



И.Я. ЕМЕЛЬЯНОВ
А.И. ЕФАНОВ
Л.В. КОНСТАНТИНОВ

НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКИЕ
ОСНОВЫ
УПРАВЛЕНИЯ
ЯДЕРНЫМИ
РЕАКТОРАМИ

СКАН И ОБРАБОТКУ ВЫПОЛНИЛ OLEG-1955

И.Я. ЕМЕЛЬЯНОВ
А.И. ЕФАНОВ
Л.В. КОНСТАНТИНОВ

НАУЧНО- ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Под общей редакцией
академика Н. А. Доллежала

Допущено Министерством высшего и среднего специального образования СССР в качестве учебного пособия для студентов энергомашиностроительных специальностей высших технических учебных заведений

ББК 31.46

Е 60

УДК 621.039.515(075.8)

Рецензенты:

Кафедра «Автоматика и телемеханика» Московского ордена Трудового Красного Знамени инженерно-физического института.

Д-р техн. наук Г. А. Филиппов.

Емельянов И. Я. и др.

Е 60 Научно-технические основы управления ядерными реакторами: Учеб. пособие для вузов/ И. Я. Емельянов, А. И. Ефанов, Л. В. Константинов; Под общ. ред. акад. Н. А. Доллежалея. — М.: Энергоиздат, 1981. — 360 с., ил.

В пер.: 1 р. 10 к.

Рассмотрены физические основы управления цепной реакцией деления, характеристики ядерного реактора как объекта контроля и регулирования, основные элементы, входящие в состав систем управления и защиты (СУЗ) ядерных реакторов, детекторы потока нейтронов, аппаратура преобразования сигнала детектора в управляющее воздействие, исполнительные механизмы и органы регулирования реактивности. Пособие входит в серию учебных пособий «Ядерные реакторы и энергетические установки под общей редакцией акад. Н. А. Доллежалея».

Для студентов вузов, специализирующихся в области реакторостроения. Может быть полезна также инженерам, проектирующим системы контроля и управления, эксплуатационному персоналу АЭС.

30345—244
Е 051(01)—81—13—81(A). 2304000000

ББК 31.46

6П2.8

ИВАН ЯКОВЛЕВИЧ ЕМЕЛЬЯНОВ
АЛЬБЕРТ ИВАНОВИЧ ЕФАНОВ
ЛЕОНАРД ВАСИЛЬЕВИЧ КОНСТАНТИНОВ

**Научно-технические основы управления
ядерными реакторами**

Редактор О. А. Степеннова
Художественный редактор А. Т. Кирьянов
Переплет художника О. Н. Гребенюк
Технический редактор О. Н. Адаскина
Корректор С. А. Леонова
ИБ № 227 (Атомиздат)

Сдано в набор 31.10.80

Подписано в печать 09.02.81

T-01055

Формат 60×90^{1/16}

Бумага типографская № 1

Гарн. шрифта литературная

Печать высокая

Усл. печ. л. 22,5

Уч.-изд. л. 25,71

Тираж 2900 экз.

Заказ 806

Цена 1 р. 10 к.

Энергоиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10

Московская типография № 10 Союзполиграфпрома при Государственном комитете СССР по делам издательств, полиграфии и книжной торговли. 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10

© Энергоиздат, 1981

ПРЕДИСЛОВИЕ

С развитием ядерной энергетики возникла необходимость в более полном и детальном понимании научно-технических основ управления ядерными реакторами. Хотя к настоящему времени выпущено несколько хороших книг, посвященных технике регулирования ядерных реакторов, многие важные аспекты этой проблемы не нашли в них должного отражения. Например, недостаточно освещены вопросы контроля и регулирования распределения мощности по объему активной зоны (энергораспределения) в больших энергетических реакторах. На наш взгляд, требует обобщения и систематизации отечественный опыт разработки и создания систем управления и защиты (СУЗ) энергетических ядерных реакторов.

Цель этой книги — изложение теоретических основ управления ядерным реактором, методов и средств регулирования его основных параметров (реактивности, мощности и энергораспределения), описание конкретных систем контроля, управления и защиты.

Большое внимание авторы уделяют рассмотрению опыта разработки систем контроля, управления и защиты канального водографитового реактора большой мощности с кипящим теплоносителем электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000). Такой характер изложения не случаен, поскольку реакторы РБМК-1000 являются типовыми для многих АЭС, строящихся в СССР. Разработка и создание систем контроля, управления и защиты реактора РБМК-1000 проводились при участии авторов книги, что позволило отразить их личный опыт проектирования таких систем.

Книга является учебным пособием для студентов вузов и будет полезна при подготовке специалистов по реакторостроению. Мы предполагаем, однако, что читатель достаточно хорошо знаком с элементарными основами теории ядерных реакторов, теории автоматического регулирования и основными принципами построения автоматизированных систем управления технологическими процессами на базе ЭВМ.

При написании книги использованы отечественные и зарубежные литературные источники, журнальные публикации, собственные разработки авторов, а также опыт преподавания авторами аналогичных курсов и предметов в высших учебных заведениях.

Книга не претендует на полноту изложения всех вопросов, связанных с управлением ядерными реакторами. В ней не нашли от-

ражения, например, вопросы моделирования систем автоматического регулирования ядерного реактора, экспериментального определения динамических характеристик реакторов. Отчасти это объясняется ограниченным объемом книги.

Авторы благодарны многим своим коллегам за помощь в работе. Особую признательность авторы приносят кандидатам технических наук В. В. Воскобойникову и Ю. В. Журавскому, инженерам А. С. Левчуку и В. С. Лаврухину за подготовку некоторых материалов, использованных в книге.

ВВЕДЕНИЕ

Пуск в Советском Союзе в 1954 г. Первой АЭС является началом мирного использования ядерной энергии. Сегодня в мире действует более 250 энергетических реакторов на АЭС общей установленной мощностью около 120 млн. кВт. В дальнейшем количество вводимых в эксплуатацию энергетических реакторов будет возрастать, и к 2000 г. АЭС должны обеспечить значительную долю вырабатываемой во всем мире электроэнергии.

В настоящее время развитие ядерной энергетики основано на применении реакторов на тепловых нейтронах. В мировой практике сложились три основных типа энергетических реакторов на тепловых нейтронах, получившие наиболее широкое распространение и составляющие основу национальных программ по развитию ядерной энергетики на ближайшие десятилетия.

Водо-водяные реакторы корпусного типа, в которых замедлителем и теплоносителем служит обычная вода, циркулирующая в контуре под давлением. Реакторы этого типа разделяют на две группы: с некипящей водой под давлением (PWR*) и с кипящей водой (BWR**).

Газоохлаждаемые реакторы корпусного типа с углекислым газом в качестве теплоносителя и графитовым замедлителем.

Реакторы канального типа, которые разделяют на две подгруппы — водо-графитовые, охлаждаемые кипящей обычной водой с графитовым замедлителем, и тяжеловодные с кипящей или некипящей обычной или тяжелой водой в качестве теплоносителя и тяжеловодным замедлителем.

Будущее ядерной энергетики основано на разработке и сооружении энергетических реакторов на быстрых нейтронах, позволяющих наиболее рационально и эффективно использовать ядерное горючее. Предполагается, что головные образцы экономически оправданных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах будут освоены в капиталистических странах не ранее 1985 г., после чего начнется их промышленное сооружение. Работы по созданию АЭС с такими реакторами ведутся во Франции, ФРГ, Японии и США.

Проблема создания ядерных реакторов для АЭС в нашей стране решается в следующих направлениях: разработка и ввод в эк-

* PWR — Pressure Water Reactor.

** BWR — Boiling Water Reactor.

сплуатацию реакторов канального типа с графитовым замедлителем, охлаждаемых водой (водо-графитовые); сооружение реакторов корпусного типа с водой в качестве замедлителя и теплоносителя (водо-водяные); разработка реакторов на быстрых нейтронах.

Следует отметить, что на ближайшие 10—15 лет основными будут первые два направления, в то время как в будущем намечается разработка и сооружение АЭС с энергетическими реакторами на быстрых нейтронах. Действующие реакторы на быстрых нейтронах БН-350 в г. Шевченко и БН-600 (Белоярская АЭС (БАЭС) им. И. В. Курчатова, III блок) представляют собой опытные установки, предназначенные для решения вопроса о выборе типа энергетической установки в качестве серийной.

Водо-графитовые реакторы канального типа по эволюции своего развития можно разделить на группы:

к первой группе относятся реакторы Первой АЭС и БАЭС (I и II блоки);

ко второй — реакторы с улучшенным топливным циклом (Сибирская АЭС), канальные реакторы большой мощности, охлаждаемые кипящей водой (РБМК-1000), являющиеся типовыми для многих АЭС, каждый единичной электрической мощностью 1 млн. кВт.

В настоящее время уже введены в промышленную эксплуатацию Ленинградская АЭС им. В. И. Ленина, Курская и Чернобыльская АЭС им. В. И. Ленина с реакторами типа РБМК-1000.

Из водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) по хронологии их пуска и по техническим показателям можно выделить *опытно-промышленные* реакторы ВВЭР-210 и ВВЭР-365 (Нововоронежская АЭС им. 50-летия СССР (НВАЭС), I и II блоки) единичной электрической мощностью 210 и 365 тыс. кВт соответственно и *серийный* реактор средней мощности ВВЭР-440 единичной электрической мощностью 440 тыс. кВт.

В соответствии с программой развития ядерной энергетики СССР в течение ближайших пяти лет намечено ввести в действие АЭС общей мощностью 23—25 тыс. МВт. Успешная эксплуатация реакторов ВВЭР и РБМК позволяет приступить к созданию более экономичных реакторов на тепловых нейтронах единичной мощностью около 1,5 млн. кВт. Разработан проект секционно-блочного канального водо-графитового реактора РБМКП-2400 и с ядерным перегревом пара электрической мощностью 2,4 млн. кВт.

Интенсивное развитие ядерной энергетики и стремление к увеличению единичной мощности ставят задачу безопасной, надежной и экономичной эксплуатации ядерных реакторов. Обеспечение «управляемости» процессов в ядерном реакторе и создание систем контроля, регулирования и защиты — важнейшие средства решения этой задачи.

Особенность ядерных реакторов — потенциальная возможность выделения огромной энергии за чрезвычайно малые промежутки времени. Такие аварийные режимы работы ядерного реактора соп-

рождаются резким возрастанием интенсивности ионизирующих излучений.

В активной зоне ядерного реактора находится избыток топлива по сравнению с его критической массой. Система контроля, регулирования и защиты должна обеспечить компенсацию избытка топлива при любых условиях и исключить возможность неуправляемого процесса нарастания мощности ядерного реактора и связанного с ним превышения допустимого уровня ионизирующих излучений, т. е. обеспечить ядерную безопасность реактора. При отклонениях от пределов и условий безопасной эксплуатации реактора цепная реакция деления должна быть прекращена и реактор заглушен. Следует подчеркнуть, что даже после прекращения цепной реакции деления в активной зоне продолжается выделение тепла за счет β - и γ -излучений продуктов деления. Для охлаждения остановленного после работы на большой мощности ядерного реактора в случае потери теплоносителя необходимо предусмотреть специальную систему аварийного расхолаживания.

Другая особенность ядерного реактора — наличие значительной радиоактивности в местах расположения различных элементов систем контроля, регулирования и защиты, что затрудняет эксплуатацию и ремонт оборудования. Длительная работа, например, датчиков (детекторов) этих систем при высоких уровнях излучения может привести к ухудшению характеристик датчиков и изменению электрического сигнала. Таким образом, как объект управления ядерный реактор обладает существенными особенностями по сравнению с объектами других областей техники. Эти особенности предъявляют высокие требования к системам контроля, регулирования и защиты и к надежности всех их элементов. Конструкторы должны обеспечить простоту эксплуатации, ремонта или замены оборудования систем, а на персонал, осуществляющий профилактические и ремонтные работы, накладывается повышенная ответственность.

Как отмечалось выше, дальнейший прогресс в разработке ядерных реакторов для АЭС характеризуется увеличением единичной мощности, что достигается, с одной стороны, увеличением размеров активной зоны, с другой — повышением удельной мощности (на единицу объема активной зоны). Большие размеры активной зоны усложняют контроль и регулирование распределения плотности потока нейтронов и, следовательно, контроль и регулирование распределения мощности по объему активной зоны. На условия работы тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), количество которых в больших реакторах составляет несколько десятков тысяч, влияют: уровень мощности реактора, скорость потока теплоносителя, положение стержней регулирования, распределение концентрации ядер продуктов деления, вызывающих отравление реактора, особенно при переходных процессах, изотопный состав топлива, который может меняться по активной зоне в силу неоднородных местных условий выгорания, состав загрузки по обогащению.

Работа при высокой удельной мощности создает тенденцию приближения значений технологических параметров, обеспечивающих нормальные условия эксплуатации твэлов, и других элементов активной зоны к предельным значениям, принятым для защиты от повреждения в первую очередь твэлов в различных условиях (уменьшение запасов). Таким образом, возникает необходимость точных измерений и регулирования распределения мощности по объему активной зоны в целях обеспечения при эксплуатации минимально допустимых запасов в любой точке активной зоны. Контроль и регулирование распределения мощности позволяют повысить экономичность ядерного реактора и обеспечить его безопасную эксплуатацию.

Аварийные остановки ядерной энергетической установки (ЯЭУ) мощностью 1 млн. кВт и более, включенной в энергосистему, связаны с большими экономическими потерями и техническими сложностями в энергосистеме и в самой установке. Перевод таких ЯЭУ на рабочий режим после аварийной остановки — нелегкая задача, требующая значительного времени. Поэтому принципы управления ядерным реактором, обеспечивая, с одной стороны, ядерную безопасность, с другой — должны гарантировать исключение случайных, ложных и неплановых остановок реактора.

