление аксиальным распределением поля энерговыделения в активной зоне ВВЭР-1000 при переходных процессах / А. А. Коренной, С. Н. Титов, В. А. Литус, О. В. Неделин. – М. : Атом. энергия, 2000. – Т. 88, № 4. – С. 252 – 257.
78. Крайнов Ю. А. Некоторые нейтронно-физические характеристики

- серийного реактора ВВЭР-1000 при маневрировании мощностью / Ю. А. Крайнов, С. А. Астахов – М. : 1987. – 44 с. (Препр./ ИАЭ ; №4475/4).
79. Крамеров А. Я. Инженерные расчеты ядерных реакторов / А. Я. Крамеров, Я. В. Шевелев. – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.
80. Красовский А. А. Основы автоматики и технической кибернетики / А. А. Красовский, Г. С. Поспелов. – М. : Госэнергоиздат, 1962. – 698 с.
81. Крутов В. И. Основы теории автоматического регулирования / В. И. Крутов, Ф. М. Данилов, П. К. Кузьмик; под ред. В. И. Крутова. – М. : Машиностроение, 1984. – 368 с.
82. Липатников Г. А. Автоматическое регулирование объектов теплоэнергетики / Г. А. Липатников, М. С. Гузеев. – Владивосток, 2007. – 136 с.
83. Лукасевич Б. И. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций / Б. И. Лукасевич, Н. Б. Трунов, Ю. Г. Драгунов, С. Е. Давиденко. – М. : ИКЦ Академкнига, 2004. – 391 с.
84. Максвелл Д. К. Теория автоматического регулирования / Д. К. Максвелл, И. А. Вышнеградский, А. Стодола; под ред. А. А. Андропова, И. Н. Вознесенского. – М. : АН СССР, 1949. – 430 с.
85. Максимов М. В. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления / М. В. Максимов, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Достижения современной науки : материалы междунар. научн. симпозиума, 20-27 февр. 2012 г. – О., 2012. – С. 108 – 122.
86. Максимов М. В. Модель реактора ВВЭР-1000 как объекта управления : монография / М. В. Максимов, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Современ. технологии упр. – О. : Изд-во Куприенко С. В., 2012. – С. 108 – 122.
87. Максимов М. В. Способ управления ядерным энергетическим реактором ВВЭР-1000/ М. В. Максимов, С. Н. Пелых, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Информационные технологии и автоматизация – 2011 : тез. докл. Всеукр. науч.-практ. конф., ОНАПТ, Одесса, 12-14 окт. 2011. - С. 35 – 36.

88. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции: уч. для вузов. / Т. Х. Маргулова // – М. : Атом. техника, 1994. – 368 с.
89. Медведев В. С. Control System Toolbox. MATLAB 5 для студентов / В. С. Медведев, В. Г. Потемкин // – М. : ДИАЛОГ–МИФИ, 1999. – 287 с.
90. Михеев М. А.. Основы теплопередачи / М. А. Михеев, И. М. Михеева // – М. : Энергия, 1977. – 343 с.
91. Нигматулин И. Н. Ядерные энергетические установки / И. Н. Нигматулин, Б. И. Нигматулин // – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
92. Общие положения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации: (ОПБ-88): ПН АЭ Г-1-011-89 / Гос. ком. СССР по надзору за безопасным ведением работ в атом. энергетике. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 41 с.
93. Овчинников Ф. Я. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов / Ф. Я. Овчинников, Л. И. Голубев, В. Д. Добрынин // – М. : Атомиздат, 1977. – 280 с.
94. Острейковский В. А. Эксплуатация атомных станций / В. А. Острейковский // – М. : Энергоатомиздат, 1999. – 928 с.
95. Павлыш О. Н. Экспериментальные динамические характеристики моноблока 1000 МВт с реактором ВВЭР-1000 / О. Н. Павлыш, И. П. Гарбузов, Реуков Ю. Н. // Электр. станции. – 1986. – №1. – С. 8 – 10.
96. Пат. 100070 України, МПК G 21 C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О.; заявник та патентовласник : Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелих С. М., Цисельська Т. О. – № a201102326; заявл. 28.02.2011; опубл. 12.11.2012, Бюл. № 21.
97. Пат. 2470391 Рос. Федерация, МПК G 21 C 7/00. Способ управления ядерной энергетической установкой с реактором водяного типа при изменении мощности реактора или внешней нагрузки / Максимов М. В.,