Чтобы надежно управлять ядерным реактором, необходимо иметь возможность: 1) контролировать мощность (интенсивность цепной реакции) реактора; 2) управлять цепной реакцией; 3) быстро гасить цепную реакцию, а также поддерживать реактор в подкритическом состоянии. Эти функции выполняет СУЗ. Контроль и регулирование распределения мощности (энергораспределения) по объему активной зоны большого энергетического реактора осуществляется с помощью системы контроля энергораспределения (СКЭ) и органов регулирования, входящих в состав СУЗ. (В литературе СКЭ иногда называют системой внутриреакторного контроля — СВРК.) Как будет показано далее, тенденция развития современных систем управления реактором приводит к объединению СУЗ и СКЭ в единую систему.

В связи с увеличением объема информации, поступающей от датчиков плотности потока нейтронов и других технологических параметров ЯЭУ (температура теплоносителя и замедлителя, расход теплоносителя, давление в контуре теплоносителя и т. д.), для обработки этой информации и выдачи ее оператору, управляющему реактором, в настоящее время применяются электронно-вычислительные машины (ЭВМ). ЭВМ может принимать информацию из СУЗ и СКЭ, а также выдавать электрические сигналы в СУЗ, в том числе сигналы аварийного снижения мощности. На базе ЭВМ создаются автоматизированные системы контроля и управления (АСКУ), с помощью которых оператор ведет управление реактором и технологическим процессом в ЯЭУ.

Ведутся работы по объединению функций СУЗ, СКЭ и АСКУ с помощью управляющей ЭВМ, включенной в замкнутый контур регулирования. Роль оператора в этом случае сводится к наблюдению

нию за работой ЭВМ. Однако недостаточная надежность и быстродействие ЭВМ не позволяют в настоящее время передать полностью функции контроля, управления и защиты реактора вычислительной машине.

В зависимости от назначения и типа реактора несколько различаются средства контроля, регулирования и аварийной защиты (АЗ), но для всех реакторов есть много общих и аналогичных задач и решений.

В состав этих средств входят датчики плотности потока нейтронов и технологических параметров, электронные усилители, преобразователи и формирователи электрических сигналов, которые выдают информацию оператору и автоматическим системам, исполнительные механизмы, представляющие собой сложные электромеханические, гидравлические или пневматические устройства, органы воздействия на условия протекания цепной реакции деления.

Все эти средства должны удовлетворять главнейшему и определяющему требованию — обеспечению безопасности во всех режимах эксплуатации реактора. Совершенно обязательным условием эксплуатации является выполнение следующих требований: исключение потери контроля и управления цепной реакцией деления, сохранение средствами защиты способности прекращать цепную реакцию при возникновении любых отклонений от пределов и условий безопасной эксплуатации реактора.

Повышение экономичности ЯЭУ требует от конструктора использования конструкционных материалов и горючего при параметрах, имеющих минимальные запасы по сравнению с предельными. Точность поддержания этих запасов зависит от точности и надежности систем контроля и управления ЯЭУ. Таким образом, можно сказать, что без разработки высокоточной, очень надежной многофункциональной системы контроля и управления создание современной ЯЭУ было бы невыполнимой задачей.

Следует отметить, что проектирование собственно реактора — конструкционной, ядерно-физической и теплофизической его частей — и проектирование систем контроля, регулирования и защиты являются, единым глубоко взаимосвязанным процессом. Очевидно, что безопасность ЯЭУ в первую очередь должна обеспечиваться конструкцией ядерного реактора. Поэтому проектированию систем контроля, регулирования и защиты должен предшествовать тщательный анализ характеристик ЯЭУ во всех режимах ее работы, включая аварийные, вызванные изменениями внутренних и внешних условий.

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИЕЙ ДЕЛЕНИЯ

§ 1.1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Ядерный реактор — это аппарат, в котором происходит управляемая цепная реакция деления ядер, в результате чего выделяются тепловая энергия и ионизирующее излучение. Ядерный реактор состоит из активной зоны, отражателя, системы охлаждения, системы контроля и управления и биологической защиты (рис. 1.1).

В активной зоне находится ядерное горючее. В этой зоне протекает непосредственно цепная ядерная реакция с выделением

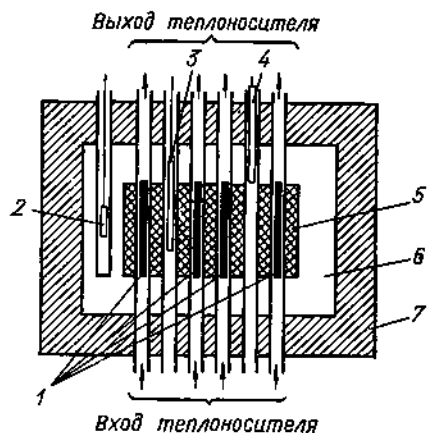


Рис. 1.1. Основные элементы реактора

энергии, главным образом, в виде тепла. Для осуществления цепной реакции в ядерном реакторе используются тяжелые нуклиды ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu , ядра которых могут делиться медленными нейтронами. Наиболее распространенным ядерным горючим в настоящее время является природный уран, содержащий 99,3% изотопа ^{238}U и 0,7% изотопа ^{235}U , или уран, обогащенный ^{235}U до 1,5% и более.

В зависимости от средней энергии нейтронов, при которой происходит основная масса делений, различают ядерные реакторы на *быстрых, промежуточных и тепловых нейтронах*.

Энергия нейтронов в ядерном реакторе определяется степенью замедления быстрых нейтронов, рождающихся при акте деления. Степень замедления нейтронов зависит от замедляющих свойств материалов, входящих в состав активной зоны реактора.

Элементы с ядерным горючим 1 (рис. 1.1) или, как их принято называть, твэлы вместе с замедлителем 5 образуют активную зону ядерного реактора, которая окружена отражателем 6, уменьшающим вероятность утечки нейтронов из активной зоны. В каналы, пронизывающие активную зону, вводятся органы управления 3 и аварийной защиты 4, выполненные из материала, хорошо поглощающего нейтроны. В толще отражателя или за ним в специаль-

ные каналы помещаются детекторы плотности потока нейтронов 2. Детекторы могут устанавливаться в активную зону ядерного реактора. Твэлы помещены в каналы, в которых циркулирует теплоноситель. Стрелками обозначены вход теплоносителя в реактор и выход из него. Вся конструкция окружена биологической защитой 7, обеспечивающей снижение уровня ионизирующего излучения до значений, безопасных для персонала, обслуживающего реактор.

Органы управления 3 — это устройства, предназначенные для заданного изменения уровня мощности реактора. В зависимости от назначения они могут входить в систему автоматического поддержания и изменения уровня мощности реактора, в систему управления энергораспределением по активной зоне или в систему компенсации запаса реактивности. Нередко органы управления совмещают несколько функций, например, функции управления энергораспределением и компенсации реактивности.

Органы АЗ — это устройства, обеспечивающие быстрое снижение мощности реактора и полное прекращение цепной реакции в течение достаточно малого промежутка времени. Они срабатывают автоматически при достижении таких значений основных параметров реактора (уровень мощности или скорость нарастания мощности и т. п.), при которых может возникнуть ситуация, угрожающая повреждением или разрушением реактора.

С помощью органов АЗ возможна также (при необходимости) быстрая остановка реактора оператором с пульта управления.

Детекторы нейтронов 2 представляют собой ионизационную камеру или какое-либо другое устройство, осуществляющее формирование электрического сигнала, пропорционального плотности потока нейтронов в активной зоне.

Тип реактора определяется его назначением, энергией нейтронов, при которой происходит большинство делений; видами горючего, замедлителя и теплоносителя. Ниже дана классификация реакторов по указанным признакам.

Назначение реактора. По функциональному назначению различают исследовательские, энергетические, промышленные и двухцелевые ядерные реакторы.

Исследовательские реакторы предназначены для получения ионизирующих излучений различного типа, используемых для исследований в области физики, химии, биологии, медицины, материаловедения и т. д. Эти реакторы оборудованы устройствами для облучения образцов материалов. Исследовательские реакторы имеют обычно низкую температуру теплоносителя. В активной зоне иногда размещаются специальные исследовательские каналы с собственными автономными контурами охлаждения, предназначенные для испытаний элементов конструкции реакторов различного назначения. Такие каналы называют *петлями*. Известны исследовательские реакторы, обладающие весьма высокими плотностями потоков нейтронов (до $5 \cdot 10^{15}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$) и широким диапазоном энергий нейтронов. Исследовательские реакторы требуют такой системы управления, которая обеспечивала бы без-

опасность работы при частых пусках, остановках и изменениях мощности, определяемых программой экспериментов.

Реакторы, оборудованные несколькими исследовательскими каналами или петлями, должны обеспечивать заданные значения плотностей потока нейтронов в каждом канале, т. е. обеспечивать заданное распределение плотности потока нейтронов в активной зоне.

Известно использование исследовательских реакторов с малой мощностью в учебных целях. На них обучают будущий эксплуатационный персонал реактора управлению цепной реакцией, а также проводят эксперименты с использованием γ -излучения и пучков нейтронов.

Исследовательские импульсные реакторы предназначены для получения кратковременных импульсов потока нейтронов весьма большой интенсивности для изучения воздействия ионизирующего излучения на вещество и для отработки твэлов ядерных ракетных двигателей. Важнейшая проблема управления этими реакторами — самогашение цепной реакции деления за счет большого отрицательного температурного эффекта реактивности.

Энергетические реакторы предназначены для получения тепла, используемого в дальнейшем для преобразования в электрическую энергию. На базе ядерных реакторов создаются электрические станции или двигатели, используемые для морских судов, подводных лодок и летательных аппаратов. Для энергетических реакторов характерны высокие температуры теплоносителя (250—300°C и выше) и режимы длительной непрерывной работы на постоянном уровне мощности. Для базисного режима АЭС характерна работа реактора на максимальном уровне мощности. В режиме переменной нагрузки АЭС мощность реактора должна достаточно быстро меняться. Существует несколько модификаций энергетических реакторов, различающихся конструкцией активной зоны и уровнем мощности.

В настоящее время строят и проектируют реакторы мощностью от нескольких сот до нескольких тысяч мегаватт. Системы управления реакторов этого типа должны обеспечивать длительную непрерывную работу ЯЭУ на заданном уровне мощности, а также изменения уровня мощности с заданной скоростью и кратковременную работу с постоянной мощностью с учетом условий безопасности при наличии очень больших запасов энергии в активной зоне. В то же время должны быть предельно исключены случаи ложной остановки ЯЭУ. Одним из основных требований к системам управления энергетических реакторов является требование поддержания заданного энергораспределения в объеме активной зоны.

Системы управления энергетическими транспортными реакторами должны удовлетворять некоторым дополнительным особенностям этих ЯЭУ, обеспечивая быстрое протекание переходных процессов при изменении нагрузки и безопасную работу реактора

в условиях повышенных вибраций, ускорений, изменений направления и величины нагрузок.

Промышленные реакторы предназначены для переработки ^{238}U в ^{239}Pu .

Если наряду с производством плутония промышленные реакторы вырабатывают электроэнергию, то такие установки принято называть *двухцелевыми*. Требования к системам управления промышленными и двухцелевыми реакторами являются, в основном, такими же, как и к системам энергетических реакторов.

Энергия нейтронов. При делении ядер урана испускаются нейтроны с энергией от 0,1 до 17 МэВ. В зависимости от типа реактора энергия нейтронов, захватываемых делющимися ядрами, может существенно отличаться от указанного значения, так как возможно замедление нейтронов, образующихся при делении, посредством передачи части их энергии ядрам другого вещества, называемого *замедлителем*.

Если в активной зоне реактора замедлителя нет и основная часть делений происходит в результате захвата нейтронов с энергиями около 0,1 МэВ и выше, то такие реакторы называют реакторами на быстрых нейтронах.

Если вследствие процесса замедления нейтронов в активной зоне они захватываются делющимися ядрами при энергиях меньших 0,1 эВ, то такие реакторы называют обычно реакторами на тепловых нейтронах.

Существуют реакторы на промежуточных нейтронах, энергетический спектр нейтронов в активной зоне которых находится в диапазоне 0,01—100 кэВ. Следует отметить, что спектр энергий нейтронов существенно влияет на кинетические параметры реактора.

Твэлы — одна из важнейших частей реактора, в них происходит ядерная реакция и выделение тепла.

Конструкционно твэлы могут быть выполнены *стержневыми, пластинчатыми, трубчатыми, шаровыми* и т. д. Чаще всего твэлы делают стержневыми. Они представляют собой длинные (от 0,5 м и более) стержни (диаметром около 10 мм), содержащие ядерное топливо. В качестве топлива применяют металлический уран, двуокись урана (UO_2), карбид урана (UC_2), смесь урана с графитом, сплав урана с алюминием или с другими металлами. Обычно твэлы собирают из урановых таблеток или из коротких трубок и пластин. В энергетических реакторах наиболее распространенным видом топлива в настоящее время является двуокись урана.

Снаружи твэлы покрывают герметичной коррозионно-устойчивой тонкой металлической оболочкой. Такая оболочка предохраняет топливо от химического воздействия охлаждающей жидкости или газа, а также теплоноситель от попадания частиц ядерного топлива и осколков деления, так как в процессе работы твэлы находятся в горячем состоянии и подвергаются усиленному облучению и химическому воздействию. В зависимости от рабочей температуры в качестве покрытий твэла используют: алюминий, циркониевые сплавы, нержавеющую жаропрочную сталь и керамику.

Для удобства монтажа, перегрузки топлива, перестановки твэлов по мере сгорания горючего из одной области активной зоны в другую твэлы комплектуют группами. Эти группы составляют единую конструкцию и представляют собой целую *тепловыделяющую сборку* (ТВС). Крупные сборки называют иногда *кассетами*. Твэлы в кассетах обычно располагаются на одинаковом расстоянии друг от друга.

В каждой кассете количество твэлов может достигать нескольких десятков и даже сотен. Кассеты монтируются внутри реактора и вместе с замедлителем и теплоносителем составляют активную зону. В мощных энергетических реакторах число кассет или ТВС достигает нескольких сот, а в некоторых реакторах превосходит 1000. Например, первый реактор Нововоронежской АЭС имеет около 350 шестигранных кассет, а в активную зону реактора РБМК-1000 загружается до 1700 кассет.

Через некоторое время работы реактора количество первичного делящегося вещества в активной зоне уменьшается и возникает необходимость замены отработавших твэлов новыми. Замену в реакторе отработавших твэлов, т. е. замену облученного и выгоревшего до определенной степени горючего свежим, называют *перегрузкой реактора*. Перегрузка может осуществляться как при остановке реактора, так и при его работе на энергетических уровнях мощности.

В зависимости от вида ядерного горючего и состава конструкционных материалов активной зоны изменяется такой важный параметр цепной реакции, как *время жизни нейтронов*, т. е. среднее статистическое время от момента рождения нейтрона в результате деления ядра до поглощения или утечки нейтрона.

Как будет видно из дальнейшего изложения, время жизни нейтронов оказывает существенное влияние на динамические свойства реактора.

Замедлитель. В активной зоне реакторов на тепловых и промежуточных нейтронах обязательно присутствует замедлитель, обеспечивающий уменьшение энергии нейтронов за счет упругих столкновений нейтронов с его ядрами. В качестве замедлителя применяются материалы, содержащие легкие элементы (с массовым числом не более 12), имеющие достаточно большие сечения упругого рассеяния и малые сечения поглощения тепловых нейтронов.

Наиболее широкое применение в качестве замедлителей получили графит, обычная и тяжелая вода, бериллий. От вида замедлителя существенно зависит конструкция и размеры активной зоны реактора.

Так, размеры реактора с графитовым замедлителем значительно больше размеров реактора с водным замедлителем и конструкций активных зон этих реакторов сильно отличаются одна от другой. Конструкция органов управления также различна для реакторов с различными типами замедлителя. Выбор замедлителя оказывает влияние на свойства саморегулирования реактора.

Теплоноситель представляет собой жидкое или газообразное рабочее тело, обеспечивающее отвод тепла, выделяющегося в твэлах при делении содержащихся в них ядер горючего. Наиболее широкое распространение в качестве теплоносителя получила обычная вода (H_2O), но известно также применение и других материалов — тяжелой воды (D_2O), газов (CO_2 , H_2 , He), жидких металлов (Na , K), органических жидкостей.

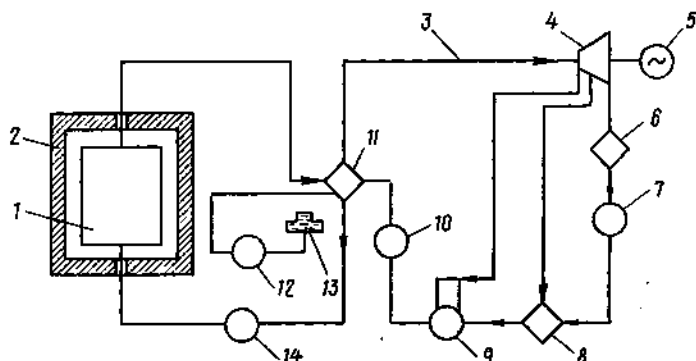


Рис. 1.2. Принципиальная тепловая схема одноконтурной ЯЭУ:

1 — ядерный реактор; 2 — биологическая защита; 3 — паропровод; 4 — паровая турбина; 5 — электрогенератор; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — регенеративный подогреватель; 9 — деаэрактор; 10 — питательный насос; 11 — барабан-сепаратор; 12 — питательный насос; 13 — резервуар; 14 — ГЦН

Поскольку теплоноситель, находясь в активной зоне реактора, взаимодействует с нейтронами, то его замедляющие и поглощающие свойства существенно влияют на среднюю энергию нейтронов.

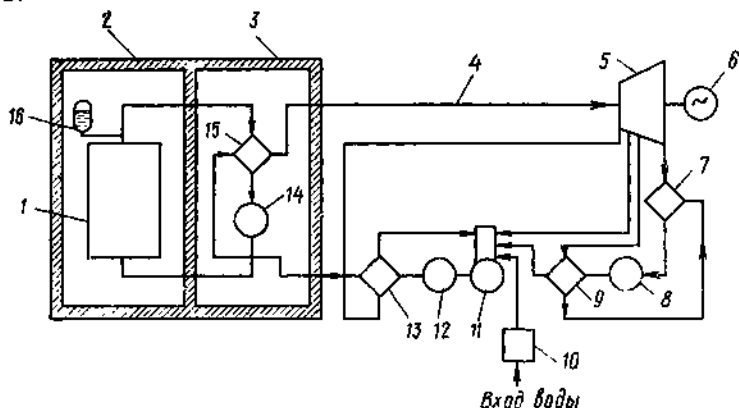


Рис. 1.3. Принципиальная тепловая схема двухконтурной ЯЭУ:

1 — ядерный реактор; 2 — биологическая защита; 3 — паропровод; 4 — паровая турбина; 5 — электрогенератор; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — регенеративный подогреватель; 9 — деаэрактор; 10 — питательный насос; 11 — барабан-сепаратор; 12 — питательный насос; 13 — подогреватель воды высокого давления; 14 — насос первого контура; 15 — ПГ; 16 — компенсатор объема в паровом контуре

Так, все водород- и углеродсодержащие теплоносители являются интенсивными замедлителями и применяются только в реакторах на тепловых и промежуточных нейтронах. В реакторах на быстрых нейтронах они не могут использоваться.

Жидкие металлы обладают небольшим сечением рассеяния и мало замедляют нейтроны из-за большого массового числа. По-

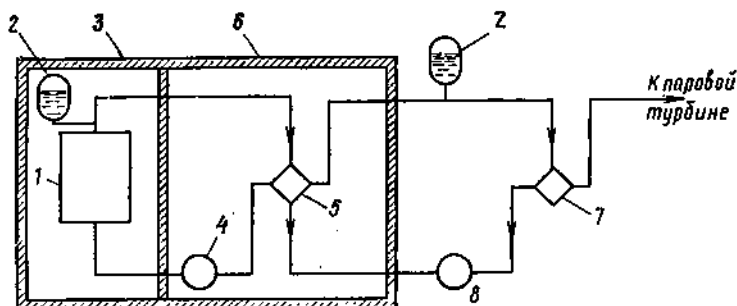


Рис. 1.4. Схема производства пара на трехконтурной ЯЭУ с реактором, охлаждаемым жидким натрием:

1 — реактор; 2 — компенсаторы объема; 3 — биологическая защита реактора; 4 — перекачивающий насос первого контура; 5 — промежуточный теплообменник; 6 — биологическая защита промежуточного контура; 7 — ПГ; 8 — перекачивающий насос промежуточного контура

этому они применяются в реакторах на быстрых и промежуточных нейтронах.

В водо-водяных реакторах вода является одновременно и замедлителем и теплоносителем. Если в активной зоне реактора вода

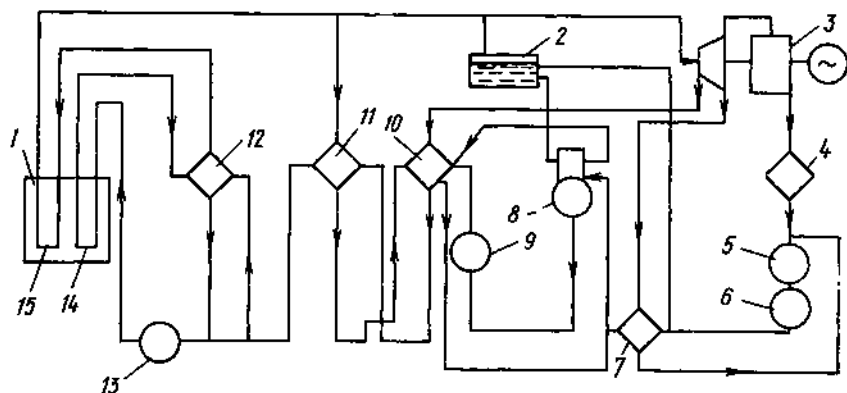


Рис. 1.5. Схема производства пара на II блоке БАЭС (одноконтурная схема с ядерным перегревом пара):

1 — ядерный реактор; 2 — барботер; 3 — турбогенератор; 4 — конденсатор; 5 — конденсатный насос; 6 — конденсатоочистка; 7 — регенеративный подогреватель низкого давления; 8 — питательный насос; 9 — регенеративный подогреватель высокого давления; 10 — регенеративный подогреватель; 11 — регенеративный подогреватель; 12 — сепаратор пара; 13 — циркуляционный насос; 14 — испарительный канал; 15 — перегревательный канал

доводится до кипения, то такие реакторы называют *кипящими*. Для водо-водяных и кипящих реакторов характерно изменение количества замедлителя в активной зоне вследствие кипения теплоносителя или изменения температуры, что обеспечивает саморегулирование таких реакторов и позволяет в ряде случаев отказаться от автоматического регулятора мощности реактора.

В водо-графитовых реакторах основной замедлитель — графитовая кладка, в которой равномерно распределены каналы с твэлами, охлаждаемые водой или паром. При использовании в качестве теплоносителя воды и перегретого пара в водо-графитовых реакторах делают два типа каналов: *испарительные*, в которых вода доводится до кипения; *пароперегревательные*, в которые поступает пар, сепарированный из теплоносителя, выходящего из испарительных каналов. Реакторами такого типа оснащена БАЭС.

Тепловые схемы ЯЭУ. Передача тепла, выделяющегося при ядерной реакции в активной зоне реактора, к рабочему телу двигателя (турбины) в ЯЭУ осуществляется по одноконтурной (рис. 1.2), двухконтурной (рис. 1.3) и трехконтурной (рис. 1.4) тепловым схемам. Каждый контур представляет собой замкнутую систему. При установлении числа циркуляционных контуров определяющим является тип реактора, применяемый теплоноситель, его ядерно-физические свойства, степень радиоактивности и пригодность для использования в качестве рабочего тела в турбине.

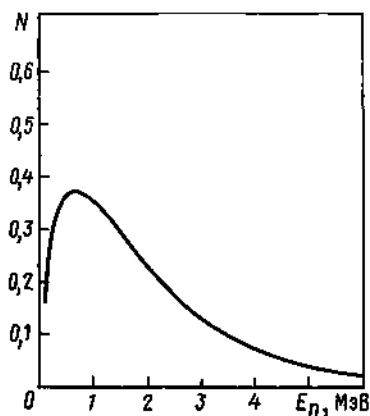
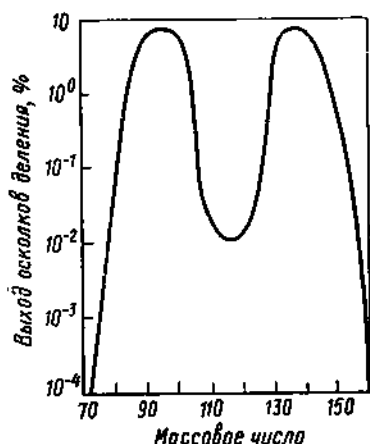
По одноконтурной схеме работают, например, кипящие корпусные (типа BWR) реакторы и РБМК. В канальном реакторе РБМК теплоноситель (вода) подводится снизу к каждому каналу, нагревается до кипения и частично испаряется в активной зоне. Образующаяся пароводяная смесь отводится от каждого канала в сепараторы. Насыщенный пар при давлении $70 \cdot 10^5$ Па направляется к двум турбинам мощностью по 500 тыс. кВт каждая, а отсепарированная вода, смешиваясь с питательной водой, подается главным циркуляционным насосом (ГЦН) на вход в каналы через систему разделительных коллекторов.

На рис. 1.5 показана принципиальная тепловая схема одноконтурной АЭС с ядерным перегревом пара (II блок БАЭС). Особенностью схемы является наличие пароперегревательных каналов.

По двухконтурной схеме работают реакторы с некипящей водой под давлением типа ВВЭР (PWR), а также тяжеловодные реакторы с некипящей тяжелой или природной водой в качестве теплоносителя. При двухконтурной схеме нагретый в реакторе теплоноситель поступает в парогенератор-теплообменник, где тепло посредством поверхностного подогрева передается от теплоносителя к рабочему телу (питательной воде) второго контура. Вода второго контура, нагреваясь в парогенераторе (ПГ), превращается в пар, который поступает в турбину. В первом контуре циркулирует теплоноситель, который последовательно проходит цепочку: реактор — ПГ — циркуляционный насос — реактор. Схема второго контура включает парогенераторную установку, турбогенератор в систему регенеративного подогрева воды.

Трехконтурными установками являются энергетические реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем в первом и втором контурах. В этих установках тепло от первичного теплоносителя передается другому теплоносителю (также жидкому металлу), являющемуся греющим для парогенераторной установки. Промежуточный теплообменник отделяет контур высокой радиоактивности от рабочего контура, а также локализует последствия аварии при случайном контакте натрия с водой.

Иногда применяются смешанные схемы, состоящие из одноконтурной и двухконтурной частей. Примером таких схем являются схемы производства пара на I блоках БАЭС и АЭС «Дрезден» (США).