- Баскаков В. Е, Пелых С. Н., Цисельская Т. А.; заявитель и патентообладатель : Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелых С. Н., Цисельская Т. А. – № 2011121323/07; заявл. 25.05.11; опубл. 20.12.12, Бюл. № 35.
98. Пат. 59039 України, МПК G 21 C 7/00. Спосіб управління ядерною енергетичною установкою з реактором водяного типу при зміні потужності реактора або зовнішнього навантаження / Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелых С. М., Цисельська Т. О.; заявник та патентовласник : Максимов М. В., Баскаков В. Е, Пелых С. М., Цисельська Т. О. – № u201102453; заявл. 01.03.2011; опубл. 26.04.2011, Бюл. № 8.
99. Моделирование поведения твэла легководного реактора в различных режимах нагружения / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, Р. Л. Гонтарь, Т. А. Цисельская // Сб. науч. тр. Севастопол. нац. ун-та ядерной энергии и пром-ти. – 2010. – Вып. 4 (36). – С. 50–58.
100. Принципы управления долговечностью оболочек твэлов в переменном режиме ВВЭР-1000 / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, Р. Л. Гонтарь, Т. А. Цисельская // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР : тез. докл. 7-й межд. науч.-техн. конф. – Подольск : ОКБ “Гидропресс”, 2011. – С. 59.
101. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, Т. А. Цисельская, В. Е. Баскаков // Ядер. и радиац. безопасность. – 2011. – № 1 (49). – С. 27–32
102. Управление ресурсом оболочек твэлов в переменном режиме нагружения ВВЭР-1000 / С. Н. Пелых, М. В. Максимов, Р. Л. Гонтарь, Т. А. Цисельская // Щорічна наук. конф. ІЯД, 25 - 28 січня 2011 р. – С. 54 – 55.
103. Пелых С. Н. Комплексный критерий эффективности алгоритма маневрирования мощностью РУ с ВВЭР-1000 в переменном режиме / С. Н. Пелых, В. Е. Баскаков, Т. А. Цисельская // Тр. Одес. политехн. ун-та.– О., 2009. – Вып. 2. – С. 53 – 58.

104. Петров Ю. П. Новые главы теории управления и компьютерных вычислений / Ю. П. Петров – СПб. : БХВ-Петербург, 2004. – 192 с.
105. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С. А. Теплообмен в ядерных энергетических установках / Б. С. Петухов, Л. Г. Генин, С. А. Ковалев – М. : Атомиздат, 1974. – 408 с.
106. Плетнев Г. П. Автоматическое регулирование и защита теплоэнергетических установок электрических станций / Г. П. Плетнев. – Изд. 2-е. – М. : Энергия, 1976. – 424 с.
107. Плютинский В. И. Автоматическое управление и защита теплоэнергетических установок АЭС / В. И. Плютинский, В. И. Погорелов – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 295 с.
108. Правила устройства и безопасности эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок : (ПН АЭ Г – 7 – 008 – 89): введ. 90-01-01 / Гос. ком. СССР по надзору за безопас. введением работ в атом. энергетике. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 168 с.
109. Правила ядерной безопасности атомных электростанций ПБЯ-04-74 / Гос. ин-т по исполнен. атомной энергии СССР. Гос. инспекция по ядерной безопасности СССР. Госатомнадзор СССР. – М. : Атомиздат, 1976. – 24 с.
110. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций: (ПБЯ РУ АС-89, ПНАЭ Г-1-024-90): введ. 90-01-09 / Гос. ком. СССР по надзору за безопас. ведением работ в атом. энергетике. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 27 с.
111. Рассохин Н. Г. Парогенераторные установки атомных электростанций / Н. Г. Рассохин – М. : Энергоатомиздат, 1987. – 306 с.
112. Растрингин Л. А. Введение в идентификацию объектов управления / Л. А. Растрингин, Н. Е. Маджаров – М. : Энергия, 1977. – 216 с.
113. Резепов В. К. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций / В. К. Резепов, В. П. Денисов, Н. А. Кирилук. – М. : ИКЦ Академкнига, 2004. – 333 с.