Фиг. 1.6. Распределение выхода осколков в зависимости от массового числа при делении ^{235}U

Фиг. 1.7. Спектр нейтронов деления ^{235}U

Рассмотрение тепловых схем энергетических установок с различными ядерными реакторами показывает, что они существенным образом влияют на принципы проектирования системы контроля, регулирования и защиты собственно ядерного реактора, причем это влияние проявляется как в выборе программы регулирования, так и в организации аварийной защиты.

§ 1.2. ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ ЯДЕР

Общие сведения. При бомбардировке ядер урана нейтронами происходит деление ядер с освобождением значительной энергии. При каждом акте деления, вызванном одним нейтроном, испускается по два нейтрона и более. Следовательно, при определенных условиях процесс деления ядер урана может быть самоподдерживающимся и сопровождаться непрерывной генерацией тепловой энергии.

Ядра изотопов ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu могут делиться нейтронами любых энергий, тогда как ядра изотопов ^{232}Th и ^{238}U делятся только быстрыми нейтронами.

При делении ядра образуются два осколка с различными массами. Распределение по массовым числам для осколков ядра ^{235}U , бомбардируемого тепловыми нейтронами, изображено на рис. 1.6. В самом общем случае два осколка, образующиеся в одном акте деления, имеют неравные массы; наиболее вероятная масса тяжелого осколка примерно равна 139 а. е. м., легкого — около 95 а. е. м. Распределение осколков деления по массам удобно выражать в виде процентного выхода осколков с данной массой на один акт деления и строить как функцию массового числа осколка.

Образующиеся при делении осколки имеют в своем составе избыточные нейтроны по отношению к устойчивому состоянию ядра. Почти все нейтроны освобождаются мгновенно в момент деления (99,35% для ^{235}U). Такие нейтроны называют *мгновенными*. Спектр нейтронов деления ^{235}U показан на рис. 1.7. Остальные нейтроны испускаются осколками с задержкой в различные промежутки времени, эти нейтроны называют *запаздывающими*.

Нейтронный баланс. Главной частью изучения временного поведения плотности нейтронов в системах, где осуществляется цепная реакция деления, является рассмотрение нейтронного баланса, т. е. сравнение процессов, в результате которых нейтроны рождаются, с процессами, в результате которых они исчезают.

Важными параметрами при составлении нейтронного баланса являются: среднее число нейтронов $\bar{\nu}$, образующихся при одном акте деления, число нейтронов, рожденных на один захваченный в делящемся веществе нейтрон η , отношение сечения захвата в горючем к сечению деления α . Все три величины зависят от энергии нейтронов и от конкретных свойств делящегося вещества. Полное число нейтронов, которое поглощается в делящемся материале на один акт деления, составляет

$$[\sigma_f(F) + \sigma_c(F)] / \sigma_f(F) = 1 + \alpha(F), \quad (1.1)$$

где $\alpha(F)$ — отношение сечений захвата σ_c и деления σ_f в изотопе F . Величина η связана с $\bar{\nu}$ и α следующим соотношением:

$$\eta(F) = \bar{\nu}(F) / [1 + \alpha(F)]. \quad (1.2)$$

Значения $\bar{\nu}$ и η для деления ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu тепловыми нейтронами приведены в табл. 1.1.

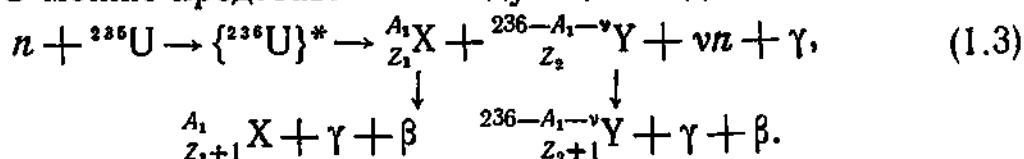
Ясно, что если величина $\eta \leq 1$, то самоподдерживающаяся ядерная цепная реакция не может осуществиться.

Таблица 1.1

Выход нейтронов при делении на тепловых нейтронах

Делящийся нуклид	$\bar{\nu}$	η
^{233}U	$2,49 \pm 0,03$	$2,31 \pm 0,03$
^{235}U	$2,43 \pm 0,02$	$2,08 \pm 0,02$
^{239}Pu	$2,87 \pm 0,04$	$2,03 \pm 0,03$

Для изучения баланса нейтронов в реакторе схему деления, например, ^{235}U можно представить в следующем виде:



Здесь символ $\{ \}^*$ указывает, что получившееся ядро находится в возбужденном состоянии; X, Y — осколки деления, верхний индекс указывает массовое число ядра, нижний индекс — заряд; величины γ и β характеризуют испускание мгновенных и запаздывающих γ -квантов и β -частиц соответственно; ν — количество испущенных нейтронов (включая запаздывающие нейтроны, испущенные осколками деления).

§ 1.3. ЭНЕРГИЯ ДЕЛЕНИЯ

Распределение энергии деления. Основную часть энергии, освобождающейся при делении ядер, составляет кинетическая энергия осколков деления. Кроме того, определенную часть энергии несут нейтроны, появившиеся в момент деления (мгновенные нейтроны), а также β - и γ -излучение, сопровождающее акт деления.

Распределение энергии между различными продуктами деления приведено в табл. 1.2.

В расчетах следует также учитывать энергию, выделяемую материалами, захватившими нейтроны, при γ -излучении. Эта энергия зависит от материала, в котором происходит поглощение нейтронов и составляет примерно 10 МэВ на один акт деления.

Средняя кинетическая энергия осколков деления от изменения энергии нейтронов деления существенно не изменяется.

Необходимо рассмотреть, как распределяется выделение энергии во времени. Энергия осколков деления, выделяющаяся мгновенно, передается горючему, а затем теплоносителю через оболочку тепловыделяющего элемента.

Энергия, выделяющаяся при β - и γ -излучении, распределяется во времени. Выделение энергии после акта деления представлено на рис. 1.8.

Как видно из рис. 1.8, после акта деления освобождение энергии происходит в течение длительного времени. Энергия захватного γ -излучения различными элементами активной зоны зависит от вида материала, захватившего нейтрон, времени работы реактора и времени, в течение которого реактор остановлен.

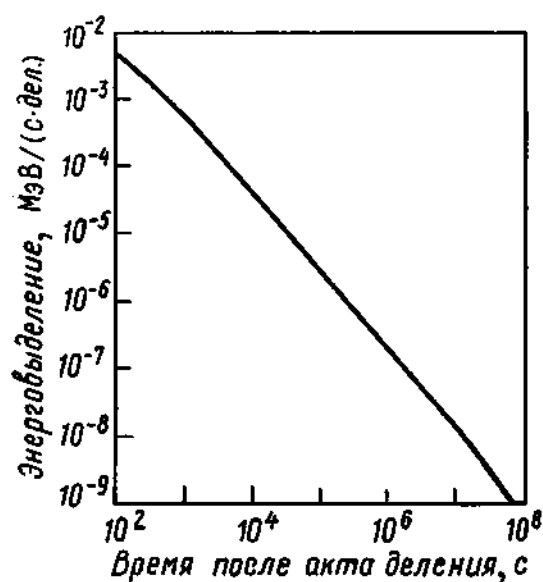


Рис. 1.8. Временная зависимость спада полного энергосвечения после деления ^{235}U

Характерной особенностью осколков деления является их радиоактивность. Образующиеся при делении ядра имеют слишком большое значение отношения числа нейтронов к числу протонов, чтобы быть устойчивыми. Непосредственные продукты распада

Таблица 1.2

Энергия, выделяющаяся при делении нуклидов ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu , МэВ

Продукты деления	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
Легкие осколки	$99,9 \pm 1$	$99,8 \pm 1$	$101,8 \pm 1$
Тяжелые осколки	$67,9 \pm 0,7$	$68,4 \pm 0,7$	$73,2 \pm 0,7$
Нейтроны деления	5,0	4,8	5,8
Мгновенные γ -кванты	7	7,5	7
β -Частицы, испускаемые продуктами деления	8	7,8	8
γ -Излучение продуктов деления	4,2	6,8	6,2
Полная энергия, выделяющаяся в результате одного акта деления	192	195	202

также бывают радиоактивными. Около 5% всей энергии, получающейся при делении ^{235}U , выделяется в течение продолжительного времени в виде β - и γ -излучения в процессе радиоактивного распада ядер продуктов деления.

Из изложенного ясно, что имеют место принципиально различные режимы выделения мощности, когда в реакторе протекает цепная реакция и когда реактор остановлен.

Мощность реактора. Рассмотрим энерговыделение при работе реактора на уровне тепловой мощности Q . Общее количество делений в реакторе в течение 1 с составляет

$$A = n \nu N \sigma_f V = \phi \Sigma_f V, \quad (1.4)$$

где n — средняя плотность нейтронов, т. е. среднее число нейтронов в 1 см^3 ; ν — средняя скорость нейтронов, см/с; $\phi = n \nu$ — средняя плотность потока нейтронов, нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$); σ_f — микроскопическое сечение деления ядерного горючего; N — число ядер делящегося изотопа в 1 см^3 ; V — объем активной зоны реактора, см^3 ; $\Sigma_f = N \sigma_f$ — макроскопическое сечение деления, см^2 .

Зная, что при делении каждого ядра ^{235}U выделяется около 190 МэВ тепловой энергии (или $190 \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} \approx 3,0 \cdot 10^{-11}$ Дж), можно определить мощность реактора (в Вт):

$$Q = 3,0 \cdot 10^{-11} \cdot A = 3 \cdot 10^{-11} \phi \Sigma_f V. \quad (1.5)$$

Удобно выражать мощность реактора через массу ^{235}U в реакторе g . Учитывая, что число ядер ^{235}U в реакторе есть $NV = g 6,02 \times 10^{23} / 235$, получаем

$$Q = 3 \cdot 10^{-11} (g 6,02 \cdot 10^{23} / 235) \phi \sigma_f.$$

Микроскопическое сечение деления ^{235}U тепловыми нейтронами $\sigma_f = 582 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$. Подставляя значения NV и σ_f в формулу (1.5), получаем (в Вт)

$$Q = 3 \cdot 10^{-11} \frac{g_{6,02} \cdot 10^{23}}{235} \varphi 582 \cdot 10^{-24} = 4,5 \cdot 10^{-11} g \varphi, \quad (1.6)$$

где значения g даны в граммах.

Из выражения (1.6) видно, что энергия, выделяющаяся в активной зоне реактора, пропорциональна плотности потока нейтронов. Поэтому для контроля и управления мощностью реактора можно контролировать плотность потока нейтронов φ или плотность нейтронов n . Поскольку энергия в реакторе выделяется в виде тепла, измерение можно вести и непосредственно в единицах тепловой мощности. Для этой цели необходимо контролировать температуру теплоносителя на входе в реактор и выходе из него, а также расход теплоносителя. Такой метод контроля имеет, однако, два существенных недостатка, которые необходимо учитывать при его использовании. Первый — большая тепловая инерция системы контроля по сравнению со скоростью изменения процессов деления. Второй заключается в том, что при малых уровнях мощности разность между входной и выходной температурами теплоносителя мала и, следовательно, погрешность в измерениях будет недопустимо велика. Следует также отметить, что этот метод контроля неприменим для кипящих реакторов.

Энерговыделение в остановленном реакторе. При длительной работе реактора на постоянной мощности устанавливается стабильный уровень ионизирующего излучения, характеризующийся равновесием процессов нарастания концентрации ядер-излучателей и их радиоактивного распада.

Если цепная реакция деления прекращена, т. е. поток нейтронов практически равен нулю, энерговыделение в реакторе в течение продолжительного времени остается значительным. Это энерговыделение определяется радиоактивным распадом продуктов деления.

После остановки реактора регулировать энерговыделение невозможно, так как процесс радиоактивного распада ядер определяется их постоянными распада.

Для времени t в интервале от 1 до 10^5 с после акта деления временные зависимости энергии β - и γ -распадов продуктов деления (МэВ) приблизительно таковы:

$$\left. \begin{aligned} E_{\beta}(t) &\sim 1,4 t^{-1,2}; \\ E_{\gamma}(t) &\sim 1,2 t^{-1,2}. \end{aligned} \right\} \quad (1.7)$$

Для времени после остановки реактора $t > 10^4$ с изменение остаточной мощности реактора Q продуктов деления (МэВ/с) описывается соотношением

$$Q(t) \approx 6,62 \cdot 10^{-2} Q_0 t^{-0,2}, \quad (1.8)$$

где Q — мощность реактора перед остановкой, Вт.

§ 1.4. КРИТИЧНОСТЬ И КОЭФФИЦИЕНТ РАЗМНОЖЕНИЯ

Условие критичности реактора. Для того чтобы выделение энергии протекало непрерывно, необходимо обеспечить условия самоподдерживающейся цепной реакции.

В реакторе, конечно, не все нейтроны захватываются ядрами делящихся изотопов. Часть нейтронов вылетает из системы, ввиду ее ограниченных размеров, а часть захватывается ядрами неделящихся изотопов, входящих в состав активной зоны (теплоноситель, замедлитель, ядра, входящие в композицию твэлов, средства регулирования и конструкционные материалы активной зоны).

Условием для стационарной самоподдерживающейся цепной реакции деления является то, чтобы на каждый нейтрон, вызвавший деление ядра, образовался новый нейтрон, снова вызывающий деление ядра горючего.

Ниже рассматривается упрощенная *точечная модель реактора* в однокрупном приближении. Эта модель весьма идеализирована, однако с ее помощью можно понять природу цепной реакции и объяснить некоторые основные свойства всех реакторов. В принятой модели предполагается, что все нейтроны в среде рождаются и поглощаются в одной точке и имеют одинаковую скорость. Поэтому из рассмотрения исключается пространственная зависимость плотности нейтронов.