114. Рей У. Методы управления технологическими процессами : пер. с англ. / У. Рей // – М. : Мир, 1983. – 368 с.
115. Ривкин С. Л., Александров А. А. Термодинамические свойства воды и водяного пара / С. Л. Ривкин, А. А. Александров – М. : Энергоатомиздат, 1984. – 79 с.
116. Ротач В. Я. Расчет динамики промышленных автоматических систем регулирования / В. Я. Ротач – М. : Энергия, 1973 г. – 440 с.
117. Ротач В. Я. Теория автоматического управления теплоэнергетическими процессами / В. Я. Ротач – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 396 с.
118. Рудик А. П. Ксеноновые переходные процессы в ядерных реакторах / А. П. Рудик – М. : Атомиздат, 1974. – 72 с.
119. Рудик А. П. Физические основы ядерных реакторов / А. П. Рудик – М. : Атомиздат, 1979. – 118 с.
120. Сангинова О. В. Использование гидродинамических моделей для расчета концентрации борной кислоты в ядерных реакторах типа ВВЭР-1000 / О. В. Сангинова / Математические методы в технике и технологиях (ММТТ-14) // тез. докл. 14-й междунар. науч. конф. – Т. 6, секц. 10. – Смоленск: Смоленск. Фил. Москов. энергет. ин-та. – 2001. – С. 64 – 65.
121. Саркисов А. А. Физика переходных процессов в ядерных реакторах / А. А. Саркисов, В. Н. Пучков – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 232 с.
122. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации и Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций : Сб. нормативных материалов по безопасности атом. станций – 2-е изд. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 80 с.
123. Северин В. П. Схема перехода в устойчивую область системы автоматического регулирования по критерию Рауса-Гурвица / В. П. Северин // Техн. електродинаміка. – К., – 2003. – Ч. 4. – С. 64 – 69.
124. Северин В. П. Моделирование, оптимизация и идентификация систем автоматического управления / В. П. Северин, Д. Е. Грозенок, Н. А.

- Позняк // Матеріали 1-ої Міжнар. конф. з автомат. керування «Автоматика-94».– К. : ІК АН України. – 1994. – Ч. I. – С. 172.
125. Северин В. П. Анализ задачи оптимизации прямых критериев качества для систем автоматического регулирования энергоблока / В. П. Северин , Е. Н. Никулина , В. Ф. Чернай // Вісн. Нац. техн. ун-ту «ХПІ». – Х. : НТУ «ХПІ». – 2003. – Т. 1, № 6. – С. 75–80.
126. Соболев С. Л. Уравнения математической физики : учеб. пособие / С. Л. Соболев – М. : Наука, 1992. – 431 с.
127. Солодовников В. В. Автоматизированное проектирование систем автоматического управления / В. В. Солодовников – М. : Машиностроение, 1990. – 334 с.
128. Солодовников В. В. Основы теории и элементы систем автоматического регулирования / В. В. Солодовников , В. Н. Плотников , А. В. Яковлев – М. : Машиностроение, 1985. – 536 с.
129. Спассков В. П. Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР / В. П. Спассков, Ю. Г. Драгунов, С. Б. Рыжов – М. : ИКЦ Академкнига, 2004. – 340 с.
130. Стерман Л. С. Тепловые и атомные электрические станции / Л. С. Стерман , В. М. Лавыгин , С. Г. Тишин – М. : Изд-во МЭИ, 2000. – 408 с.
131. Стернинсон Л. Д. Переходные процессы при регулировании частоты и мощности в энергосистемах / Л. Д. Стернинсон – М. : Энергия, 1975. – 216 с.
132. Стефани Е. П. Основы расчета настройки регуляторов теплоэнергетических процессов / Е. П. Стефани – М. : Госэнергоиздат, 1960. – 328 с.
133. Типовой технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 (В-320) : ТРВ-1000-3. – М. : 1988. – 350 с.

134. Титов В. Ф. Парогенераторы атомных электростанций / В. Ф. Титов, Н. Г. Рассохин, В. Г. Федоров – М. : Энергоатомиздат, 1992. – 347 с.
135. Трояновский Б. М. Паровые и газовые турбины атомных электростанций / Б. М. Трояновский, Г. А. Филиппов, А. Е. Булкин : учеб. пособ. для вузов. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
136. Трунов Н. Б., Логвинов С. А., Драгунов Ю.Г. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР / Н. Б. Трунов, С. А. Логвинов, Ю.Г. Драгунов – М. : Энергоатомиздат, 2001. – 316 с.
137. Фельдбаум А. А. Методы теории автоматического управления / А. А. Фельдбаум, А. Г. Бутковский – М. : Наука, 1971. – 743 с.
138. Филимонов П. Е. Поддержание равновесного офсета – эффективный способ подавления ксеноновых колебаний в ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова // Атом. энергия. – 2001. – Т. 90, № 3. – С. 231 – 233.
139. Филимонов П. Е. Испытания маневренности ВВЭР-1000 на 5-ом блоке Запорожской АЭС / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова, С. Г. Олейник // Атом. энергия. – 1998. – Т. 85, № 5. – С. 364 – 367.
140. Филимонов П. Е. Управление группами рабочих органов СУЗ в маневренном режиме работы ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, С. П. Аверьянова, М. П. Филимонова // Атом. энергия. – 1998. – Т. 84, № 5. – С. 383 – 387.
141. Филимонов П. Е. Подавление аксиальных колебаний энергораспределения ВВЭР-1000 без органов регулирования половинной длины / П. Е. Филимонов, Ю. А. Крайнов // Атом. энергия. – 1995. – Т. 78, № 5. – С. 388
142. Филипчук Е. В. Управление нейтронным полем ядерного реактора / Е. В. Филипчук, П. Т. Потапенко, В. В. Постников. – М. : Энергоатомиздат, 1981. – 280 с.
143. Харрер Дж. Техника регулирования ядерных реакторов : пер. с англ. /

- Дж. Харрер // – М. : Атомиздат, 1967. – 494 с.
144. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов : пер. с англ. / Д. Хетрик // – М. : Атомиздат, 1975. – 400 с.
145. Цисельская Т. А. Анализ возможности использования борного регулирования для управления мощностью реактора ВВЭР-1000 / Т. А. Цисельская, О. Б. Максимова // Сб. науч. тр. Севастополь. нац. ун-та ядерной энергии и промышленности. – 2012. – Вып. 4 (44). – С. 33 – 40.
146. Цисельская Т. А. Анализ устойчивости активной зоны ВВЭР-1000 при различных программах регулирования энергоблока / Т. А. Цисельская, С. Н. Пелых, А. А. Назаренко // Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2011. – Вып. 2 (36). – С. 109 – 114.
147. Цисельская Т. А. Исследование АКЗ ВВЭР-1000 при разных программах регулирования энергоблоком / Т. А. Цисельская // Автоматика-2011 : тез. докл. 18-й Междунар. конф. по автоматическому упр. – Л. : «Львов. политехника», 2011. – С. 237 – 239.
148. Цисельская Т. А. Математическая модель реактора с ВВЭР-1000 как объекта с распределенными параметрами / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // тез. конф. 19-й Міжнар. конф. з автоматичного упр. Автоматика 2012 Киев, 26 – 28 верес. 2012 р. – К., 2012. – С. 287 – 288.
149. Цисельская Т. А. Математическая модель энергоблока ВВЭР-1000 / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, К. В. Беглов // Розвиток наукових досліджень 2011. : тез. доп. 7-ї міжнар. наук.-практ. конф. Полтава, 28-30 нояб. 2011 р. – Полтава, 2011. – С. 47 – 51.
150. Цисельская Т. А. Синтез усовершенствованного алгоритма управления технологическим оборудованием / Т. А. Цисельская, О. Б. Максимова // Информационные технологии и автоматизация – 2012 : сб. докл. Всеукр. науч.-практ. конф., Одесса, 10 – 11 окт. 2012. / ОНАПТ. – О., 2012. – С. 70–71.