В таком реакторе можно записать условие баланса для плотности нейтронов в единичном объеме

$$dn/dt = v\Sigma_f vn - \Sigma_a vn, \quad (1.9)$$

где v — число нейтронов, выделяющихся на один акт деления; Σ_a — полное макроскопическое сечение поглощения среды в реакторной системе.

Если плотность нейтронов сохраняется постоянной во времени, то $dn/dt=0$, из уравнения (1.9) следует:

$$v\Sigma_f/\Sigma_a = 1. \quad (1.10)$$

Уравнение (1.10) является условием критичности для реактора в принятом приближении. Реактор, отвечающий этому условию, называют *критическим*.

Коэффициент размножения. Если равенство (1.10) не выполняется, то имеет место изменение плотности нейтронов во времени. Для характеристики состояния происходящей в реакторе цепной реакции введен *коэффициент размножения* k . Этот коэффициент можно определять как отношение плотности нейтронов данного поколения к плотности нейтронов поколения, ему непосредственно предшествующего, т. е.

$$k = n_i/n_{i-1}.$$

Если $k=1$, то количества нейтронов, исчезающих и рождающихся в единицу времени, равны. В этом случае мощность реактора

сохраняется постоянной, а реактор находится в *критическом состоянии*.

Если $k > 1$, то имеет место увеличение плотности нейтронов, а следовательно, и мощности реактора. Такое состояние реактора называют *надкритическим*.

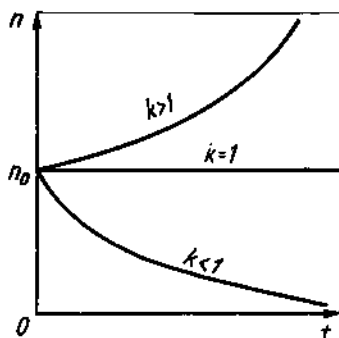


Рис. 1.9. Зависимость плотности нейтронов от времени при различных значениях коэффициента размножения k

Если $k < 1$, имеет место непрерывное снижение плотности нейтронов, а также и мощности реактора. В конечном счете происходит полное прекращение цепной реакции. Такое состояние реактора называют *подкритическим*. Таким образом, если иметь средства, позволяющие изменять коэффициент размножения, то можно обеспечить управление реактором. Поддерживая $k = 1$, обеспечивают постоянство уровня мощности. Изменяя k , можно изменять уровень мощности до необходимых значений и, восстановив k на новом уровне до единицы, обеспечить стабилизацию процесса.

В принятой модели реактора

$$k = v \Sigma_f / \Sigma_a. \quad (1.11)$$

Решение уравнения (1.9) будет

$$n(t) = n_0 \exp [(k-1) v \Sigma_a t], \quad (1.12)$$

где n_0 — стационарная плотность нейтронов до момента времени $t=0$ при $k=1$.

Введем величину $1/(v \Sigma_a) = \lambda_a / v$, где λ_a — средний полный путь, который проходит нейтрон от точки рождения до точки поглощения (длина поглощения). Введенная величина определяет среднее *время жизни нейтронов* в реакторе l . Таким образом,

$$n(t) = n_0 \exp [(k-1) t / l].$$

Следовательно, плотность нейтронов экспоненциально возрастает с течением времени, если $k > 1$, а если $k < 1$, то падает по экспоненте. Рост плотности нейтронов означает увеличение делений и, следовательно, повышение мощности реактора.

Следует отметить, что все нейтроны в модели реактора приняты мгновенными. Влияние запаздывающих нейтронов на кинетику реактора рассматривается в следующих разделах.

Изменения плотности нейтронов во времени при различных значениях коэффициента размножения показаны на рис. 1.9. Таким образом, регулирование уровня мощности реактора осуществляется изменением коэффициента размножения, как это показано на рис. 1.10, 1.11.

Для реакторов бесконечных размеров коэффициент размножения k_{∞} определяется свойствами материалов и композицией их в активной зоне. Этот коэффициент может быть представлен в виде четырех сомножителей:

$$k_{\infty} = \varepsilon p \eta f, \quad (1.12a)$$

где ε — коэффициент размножения на быстрых нейтронах; p — вероятность избежать резонансного захвата; f — коэффициент теплового использования; η — число быстрых нейтронов, произведенных на каждый тепловой нейтрон, поглощенный в горючем.

Для того чтобы реактор конечных размеров был критичен, необходимо учитывать утечку нейтронов из системы. Если обозначить p_y вероятность избежать утечку нейтронов из реактора конечных размеров, то коэффициент размножения в нем будет равен

$$k_{эф} = k_{\infty} p_y.$$

Величину $k_{эф}$ называют *эффективным коэффициентом размножения* реактора конечных размеров. При $k_{эф} = 1$ имеет место постоянство плотности нейтронов, т. е. количества исчезающих и

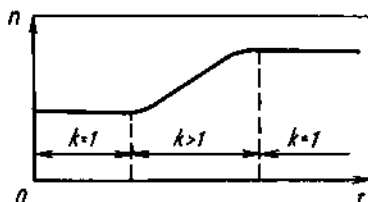
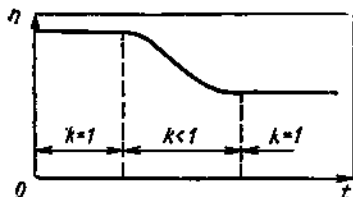


Рис. 1.10. Изменение плотности нейтронов при переводе реактора на более низкий уровень мощности

Рис. 1.11. Изменение плотности нейтронов при переводе реактора на более высокий уровень мощности

образующихся нейтронов равны. При отклонении $k_{эф}$ от единицы будет иметь место нарушение этого баланса, причем изменение количества нейтронов в новом поколении по отношению к нейтронам предыдущего поколения будет равно

$$(k_{эф} - 1) n_0 = n_1 - n_0.$$

Следовательно, если в реакторе имеется n нейтронов в 1 см³, то за время, равное среднему времени жизни нейтронов в нем, будет происходить изменение плотности нейтронов на величину

$$\Delta n = (k_{эф} - 1) n.$$

Если среднее время жизни нейтронов равно l , то скорость изменения плотности нейтронов составит

$$dn/dt = (k_{эф} - 1) n / l = \delta k n / l, \quad (1.13)$$

где δk — отклонение эффективного коэффициента размножения от его стационарного значения $k_{эф} = 1$, соответствующего критическо-

му состоянию реактора, называемое *избыточным коэффициентом размножения*. Следует отметить, что из-за влияния утечки среднее время жизни нейтронов в реакторе конечных размеров несколько меньше, чем в бесконечном реакторе.

Для определения плотности нейтронов в любой момент времени после скачкообразного изменения $k_{эф}$ от 1 до $1+\delta k$ уравнение (1.13) нужно проинтегрировать, учитывая начальные условия при $t=0$; $n=n_0$; $dn/dt=0$. Тогда получим

$$n(t) = n_0 \exp(\delta k t / l). \quad (1.14)$$

Уравнение (1.14) показывает, что при $\delta k > 0$ плотность нейтронов возрастает экспоненциально, при $\delta k = 0$ остается постоянной, а при $\delta k < 0$ убывает по экспоненте. Чем длительнее время, в течение которого $\delta k > 0$, тем больше скорость нарастания n . При увеличении скачка δk скорость нарастания n также увеличивается. Увеличивается она и при уменьшении времени жизни нейтронов l .

Величину δk можно изменять средствами управления. Что касается среднего времени жизни нейтронов, то оно определяется в основном композицией материалов активной зоны реактора и практически не регулируется.

§ 1.5. ПЕРИОД РЕАКТОРА

Время, в течение которого мощность реактора возрастает в e раз, называют *периодом реактора* и обозначают T . Период можно определить из уравнения (1.14). Из условия определения периода

$$t = T \text{ при } n(t)/n = e \text{ следует: } \delta k T / l = 1, \text{ откуда } T = l / (\delta k).$$

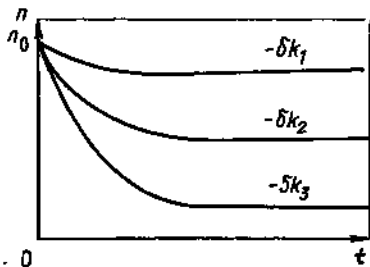


Рис. 1.12. Зависимость плотности нейтронов от времени при разных значениях подкритичности δk ($|\delta k_3| > |\delta k_2| > |\delta k_1|$)

В случае $T > 0$ мощность реактора должна неограниченно возрастать. При $T < 0$ мощность реактора падает. Рассмотрим, какая плотность нейтронов в этом случае установится. Предположим, что в системе имеется искусственный источник нейтронов интенсивности S нейтр./ $(\text{см}^3 \cdot \text{с})$ и коэффициент размножения меньше единицы ($\delta k < 0$), тогда можно написать:

$$dn/dt = (k_{эф} - 1)n/l + S. \quad (1.15)$$

С течением времени изменение плотности нейтронов прекращается, т. е.

$$(k_{эф} - 1)n/l + S = 0,$$

тогда

$$n = -Sl / (k_{эф} - 1),$$

$$n=SI/(1-k_{эф}). \quad (1.16)$$

Чем больше модуль величины δk , тем меньше плотность нейтронов в подкритическом реакторе (рис. 1.12). Таким образом, реактор будет вести себя как размножитель нейтронов с коэффициентом размножения, равным $1/|\delta k| \equiv 1/(1-k_{эф})$. Величину $(1-k_{эф})$ называют *подкритичностью* реактора.

§ 1.6. ЗАПАЗДЫВАЮЩИЕ НЕЙТРОНЫ

Характеристики запаздывающих нейтронов. Основное количество нейтронов при делении ядер испускается мгновенно, т. е. за время порядка 10^{-14} с. Эти нейтроны, называемые *мгновенными*, обладают кинетической энергией около 1 МэВ и в дальнейшем, если процесс деления идет в основном на тепловых или промежуточных нейтронах, происходит их замедление и диффузия.

Время замедления имеет порядок 10^{-4} — 10^{-5} с, а процесс диффузии тепловых нейтронов протекает за время около 10^{-3} с. Среднее время жизни нейтронов в реакторах с графитовым или тяжеловодным замедлителем составляет около 10^{-3} с, в реакторах с обычной водой — приблизительно 10^{-4} с, а в реакторах на быстрых нейтронах — в пределах 10^{-7} — 10^{-8} с.

Кроме мгновенных нейтронов деления, небольшое количество их испускается дочерними ядрами от первоначальных осколков деления в результате радиоактивного распада ядер. Эти нейтроны вылетают из ядер, получающихся в результате распада некоторых типов осколков деления, поэтому время их выхода определяется периодом распада этих ядер. Такие нейтроны называют *запаздывающими* нейтронами.

Время выделения, а также доля запаздывающих нейтронов в общем балансе нейтронов приведены в табл. 1.3. Как видно из таблицы, запаздывающие нейтроны можно представить в виде шести групп. Следует отметить, что представление запаздывающих нейтронов шестью группами может рассматриваться как искусственное в том смысле, что периодов существует значительно больше;

Таблица 1.3

Периоды полураспада, постоянные распада и выходы запаздывающих нейтронов при делении ^{235}U

Номер группы	$T_{1/2}, \text{ с}$	$\lambda_i, \text{ с}^{-1}$	β_i/β	$n_{ai}/\beta, 10^{-2}$
1	55,72	0,0124	0,033	0,052
2	22,72	0,0305	0,219	0,346
3	6,22	0,1110	0,196	0,310
4	2,30	0,301	0,395	0,624
5	0,61	1,130	0,115	0,182
6	0,23	3,0000	0,042	0,066

однако, опыт показывает, что шесть групп обеспечивают оптимальное представление для расчетов кинетики реакторов.

Группы запаздывающих нейтронов характеризуются временем полураспада или временем жизни предшественника и выходом запаздывающих нейтронов на каждый акт деления или на каждый образовавшийся при делении ядра нейтрон (доля запаздывающих нейтронов).

Если λ_i — постоянная распада предшественника i -й группы, то время жизни — величина, обратная постоянной времени: $\tau_i = 1/\lambda_i$. Время жизни можно определить также, как время, в течение которого количество ядер-излучателей запаздывающих нейтронов уменьшается в e раз.

Период полураспада ядер излучателя равен $T_{1/2_i} = 0,693/\lambda_i = \ln 2/\lambda_i$.

Долю запаздывающих нейтронов относительно полного выхода мгновенных нейтронов для каждой группы обозначают β_i , а общая доля всех групп

$$\beta = \sum_{i=1}^N \beta_i, \quad (1.17)$$

где N — число групп запаздывающих нейтронов.

Запаздывающие нейтроны в общем балансе нейтронов составляют незначительную долю и, следовательно, их вкладом в оценку энергии деления можно пренебречь.

Роль запаздывающих нейтронов. Наличие запаздывающих нейтронов несущественно и для стационарного состояния реактора. В этом случае имеет место равновесное состояние, при котором

$$n_3 = \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i, \quad (1.18)$$

где n_3 — число запаздывающих нейтронов, образующихся в единицу времени; N — число групп запаздывающих нейтронов; C_i —

концентрация ядер-излучателей нейтронов i -й группы; λ_i — постоянная распада ядра-излучателя i -й группы запаздывающих нейтронов.

В табл. 1.4 приведены абсолютные полные выходы запаздывающих нейтронов и значений β для различных делящихся изотопов на тепловых нейтронах.