151. Способы управления ресурсом оболочек твэлов / Т. А. Цисельская, М. В. Максимов, С. Н. Пелых, А. А. Назаренко // Сб. науч. тр. Севастополь. нац. ун-та ядер. энергии и пром-ти. – Севастополь, 2011. – Вып. 2 (38). – С. 52 – 62.
152. Цисельская Т. А. Усовершенствованная АСР энергоблоком реактора / О. Б. Максимова, Т. А. Цисельская // тез. доп. 10-та між нар. наук.–практ. конф. по атом. Енергетиці, Севастополь, 2 – 7 жовт. 2012 р. – Севастополь, 2002. – С. 33 – 40.
153. Шальман М. П. Контроль и управление на атомных электростанциях / М. П. Шальман, В. И. Плютинский – М. : Энергия, 1979. – 272 с.
154. Шахвердян С. В. Методы оптимального управления ядерными реакторами / С. В. Шахвердян – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 200 с.
155. Широков С. В. Физика ядерных реакторов : учеб. пособие. / С. В. Широков – К. : ИСМО, 1998. – 288 с.
156. Широков С. В. Ядерные энергетические реакторы : учеб. пособие. / С. В. Широков – К. : НТУУ «КПИ», 1997. – 279 с.
157. Ястребенецкий М. А. Безопасность атомных станций / М. А. Ястребенецкий, В. Н. Васильченко, С. В. Виноградов – К. : Техніка, 2004. – 472 с.

ПРИЛОЖЕНИЕ А

Исходные данные для расчета

Приложение А

Исходные данные для расчета

Параметр	Обознач.	Значение
Начальное значение плотности нейтронов (1 зона)	n_1	$0.9115e+6 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (2 зона)	n_2	$2.1012e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (3 зона)	n_3	$3.0152e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (4 зона)	n_4	$3.6762e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (5 зона)	n_5	$4.0211e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (6 зона)	n_6	$4.0211e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (7 зона)	n_7	$3.6762e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (8 зона)	n_8	$3.0152e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (9 зона)	n_9	$2.1012e+7 \text{ см}^{-3}$
Начальное значение плотности нейтронов (10 зона)	n_{10}	$1.0027e+7 \text{ см}^{-3}$
Среднее время жизни поколения мгновенных нейтронов	1	$10e-3 \text{ с}$
Постоянная радиоактивного распада предшественников 1-й группы	λ_1	0.0125 с^{-1}
Постоянная радиоактивного распада предшественников 2-й группы	λ_2	0.0303 с^{-1}
Постоянная радиоактивного распада предшественников 3-й группы	λ_3	0.1110 с^{-1}
Постоянная радиоактивного распада предшественников 4-й группы	λ_4	0.3010 с^{-1}
Постоянная радиоактивного распада предшественников 5-й группы	λ_5	1.1350 с^{-1}

Продолжение приложения А

Постоянная радиоактивного распада предшественников 6-й группы	λ_6	3.0100 с^{-1}
Доля запаздывающих нейтронов 1-й группы	β_1	$0.2100\text{e-}3$
Доля запаздывающих нейтронов 2-й группы	β_2	$1.4100\text{e-}3$
Доля запаздывающих нейтронов 3-й группы	β_3	$1.25\text{e-}3$
Доля запаздывающих нейтронов 4-й группы	β_4	$2.53\text{e-}3$
Доля запаздывающих нейтронов 5-й группы	β_5	$0.73\text{e-}3$
Доля запаздывающих нейтронов 6-й группы	β_6	$0.26\text{e-}3$
Суммарная доля запаздывающих нейтронов	β_{ef}	0.0064
Скорость нейтронов относительно ядер	v	$2.2\text{e+}5\text{см/с}$
Коэффициент передачи	k_1	0.05
Коэффициент передачи	k_2	0.33
Коэффициент передачи	k_3	0.62
Постоянная времени	T_1	4.3 с
Постоянная времени	T_2	33 с
Постоянная времени	T_3	1900 с
Объем топлива	V_t	$7.863588\text{e+}6 \text{ см}^3$
Макроскопическое сечение деления топлива	Σ_f^5	0.201 см^{-1}
Энергия деления одного ядра	E_f^5	$3.204\text{e-}11 \text{ Дж}$
Удельная теплоемкость топлива	Cp_T	$376 \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$
Масса топлива	m_T	20570.76 кг

Продолжение приложения А

Коэффициент теплопередачи от поверхности ТВЭЛОВ к теплоносителю	α	$389.37 \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}}$
Площадь теплопередающей поверхности ТВЭЛОВ	F	5136.456 м^2
Температура топлива 1-й зоны	$t_1^T(\tau)$	$316.79 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 2-й зоны	$t_2^T(\tau)$	$1040 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 3-й зоны	$t_3^T(\tau)$	$1425.5 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 4-й зоны	$t_4^T(\tau)$	$1747.5 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 5-й зоны	$t_5^T(\tau)$	$1924.5 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 6-й зоны	$t_6^T(\tau)$	$1944 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 7-й зоны	$t_7^T(\tau)$	$1797 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 8-й зоны	$t_8^T(\tau)$	$1388 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 9-й зоны	$t_9^T(\tau)$	$960 \text{ }^\circ\text{C}$
Температура топлива 10-й зоны	$t_{10}^T(\tau)$	$577.5 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_1^{\text{cp}}(\tau)$	$316.8 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_2^{\text{cp}}(\tau)$	$315.68 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_3^{\text{cp}}(\tau)$	$313 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_4^{\text{cp}}(\tau)$	$309.35 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_5^{\text{cp}}(\tau)$	$305.1 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_6^{\text{cp}}(\tau)$	$300.6 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_7^{\text{cp}}(\tau)$	$296.24 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_8^{\text{cp}}(\tau)$	$292.39 \text{ }^\circ\text{C}$
Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_9^{\text{cp}}(\tau)$	$289.42 \text{ }^\circ\text{C}$

Продолжение приложения А

Средняя температура теплоносителя i -й зоны	$t_{10}^{cp}(\tau)$	287.6 °С
Высота i -й зоны	h_i	0.3535 м
Время запаздывания теплоносителя	τ_0	5 с
Удельная теплоемкость теплоносителя	Cp_B	$5912 \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$
Масса теплоносителя в АКЗ реактора	m_B	84573.75 кг
Микросечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{135}Xe	σ_a^{Xe}	$2.72\text{e-}18 \text{ см}^2$
Микросечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{235}U	σ_a^5	$583.5\text{e-}24 \text{ см}^2$
Концентрация атомов ^{235}U	N_5	$6.728\text{e+}20 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (1-я зона)	N_{Xe1}^0	$2.166\text{e+}14 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (2-я зона)	N_{Xe2}^0	$3.199\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (3-я зона)	N_{Xe3}^0	$3.945\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (4-я зона)	N_{Xe4}^0	$4.367\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (5-я зона)	N_{Xe5}^0	$4.557\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (6-я зона)	N_{Xe6}^0	$4.557\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (7-я зона)	N_{Xe7}^0	$4.367\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (8-я зона)	N_{Xe8}^0	$3.945\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (9-я зона)	N_{Xe9}^0	$3.199\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}Xe (10-я зона)	N_{Xe10}^0	$1.899\text{e+}15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (1-я зона)	N_{J1}^0	$1.52\text{e+}14 \text{ см}^{-3}$