Средняя энергия запаздывающих нейтронов меньше средней энергии мгновенных нейтронов и для ^{235}U состав-

Таблица 1.4

Доли запаздывающих нейтронов

Нуклид	n_3/F	$\bar{\nu}$	β
^{239}Pu	0,0061	2,87	0,0021
^{233}U	0,0066	2,49	0,0026
^{235}U	0,0158	2,43	0,0065

Обозначения: F — полное число делений; n_3/F — количество запаздывающих нейтронов на одно деление; $\bar{\nu}$ — среднее полное число нейтронов на одно деление; β — доля запаздывающих нейтронов по отношению к полному числу нейтронов; $\beta = n_3/(F\bar{\nu})$.

ляет примерно 0,5 МэВ. Следовательно, вероятность утечки и поглощения для запаздывающих нейтронов в процессе замедления будет иная, чем для мгновенных, и в любой системе, где происходит цепная реакция, эффективность запаздывающих нейтронов отличается от эффективности мгновенных нейтронов. Поэтому вводится понятие эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}} = \gamma\beta$, где γ — эффективность запаздывающих нейтронов. Практически для всех реакторов $\gamma > 1$. Для энергетических реакторов с большими активными зонами с хорошим приближением можно считать $\gamma = 1$. Аналогично эффективность запаздывающих нейтронов для отдельной группы может быть принята равной 1, т. е. $\gamma = \gamma_i = 1$. Поэтому в дальнейшем изложении там, где это не оговорено особо, под величиной β понимается эффективная доля запаздывающих нейтронов.

При нестационарных процессах изменения мощности реактора и плотности нейтронов в его активной зоне роль запаздывающих нейтронов становится весьма существенной.

Сравним времена жизни мгновенных и запаздывающих нейтронов. Для упрощения представим все запаздывающие нейтроны одной эквивалентной группой. Свойства этой группы определяются константой распада λ , а доля всех запаздывающих нейтронов — величиной β . Для ^{235}U положим $\beta = 0,0065$. Величина λ определяется выражением $\beta/\lambda = \sum_{i=1}^N \beta_i/\lambda_i$.

Используя данные табл. 1.4, получаем $\lambda = 0,072 \text{ с}^{-1}$, среднее время жизни эквивалентной группы запаздывающих нейтронов $\tau = 13,8 \text{ с}$.

Таким образом, мгновенные нейтроны, относительное число которых составляет $(1-\beta)$, имеют время жизни l , равное 10^{-3} — 10^{-5} с для реакторов на тепловых нейтронах, в то время как запаздывающие нейтроны имеют время жизни, равное l плюс среднее время запаздывания до своего появления в системе, т. е. $\tau \approx 10 \text{ с}$. В связи с таким резким отличием времени жизни запаздывающих нейтронов от времени жизни мгновенных нейтронов кинетика любой системы с цепной реакцией деления при $-\beta \leq \delta k \leq \beta$ определяется преимущественно запаздывающими нейтронами. Роль запаздывающих нейтронов в кинетике реакторов рассмотрена в последующих разделах.

§ 1.7. ХАРАКТЕРИСТИКИ ФОТОНЕЙТРОНОВ, ОБУСЛОВЛЕННЫХ γ -ИЗЛУЧЕНИЕМ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Общие сведения. В реакторах, в активной зоне которых содержится тяжелая вода или бериллий, происходит процесс образования нейтронов под действием γ -излучения. Такие нейтроны получили название *фотонейтронов*.

Периоды испускания фотонейтронов, определяемые периодами ядер-излучателей γ -квантов продуктов деления, значительно боль-

ше, чем периоды запаздывающих нейтронов. Фотонейтроны после остановки реактора могут создавать в течение длительного времени значительный фон, что используется для контроля подкритического состояния реактора.

γ -Квант выбивает из ядра нейтрон, если его энергия превосходит энергию связи нейтрона в ядре. У большинства ядер эта энергия превышает 6 МэВ. Только в четырех случаях порог достаточно низок, чтобы представлять практический интерес для физики реакторов, а именно:

$$E_{\text{пор}}(^2\text{D}) = (2,226 \pm 0,003) \text{ МэВ}; \quad E_{\text{пор}}(^6\text{Li}) = (5,35 \pm 0,2) \text{ МэВ};$$

$$E_{\text{пор}}(^9\text{Be}) = (1,666 \pm 0,002) \text{ МэВ}; \quad E_{\text{пор}}(^{13}\text{C}) = (4,92 \pm 0,2) \text{ МэВ}.$$

Практически для кинетики реакторов важны только реакции $\text{D}_2\text{O}(\gamma, n)$ и $^9\text{Be}(\gamma, n)$.

Периоды фотонейтронных групп, обусловленных взаимодействием γ -квантов продуктов деления ^{235}U с тяжелой водой, лежат в диапазоне от 2,5 с до нескольких дней.

Фотонейтроны можно рассматривать как дополнительные запаздывающие нейтроны с эффективными долями групп $\gamma_i \beta_i$.

Характеристики фотонейтронов. В табл. 1.5 приводятся константы групп фотонейтронов, β_i представляет собой отношение выходов фотонейтронов на деление к полному числу нейтронов ν , испускаемых при делении ^{235}U тепловыми нейтронами, $\lambda_i = \ln 2/T_{1/2}$ — постоянная распада для i -й группы.

Таблица 1.5

Групповые константы фотонейтронов для реакции $\text{D}_2\text{O}(\gamma, n)$, обусловленной γ -излучением ^{235}U

Номер группы	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	$\beta_i, 10^{-1}$	Номер группы	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	$\beta_i, 10^{-6}$
1	$6,26 \cdot 10^{-7}$	0,05	6	$1,50 \cdot 10^{-3}$	3,36
2	$3,63 \cdot 10^{-6}$	0,103	7	$4,81 \cdot 10^{-3}$	7,00
3	$4,37 \cdot 10^{-5}$	0,323	8	$1,69 \cdot 10^{-2}$	20,4
4	$1,17 \cdot 10^{-4}$	2,34	9	$2,77 \cdot 10^{-1}$	65,1
5	$4,28 \cdot 10^{-4}$	2,07			

Средний период полураспада для фотонейтронов в реакции $\text{D}_2\text{O}(\gamma, n)$ равен 16,7 мин.

Характеристики фотонейтронов реакции $^9\text{Be}(\gamma, n)$ приведены в табл. 1.6. Как и при анализе характеристик обычных запаздывающих нейтронов, здесь установлено минимальное число групп запаздывающих фотонейтронов, с помощью которых можно удовлетворительно описать кинетику реактора в широком диапазоне изменения времени.

Групповые константы запаздывающих фотонейтронов реакции ${}^9\text{Be}(\gamma, n)$, обусловленной γ -излучением продуктов деления ${}^{235}\text{U}$

Номер группы	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	$\beta_i, 10^6$	Номер группы	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	$\beta_i, 10^6$
1	$6,24 \cdot 10^{-7}$	0,057	6	$7,42 \cdot 10^{-4}$	3,68
2	$2,48 \cdot 10^{-6}$	0,038	7	$3,60 \cdot 10^{-3}$	1,85
3	$1,59 \cdot 10^{-5}$	0,260	8	$8,85 \cdot 10^{-2}$	3,66
4	$6,20 \cdot 10^{-5}$	3,20	9	$2,26 \cdot 10^{-2}$	2,07
5	$2,67 \cdot 10^{-4}$	0,36			

Средний период полураспада для фотонейтронов в реакции ${}^9\text{Be}(\gamma, n)$ равен 2,31 ч. Следует учитывать, что на величину β , существенное влияние оказывает конструкция реактора.

§ 1.8. ОСНОВНЫЕ УРАВНЕНИЯ КИНЕТИКИ РЕАКТОРА

Нейтронный баланс с учетом запаздывающих нейтронов. Учет запаздывающих нейтронов приводит к следующему балансу нейтронов в реакторе в одnogрупповом приближении.

Скорость изменения плотности нейтронов в 1 см^3 равна скорости образования мгновенных нейтронов в 1 см^3 плюс скорость образования запаздывающих нейтронов в 1 см^3 плюс интенсивность внешнего источника нейтронов в 1 см^3 .

Учитывая, что коэффициент размножения k можно представить в виде суммы $k = k(1 - \beta) + k\beta$, где $k(1 - \beta)$ — коэффициент размножения на мгновенных нейтронах; $k\beta$ — коэффициент размножения на запаздывающих нейтронах, уравнение баланса плотности нейтронов в элементарном объеме с учетом N групп запаздывающих нейтронов будет

$$dn/dt = (n/l)[k(1 - \beta) - 1] + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i + S, \quad (1.19)$$

где C_i — плотность предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы (ядер/см³); число групп $N=6$ (см. табл. 1.3).

Скорость изменения плотности предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы равна скорости производства предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы минус скорость распада предшественников запаздывающих нейтронов этой же группы. Учитывая, что коэффициент размножения на запаздывающих нейтронах для i -й группы равен $k\beta_i$, получаем

$$dC_i/dt = k\beta_i n/l - \lambda_i C_i. \quad (1.20)$$

Уравнения (1.19) и (1.20) не содержат зависимости от пространственных координат, поэтому их иногда называют *уравнениями кинетики точечного реактора*. Однако они достаточно хорошо описывают временное поведение плотности нейтронов в большинстве

ядерных систем. Поэтому уравнения (1.19) и (1.20) — основные уравнения кинетики реактора. Они являются определяющими для проектирования систем контроля и управления реакторами.

Отметим, что при анализе кинетики реального реактора в уравнениях (1.19) и (1.20) величину k следует рассматривать как эффективный коэффициент размножения.

Если реактор критический и работает на постоянном уровне мощности до момента времени $t=0$ при $S=0$, то $k=1$; $n=n_0$; $C_i=C_{i0}$; $(dn/dt)|_{t=0}=0$; $(dC_i/dt)|_{t=0}=0$, где индекс «0» означает начальный момент времени.

Подставив эти значения в уравнения (1.19) и (1.20), получим

$$0 = -\lambda_i C_{i0} + \beta_i n_0 / l, \quad (1^*)$$

$$0 = (n_0 / l) (-\beta) + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_{i0}. \quad (2^*)$$

Из уравнения (1*) получаем $C_{i0} = \beta_i n_0 / (l \lambda_i)$.

Подстановка C_{i0} в уравнение (2*) дает тождество, что подтверждает правильность определений, заложенных в зависимостях (1.19) и (1.20).

Решение уравнений кинетики для скачка δk . Решим теперь систему уравнений (1.19), (1.20) для случая скачкообразного изменения от $k=1$ до $k=1+\delta k$ в момент времени $t=0$. Считаем, что внешние источники отсутствуют, т. е. $S=0$.

Будем искать решения уравнений (1.19) и (1.20) в следующем виде:

$$n = a \exp(\omega t); \quad (1.21)$$

$$C_i = b \exp(\omega t). \quad (1.22)$$

Производными от решений будут

$$dn/dt = a \omega \exp(\omega t) = \omega n; \quad (1.23)$$

$$dC_i/dt = b \omega \exp(\omega t) = \omega C_i. \quad (1.24)$$

Подставив эти величины в уравнения (1.19) и (1.20), получим

$$\omega C_i = -\lambda_i C_i + k \beta_i n / l, \quad (1.25)$$

$$\omega n = (n/l) (\delta k - k \beta) + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i, \quad (1.26)$$

где $\delta k = k - 1$.

Решим уравнение (1.25) относительно C_i :

$$C_i = k \beta_i n / [l(\omega + \lambda_i)]. \quad (1.27)$$

Подставим значение C_l из уравнения (1.27) в уравнение (1.26):

$$\omega n = \frac{n}{l} (\delta k - k\beta) + \sum_{i=1}^N \lambda_i \frac{k\beta_i n}{l(\omega + \lambda_i)};$$

$$\omega l = (\delta k - k\beta) + k \sum_{i=1}^N \frac{\lambda_i \beta_i}{(\omega + \lambda_i)},$$

или
$$\frac{\delta k}{k} = \frac{\omega l}{k} - \sum_{i=1}^N \left(\frac{\lambda_i \beta_i}{\omega + \lambda_i} - \beta_i \right).$$

При этом учтем, что $\beta = \sum_{i=1}^N \beta_i$. Получим

$$\frac{\delta k}{k} = \frac{\omega l}{k} - \sum_{i=1}^N \left(\frac{\lambda_i \beta_i}{\omega + \lambda_i} - \beta_i \right) = \frac{\omega l}{k} + \sum_{i=1}^N \frac{\omega \beta_i}{\omega + \lambda_i}. \quad (1.28)$$

Введем новую величину ρ , называемую *реактивностью*

$$\rho = (k - 1) / k = \delta k / k. \quad (1.29)$$

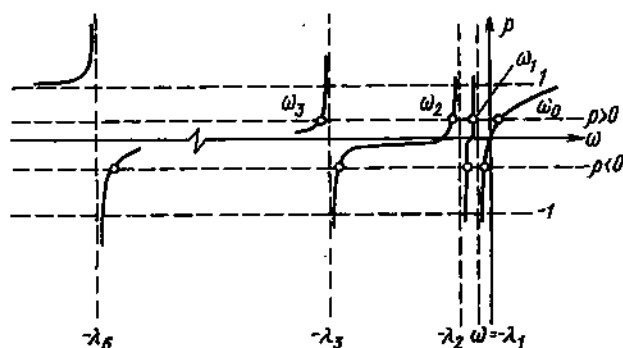


Рис. 1.13. Зависимость ρ от ω

Напомним, что здесь k — эффективный коэффициент размножения.

Вместо (1.28) можно записать

$$\rho = \omega l / k + \sum_{i=1}^N \beta_i \omega / (\omega + \lambda_i). \quad (1.30)$$

Для вычислений удобно это выражение преобразовать, используя зависимость, выраженную уравнением (1.29) в виде

$k=1/(1-\rho)$, тогда

$$\rho = \frac{l\omega}{l\omega + 1} + \frac{1}{l\omega + 1} \sum_{i=1}^N \frac{\omega \beta_i}{\omega + \lambda_i}. \quad (1.31)$$

Уравнение (1.31), называемое иногда уравнением «обратных часов», представляет собой характеристическое уравнение для системы (1.19), (1.20). Решая его относительно ω , можно найти все корни или значения ω_i , удовлетворяющие указанной системе. Это уравнение $[N+1]$ степени относительно ω при заданном значении ρ . Для заданного ρ , положительного или отрицательного, имеется $N+1$ решение уравнения (1.31), где N — число групп запаздывающих нейтронов.

Для оценки общего характера решений построим график зависимости ρ от ω (рис. 1.13). Из приведенного графика видно, что при положительном значении ρ существует $N+1$ корень, из которых один положительный и остальные (N) — отрицательные. В соответствии с (1.21) изменение плотности нейтронов будет иметь вид

$$n(t) = \sum_{i=0}^N A_i \exp(\omega_i t). \quad (1.32)$$

При отрицательном значении ρ все $N+1$ корень — отрицательные.

При положительном скачке δk все члены, кроме первого, быстро убывают, и развитие процесса происходит по закону, выраженному первым членом уравнения (1.32), т. е. $n(t)$ будет экспоненциально возрасть

$$n(t) = A_0 \exp(\omega_0 t). \quad (1.33)$$

Положим

$$\omega_0 = 1/T, \quad (1.34)$$

тогда

$$n(t) = A_0 \exp(t/T). \quad (1.35)$$

Величину T можно рассматривать как период разгона реактора по истечении времени, после которого члены с отрицательными экспонентами становятся пренебрежимо малыми. Величину T называют *установившимся периодом реактора*. Величины $1/\omega_1$; $1/\omega_2$; ...; $1/\omega_N$ называют *переходными периодами*.

Численные решения уравнения (1.31) показаны на рис. 1.14, где установившийся период $T \equiv \omega_0^{-1}$ и шесть переходных периодов $T_i = \omega_i^{-1}$ представлены в виде графиков зависимости от реактивности, выраженной в долях β , для системы с ^{235}U .

Как отмечалось выше, для подкритической системы все семь периодов имеют отрицательные значения. В предельном случае, соответствующем большой отрицательной реактивности, шесть из них приближаются по абсолютному значению к периодам запаз-

дывающих нейтронов τ_i . По истечении времени, после которого члены с большими по абсолютному значению отрицательными экспонентами становятся пренебрежимо малыми, изменение плотности нейтронов дается выражением.

$$n(t) = A \exp(-t/\tau_1), \quad (1.36)$$

где τ_1 — наибольший период полураспада из всех групп предшествующих запаздывающих нейтронов.

При небольших значениях отрицательной реактивности ($|\rho| \ll 0,3\beta$) спад плотности нейтронов по истечении времени, после которого все члены с большими отрицательными экспонентами становятся пренебрежимо малыми, характеризуется установившимся периодом $T \equiv 1/\omega_0$, зависящим от введенной отрицательной реактивности.

Верхняя правая часть рис. 1.14 выражает известное соотношение, определяющее зависимость установившегося положительного периода от реактивности. Видно, что при $\rho \ll 0,3\beta$ период практически не зависит от времени жизни мгновенных нейтронов. Поэтому можно сказать, что в обычных условиях ($T \geq 20$ с) кинетика реактора определяется главным образом периодами и относительными выходами групп запаздывающих нейтронов.

Единицы реактивности.

Реактивность в действительности — величина безразмерная, но в уравнении (1.31) она измеряется иногда в «обратных часах». Обратный час — единица, специфичная для данного реактора, — такое количество реактивности, введение которого в реактор дает установившийся период, равный 1 ч. Для реактора с топливом из урана-235 эта реактивность равна $2,4 \times 10^{-5}$.

Как видно из формулы (1.31), измерив установившийся период, можно получить реактивность в долях β . Поэтому реактивность часто выражают в эффективных долях запаздывающих нейтронов. В американской литературе реактивность, равную β , назы-

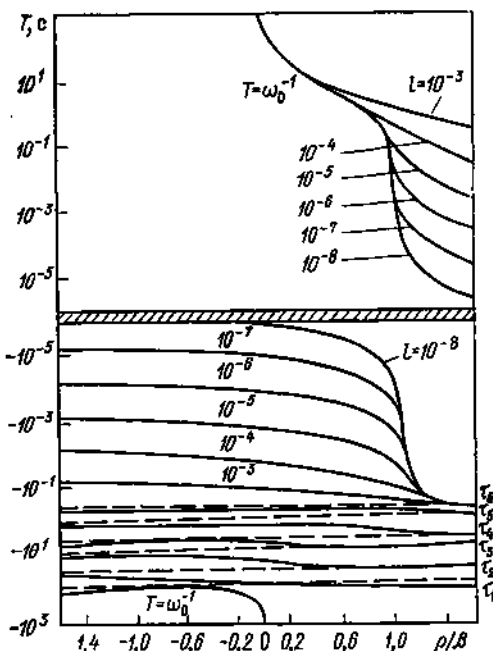


Рис. 1.14. Зависимость установившегося периода и переходных периодов от реактивности (τ_1, \dots, τ_6 — периоды полураспада соответствующих групп запаздывающих нейтронов для ^{235}U , t — время жизни мгновенных нейтронов)

вают долларом, а равную $0,01\beta$ — центом. Реактивность можно выражать в процентах, т. е. $\rho = (\delta k/k) 100\%$.

Решение уравнений кинетики с одной группой запаздывающих нейтронов. В целях упрощений расчетов с достаточной степенью точности все группы запаздывающих нейтронов заменяют одной группой β с величиной λ , определенной как $\beta/\lambda = \sum \beta_i/\lambda_i$, где β_i и λ_i — доли и постоянные распада соответственно групп запаздывающих нейтронов.

Тогда уравнение (1.31) можно представить в виде

$$\rho = \frac{i\omega}{i\omega + 1} + \frac{1}{i\omega + 1} \frac{\omega\beta}{\omega + \lambda}, \quad (1.37)$$

или

$$\rho = \frac{\omega}{1 + i\omega} \left(1 + \frac{\beta}{\omega + \lambda} \right). \quad (1.38)$$

Корни ω_0 и ω_1 легко вычисляются из уравнения (1.38), которое представляет собой квадратное уравнение относительно ω . Поэтому

$$\omega_{0,1} = \frac{\rho(1 + \lambda) - (\beta + \lambda)}{2l(\rho - 1)} \pm \frac{1}{2} \sqrt{\left[\frac{\rho(1 + \lambda) - (\beta + \lambda)}{l(\rho - 1)} \right]^2 - \frac{4\rho\lambda}{l(\rho - 1)}}. \quad (1.39)$$

Плотность нейтронов и концентрация предшественников запаздывающих нейтронов будут выражаться следующим образом:

$$n = A_0 \exp(\omega_0 t) + A_1 \exp(\omega_1 t); \quad (1.40)$$

$$C = B_0 \exp(\omega_0 t) + B_1 \exp(\omega_1 t). \quad (1.41)$$

Если принять во внимание начальные условия, то из соотношений (1.40) и (1.41) имеем

$$\left. \begin{aligned} A_0 + A_1 &= n_0; \\ B_0 + B_1 &= C_0; \\ B_0(\omega_0 + \lambda) &= A_0\beta; \\ B_1(\omega_1 + \lambda) &= A_1\beta; \\ C_0 &= \beta n_0 / \lambda. \end{aligned} \right\} \quad (1.42)$$

Здесь предполагается, что реактор находится в стационарном состоянии с плотностью потока n_0 вплоть до момента $t=0$.

При этом условии из системы уравнений (1.42) находим

$$\begin{aligned} A_0 &= \omega_1(\omega_0 + \lambda) n_0 / [\lambda(\omega_1 - \omega_0)]; \\ A_1 &= \omega_0(\omega_1 + \lambda) n_0 / [\lambda(\omega_0 - \omega_1)]. \end{aligned} \quad (1.43)$$

Некоторое представление о значениях различных параметров и изменении плотности нейтронов можно получить из следующего примера. Пусть в критический реактор, длительное время работавший на постоянном уровне мощности, мгновенно вводится положительная реактивность, равная $0,1\beta$. Проведем расчет изменения плотности нейтронов после введения положительной реактивности

для следующих численных значений:

$$\beta = 6,5 \cdot 10^{-3}; \lambda = 0,073 \text{ с}^{-1}; \\ \rho = 6,5 \cdot 10^{-4}; l = 10^{-3} \text{ с}.$$

В этом случае в формуле (1.39) можно пренебречь ρ по сравнению с единицей, а также величиной λl по сравнению с единицей. Тогда

$$\omega_0 = -\frac{\beta - \rho + l\lambda}{2l} \left[1 \pm \sqrt{1 + \frac{4\lambda\rho}{(\beta - \rho + l\lambda)^2}} \right].$$

При условии $(\beta - \rho + l\lambda)^2 \gg 2l\lambda\rho$, применяя приближенную формулу $\sqrt{a^2 + x} = a + x/2a$, получаем

$$\omega_{0,1} = -\frac{(\beta - \rho + l\lambda)}{2l} \left\{ 1 \pm \left[1 + \frac{2\lambda\rho l}{(\beta - \rho + l\lambda)^2} \right] \right\}.$$

Отсюда

$$\omega_1 = [(\beta - \rho + l\lambda)^2 + \lambda l\rho] / [l(\beta - \rho + l\lambda)]; \quad (1.44)$$

$$\omega_0 = \lambda\rho / (\beta - \rho + l\lambda). \quad (1.45)$$

Пренебрегая λl по сравнению с $(\beta - \rho)$ и $\lambda l\rho$ по сравнению с $(\beta - \rho)^2$, получаем

$$\omega_1 = (\rho - \beta) / l; \quad (1.46)$$

$$\omega_0 \approx \lambda\rho / (\beta - \rho). \quad (1.47)$$

Используя эти соотношения и формулы (1.43), находим

$$A_1 = \rho n_0 / (\rho - \beta); A_0 = \beta n_0 / (\beta - \rho). \quad (1.48)$$

Выражение для плотности нейтронов имеет вид

$$n(t) = n_0 \left\{ \frac{\beta}{\beta - \rho} \exp \frac{\lambda\rho t}{\beta - \rho} - \frac{\rho}{\beta - \rho} \exp \left[-\frac{(\beta - \rho)t}{l} \right] \right\}. \quad (1.49)$$

Из выражения (1.49) видно, что плотность нейтронов представляет собой разность двух членов, из которых первый возрастает, а второй убывает. Подстановка численных значений в (1.49) дает

$$n(t) / n_0 = 1,11 \exp 0,0081t - 0,11 \exp (-5,8t). \quad (1.50)$$

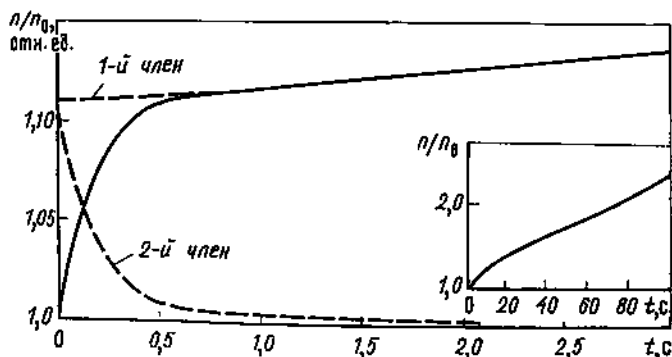


Рис. 1.15. Относительное изменение плотности нейтронов при введении положительной реактивности в критический реактор ($\rho = 0,1\beta$)

где t — время. На рис. 1.15 представлено относительное изменение плотности нейтронов во времени, рассчитанное по формуле (1.50).

Второй член в уравнении (1.50) дает заметный вклад в $n(t)$ только в течение нескольких первых десятых долей секунды. В дальнейшем преобладающим становится первый член. Таким образом, через несколько секунд после скачка реактивности вторым членом можно пренебречь. Тогда

$$n(t) = n_0 [\beta / (\beta - \rho)] \exp[\lambda \rho t / (\beta - \rho)], \quad (1.51)$$

и установившийся период будет равен

$$T = (\beta - \rho) / \rho \lambda. \quad (1.52)$$

Для рассмотренного случая $T = 125$ с.

Вычислим значение установившегося периода по приближенной формуле

$$T \approx \beta / \lambda \rho, \quad (1.53)$$

полученной при $\rho \ll \beta$ из формулы (1.52). Подстановка численных значений $\rho = 0,1\beta$ и $\lambda = 0,072 \text{ с}^{-1}$ дает $T = 137$ с. Без учета запаздывающих нейтронов в соответствии с соотношением (1.14) получаем (в секундах)

$$T = l / \delta k = l(1 - \rho) / \rho \approx 10^{-3} / (6,4 \cdot 10^{-4}) \approx 1,5. \quad (1.54)$$

Для реактора с временем жизни нейтронов $l = 10^{-5}$ с расчет по формуле (1.54) дает $T = 0,015$ с, в то время как при учете запаздывающих нейтронов по-прежнему $T = 125$ с. Такая огромная разница в периодах разгона реактора, а следовательно, и в скоростях возрастания плотности нейтронов служит наглядной иллюстрацией того, как упрощается проблема регулирования реактора при наличии запаздывающих нейтронов.