Продолжение приложения А

Равновесная концентрация атомов ^{135}J (2-я зона)	N_{J2}^0	$3.504e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (3-я зона)	N_{J3}^0	$5.03e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (4-я зона)	N_{J4}^0	$6.13e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (5-я зона)	N_{J5}^0	$6.706e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (6-я зона)	N_{J6}^0	$6.702e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (7-я зона)	N_{J7}^0	$6.13e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (8-я зона)	N_{J8}^0	$5.03e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (9-я зона)	N_{J9}^0	$3.504e+15 \text{ см}^{-3}$
Равновесная концентрация атомов ^{135}J (10-я зона)	N_{J10}^0	$1.67e+15 \text{ см}^{-3}$
Коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе	Θ	0.9405
Удельный выход ядер ^{135}Xe при реакции деления топлива	γ_{Xe}	0,003
Микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{135}J	σ_a^J	$7e-24 \text{ см}^2$
Микроскопическое сечение деления тепловых нейтронов атомами ^{235}U	σ_f^5	$680.9e-24 \text{ см}^2$
Постоянная радиоактивного распада ^{135}J	λ_J	$2.87e-5 \text{ с}^{-1}$
Постоянная радиоактивного распада ^{135}Xe	λ_{Xe}	$2.09e-5 \text{ с}^{-1}$
Удельный выход ядер ^{135}J при реакции деления топлива	γ_J	0.056
Угловой коэффициент (1-я зона)	a_1	0.0000164 1/см

Продолжение приложения А

Угловой коэффициент (2-я зона)	a_2	0.000033 1/см
Угловой коэффициент (3-я зона)	a_3	0.00003 1/см
Угловой коэффициент (4-я зона)	a_4	0.0000027 1/см
Угловой коэффициент (5-я зона)	a_5	0.00002405 1/см
Угловой коэффициент (6-я зона)	a_6	0.0000198 1/см
Угловой коэффициент (7-я зона)	a_7	0.0000184 1/см
Угловой коэффициент (8-я зона)	a_8	0.0000226 1/см
Угловой коэффициент (9-я зона)	a_9	0.00001414 1/см
Угловой коэффициент (10-я зона)	a_{10}	0.000009 1/см
Постоянная времени	T_{TR1}	1.3 с
Постоянная времени	T_{TR2}	3.3 с
Масса питательной воды в ПГ	$M_{ПВ}$	32 950 кг
Расход питательной воды	$G_{ПВ}$	412 кг/с
Расход пара в номинальном режиме	$G_{П0}$	408 кг/с
Плотность питательной воды на линии насыщения	ρ'	760,14 кг/м ³
Плотность пара на линии насыщения	ρ''	30,308 кг/м ³
Объем пара в ПГ в номинальном режиме	$V_{П0}$	39.6 м ³
Энтальпия питательной воды на линии насыщения	i'	1208.45 кДж/кг
Энтальпия пара на линии насыщения	i''	2784.3 кДж/кг
Энтальпия питательной воды	$i_{ПВ}$	944.7004 кДж/кг
Масса пара в номинальном режиме	$M_{П0}$	3050 кг
Давление пара в ПГ в номинальном режиме	P_0	6.3 МПа
Расход теплоносителя 1-го контура	$G_{ТН}$	4464.28 кг/с
Эквивалентная постоянная времени греющих труб	T_2	3 с
Суммарная эффективная площадь поверхностей нагрева в ПГ	F_e	6115 м ²

Продолжение приложения А

Коэффициент теплопередачи	k	4.458 Вт/ м ² ·К
Постоянная времени	$T_{п}$	7.1 с
Коэффициент передачи	α_1	0.3731
Мощность генератора в номинальном режиме	$N_{г0}$	1000 МВт

ПРИЛОЖЕНИЕ Б

Документы о внедрении



МІНІСТЕРСТВО ЕНЕРГЕТИКИ ТА ВУГІЛЬНОЇ ПРОМИСЛОВОСТІ УКРАЇНИ

ЕНЕРГО АТОМ
ENERGO АТОМ

**НАЦІОНАЛЬНА
АТОМНА
ЕНЕРГОГЕНЕРУЮЧА
КОМПАНІЯ**

№ 1284/26 від 29.01. 2013 р.

На № _____ від _____ 201__ р.

Україна, 01032, Київ, вул. Ветрова, 3
Тел.: +38 044 206 97 57, факс: 277 78 83

Розрахунковий рахунок 26002100019275
у ПАТ «Укресімбанк» м. Київ,
МФО 322313, код ЗКПО 24584661

**Ректору ОНПУ
проф. Оборському Г.О.**

ДОВІДКА

про впровадження в тематиці Державного підприємства
Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
результатів дисертаційної роботи Цисельської Таїсії Олександрівни
**«Удосконалення автоматизованої системи
керування потужністю енергоблоку АЕС для експлуатації у
маневрених режимах добового циклу»**
виконаної на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук
за спеціальністю 05.13.07 – Автоматизація процесів керування

Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», використовує наступні результати дисертаційної роботи Цисельської Таїсії Олександрівни:

— математичну модель енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000, яка включає десятиточкову модель реактора ВВЕР-1000, модель парогенератора, модель турбогенератора, що дозволяє проводити дослідження зміни технологічних параметрів, таких як температура палива, температура теплоносія, енерговиділення, нейтронний потік та накопичення ксенону та йоду по висоті активної зони реактора, в залежності від нанесеного на модель збурення;

— удосконалену автоматизовану систему керування, яка використовується у маневрених режимах та забезпечує безпечну експлуатацію реактора ВВЕР-1000 при навчанні оперативного персоналу;

— компромісно-комбіновану програму регулювання, яка передбачає стабілізацію АО у АКЗ реактора ВВЕР-1000 шляхом переміщення ОР СУЗ та стабілізацію температури теплоносія на вході у реактор

**Генеральний інспектор —
директор з безпеки, канд. техн. наук.**



Д.В. Білей

003650



ДОВІДКА

про використання матеріалів дисертаційної роботи Цисельської Таїсії Олександрівни «Удосконалення автоматизованої системи керування потужністю енергоблока АЕС для експлуатації у маневрених режимах добового циклу» у рамках держбюджетних тематик МОНмолодьспорту України (№ ДР 0109U002620) за темою «Вивчення циклічності навантаження ВВЕР-1000 з метою визначення ефективності управління ресурсом ядерного палива при підтримці балансу потужності в енергосистемі» та (№ ДР 0109U008453) за темою «Вивчення можливості навантаження енергоблоку АЕС з ВВЕР-1000 до 110 % від номіналу з метою визначення моменту граничного стану захисних бар'єрів безпеки»

Надана довідка затверджує, що матеріали дисертаційної роботи Цисельської Т. О. «Удосконалення автоматизованої системи керування потужністю енергоблока АЕС для експлуатації у маневрених режимах добового циклу», а саме: модель енергоблока, багатозонна модель реактора ВВЕР-1000, компромісно-комбінований метод регулювання та удосконалена автоматизована система керування пройшли випробування та увійшли у звіти по держбюджетним тематикам МОНмолодьспорту України (№ ДР 0109U002620, № ДР 0109U008453), що були виконані у Одеському національному політехнічному університеті.

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д.41.052.01

В.О. проректора

Д.В. Дмитришин

Вик. Максимов М.В.
 тел. 705-85-31





ДОВІДКА

Надана Цисельській Таїсії Олександрівні в тому, що матеріали дисертаційного дослідження «Удосконалення автоматизованої системи керування потужністю енергоблока АЕС для експлуатації у маневрених режимах добового циклу» на здобуття ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю «Автоматизація процесів керування» використовуються при підготовці магістрів та бакалаврів за напрямом «Автоматизація та комп'ютерно-інтегровані технології» в інституті енергетики та комп'ютерно-інтегрованих систем керування в наступних курсах:

- „Числові методи і моделювання на ЕОМ”
- „Ідентифікація та моделювання”
- „Теорія автоматичного керування”
- „Автоматизація технологічних процесів та виробництв”.

Довідка надана для подання до спеціалізованої вченої ради Д.41.052.01

Проректор



С.А. Нестеренко

Вик. Максимов М.В.

тел. 705-85-31