Рассмотрим случай, когда изменение реактивности положительно и велико, а именно $\rho \gg \beta$. Тогда, пренебрегая β в уравнении (1.44) по сравнению с ρ и используя то, что $\lambda l \ll 1$, получаем $\omega_1 \approx \rho / l$, или $T = l / \rho$ (при $\rho \approx \delta k$), что практически совпадает с периодом реактора, вычисленным для системы, в которой запаздывающие нейтроны не рассматриваются [см. соотношение (1.54)].

Когда $k = 1 / (1 - \beta)$, первый член в уравнении (1.19) становится равным нулю, и реактор критичен уже только на одних мгновенных нейтронах. Такое состояние реактора, когда избыточная реактивность в точности равна доле запаздывающих нейтронов ($\rho = \beta$), принято называть *мгновенной критичностью* в отличие от состояния $k = 1$, называемого *критичностью на запаздывающих нейтронах*, или просто *критическим состоянием*. Вблизи мгновенной критичности плотность нейтронов очень быстро возрастает для любой положительной величины $k(1 - \beta) - 1$ или $\rho > \beta$. Период разгона равен отношению среднего времени жизни нейтронов к избытку реактивности.

Для обеспечения безопасной эксплуатации реактора необходимо обеспечить такие условия, чтобы разгон реактора происходил только на запаздывающих нейтронах, т. е. чтобы всегда соблюда-

лось неравенство

$$\rho < \beta, \quad (1.55)$$

где ρ — избыточная реактивность, вносимая для изменения мощности.

При создании конструкции реактора и его обслуживающих систем должны быть проведены подробные исследования возможных нарушений неравенства (1.55) в различных ситуациях. Любые возможные режимы работы реактора, включая аварийные, не должны приводить к появлению мгновенной положительной реактивности, близкой к β .

Следует отметить, что соотношения (1.52), (1.53) справедливы и для случая введения в стационарном состоянии реактора небольшой отрицательной реактивности. При введении большой отрицательной реактивности, как уже отмечалось выше, период спада мощности практически перестает зависеть от введенной реактивности и принимает значение, соответствующее постоянной времени распада самого долгоживущего предшественника запаздывающих нейтронов.

Физическая интерпретация описанных переходных процессов в реакторе при скачкообразном введении реактивности заключается в следующем. В течение времени, не превышающего нескольких десятых долей секунды после скачка реактивности, концентрация предшественников запаздывающих нейтронов определяется стационарным уровнем плотности нейтронов, существовавшим в реакторе перед изменением реактивности. Поэтому процесс идет на мгновенных нейтронах, и его постоянная времени определяется только средним временем жизни мгновенных нейтронов в реакторе и введенной реактивностью. В дальнейшем начинает меняться концентрация предшественников запаздывающих нейтронов и процесс идет с установившимся периодом, определяемым постоянными запаздывающих нейтронов и введенной реактивностью.

§ 1.9. КИНЕТИКА ПОДКРИТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА

Переходные процессы в подкритическом реакторе. В § 1.5 было получено соотношение $n = Sl / (1 - k)$ между плотностью нейтронов и коэффициентом размножения в подкритическом реакторе. Отсюда видно, что для обеспечения безопасности реактора при подходе к критичности на запаздывающих нейтронах необходимо контролировать плотность нейтронов n или величину $1/n$, стремящуюся к нулю при $k \rightarrow 1$.

Обычно в процессе ступенчатого изменения реактивности в подкритическом реакторе при приближении к критичности на запаздывающих нейтронах после каждого скачкообразного добавления реактивности следует дожидаться стабилизации плотности нейтронов, чтобы точно определить асимптотическое значение n , входящее в уравнение (1.16). Стабильный уровень плотности нейтронов устанавливается в подкритической системе после очередного изменения реактивности лишь тогда, когда концентрация запаздывающих нейтронов всех групп (и фотонейтронов, если они есть) дости-

гает своего равновесного значения при новом значении k . Результаты расчетов переходных процессов представлены на рис. 1.16. Эти расчеты относятся к реакторам с тяжеловодным и бериллиевым замедлителями. Предполагалось, что реактор внезапно переводится из исходного подкритического состояния (подкритичность 10β) в состояние, соответствующее указанному конечному значению коэффициента размножения.

На основании построенных кривых можно заключить, что: 1) время, необходимое для достижения равновесия, увеличивается с увеличением коэффициента размножения; 2) присутствие фото-

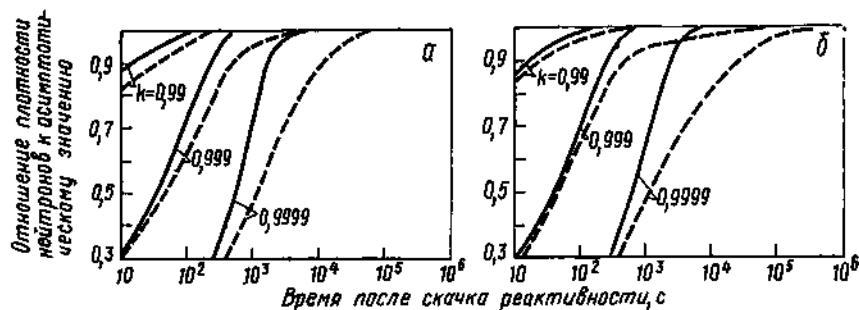


Рис 1.16. Переходные значения плотности нейтронов, соответствующие $k=0,99$; $0,999$, $0,9999$ для ^{238}U с использованием в качестве замедлителя тяжелой воды (а) и бериллия (б)

— без учета фотонейтронов, — — — с учетом фотонейтронов

нейтронов также приводит к заметному увеличению этого времени.

Для практики очень важным является то обстоятельство, что при большой скорости введения реактивности наблюдаемый уровень плотности нейтронов будет все время существенно ниже своего асимптотического значения. Поэтому для безопасного подхода к критическому состоянию необходимо медленное изменение реактивности. Обычно это осуществляется последовательным ступенчатым увеличением реактивности с помощью дистанционного управления. В расчетах такое скачкообразное изменение реактивности можно аппроксимировать непрерывным с некоторой средней скоростью.

Период подкритического реактора. При медленном изменении реактивности плотность нейтронов можно вычислить в квазистатическом приближении из соотношения $n = S\lambda / (1 - k)$. Таким образом, при малых скоростях введения реактивности ($dk/dt \ll \beta c^{-1}$) в подкритическом реакторе период определяется соотношением

$$T = \frac{n(t)}{dn/dt} \approx \frac{1 - k}{dk/dt}. \quad (1.56)$$

При подкритичности, меньшей β , чем ближе k к единице, тем в большей степени на время установления асимптотического значения плотности нейтронов влияет время запаздывания образова-

ния запаздывающих нейтронов. В этом случае период определяется по формуле (1.56) при условии $dk/dt \ll \ll (1-k)^2/\beta\tau$, где $\tau \approx 10$ с а время установления асимптотического значения плотности нейтронов после скачка реактивности в реакторе с подкритичностью $(1-k)$ оценивается по формуле $t_{уст} \approx (2 \div 3) \beta\tau/(1-k)$. Скорость увеличения мощности реактора в подкритическом состоянии определяется скоростью изменения реактивности и подкритичностью реактора $dn/dt = [S/(1-k)^2] (dk/dt)$. Из этого выражения следует: чем ближе реактор к критическому состоянию, тем быстрее нарастает мощность при постоянной скорости увеличения реактивности.

На рис. 1.17 приведены расчетные значения мгновенной плотности нейтронов и периода реактора в зависимости от реактивности для различных скоростей увеличения реактивности (в расчетах начальная подкритичность выбиралась равной 10β).

На рис. 1.18 представлены графики, изображающие зависимость периода от скорости увеличения реактивности для различных степеней подкритичности.

Таким образом, с точки зрения управления и безопасности реактора существует важная связь между четырьмя динамическими параметрами подкритического реактора: периодом, уровнем мощности, степенью подкритичности и скоростью введения реактивности. При заданных начальных условиях по известным значениям любых двух из этих параметров можно однозначно определить два другие, что позволяет описать кинетическое поведение подкритичной системы. При этом можно получить в принципе любой период в достаточно широком диапазоне изменения мощности, выбирая соответствующим образом скорость увеличения реактивности. В действительности же, одна-

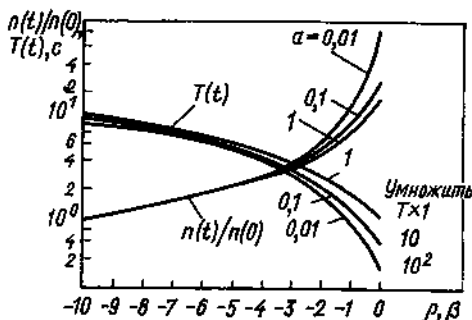


Рис. 1.17 Зависимость переходных характеристик реактора от степени подкритичности для различных скоростей изменения реактивности α , $\beta/\text{с}$

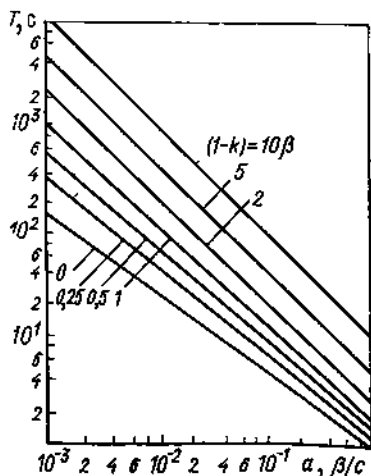


Рис. 1.18. Зависимость периода подкритического реактора от скорости введения реактивности для различных степеней подкритичности

ко, выбор параметров строго диктуется соображениями безопасности и удобства контроля плотности нейтронов.

В качестве примера рассмотрим задачу определения скорости введения реактивности в подкритический реактор, необходимой для получения заданного значения периода в момент прохождения подкритичности $0,3\beta$. Зададимся периодом 30 с. С помощью графика на рис. 1.18 определим, что скорость введения реактивности составляет $\sim 0,03\beta \text{ с}^{-1}$, а соответствующее увеличение плотности нейтронов $n(t)/n(0)$ (см. рис. 1.17) равно примерно 20.

§ 1.10. ИЗМЕНЕНИЯ РЕАКТИВНОСТИ

Для того чтобы реактор работал на постоянном уровне мощности, необходимо поддерживать неизменность значения $k_{\text{эф}}=1$. Однако во время работы в реакторе происходят процессы, изменяющие $k_{\text{эф}}$. В результате этих изменений мощность реактора начинает повышаться или снижаться и необходимо принимать специальные меры для поддержания ее на постоянном уровне.

Рассмотрим основные факторы, влияющие на изменение коэффициента размножения реактора: температурные эффекты, отравление системы продуктами деления и выгорание делящихся веществ.

Температурные эффекты. Температурные коэффициенты реактивности являются одними из наиболее важных величин, определяющих рабочие характеристики, управляемость и степень безопасности ядерного реактора.

Температурный коэффициент реактивности обычно определяется следующим образом:

$$\frac{\partial \rho}{\partial T} = \frac{1}{k^2} \frac{\partial k}{\partial T} \approx \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T},$$

где $k \approx 1$, T — средняя температура активной зоны.

Если для описания эффективного коэффициента размножения воспользоваться уравнением (1.12а), то температурный коэффициент реактивности можно представить в следующем виде:

$$\frac{1}{k} \frac{dk}{dT} = \frac{1}{\eta} \frac{\partial \eta}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T} + \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{s} \frac{\partial s}{\partial T} + \frac{1}{p_y} \frac{\partial p_y}{\partial T}. \quad (1.57)$$

Во всех реакторах часть нейтронов поглощается в области резонансной энергии (1 эВ — 100 кэВ), и при проектировании конкретных реакторов, особенно тех, в которых в качестве топлива используется слабообогащенный уран, тщательное изучение влияния изменения резонансного поглощения с температурой топлива оказывается очень важным.

При увеличении температуры топлива происходит уширение резонанса, обусловленное эффектом Доплера. Эффект Доплера приводит к возрастанию резонансного поглощения нейтронов с температурой и, следовательно, дает отрицательный коэффициент реактивности по температуре топлива. Этот коэффициент

может быть принят равным третьему члену правой части уравнения (1.57).

Температура топлива возрастает с некоторым запаздыванием относительно плотности нейтронов. Постоянная времени изменяется от сотых долей секунды до десятков секунд для разных реакторов. В гетерогенном реакторе, охлаждаемом однофазным теплоносителем, остальные члены правой части уравнения (1.57) можно отнести к коэффициенту реактивности по температуре замедлителя, т. е. считать, что этот коэффициент равен $\approx (1/k) (\partial k / \partial T) - (1/p) (\partial p / \partial T)$.

Следует заметить, что член $(1/\eta) (\partial \eta / \partial T)$ является частью коэффициента реактивности по температуре замедлителя, так как величина η определяется спектром тепловых нейтронов, а спектр нейтронов сильнее зависит от температуры замедлителя, чем от температуры топлива.

Температура замедлителя возрастает с увеличением плотности нейтронов как вследствие непосредственной передачи энергии при замедлении нейтронов, так и за счет теплопередачи от топлива и теплоносителя.

В реакторах с жидкими теплоносителем и замедлителем (типа ВВЭР) коэффициент реактивности по температуре замедлителя обычно отрицателен, значение его определяется тепловым расширением, а следовательно, уменьшением плотности замедлителя и ростом утечки нейтронов.

В реакторах с твердым замедлителем, имеющим в составе топлива ^{239}Pu , коэффициент реактивности по температуре замедлителя может быть положительным. Важно отметить, что коэффициент реактивности по температуре замедлителя, будучи отрицательным в начале кампании, когда в топливе отсутствует плутоний, может стать положительным по мере работы реактора с накоплением плутония. Перемена знака этого коэффициента обусловлена, в основном, увеличением члена $(1/f) (\partial f / \partial T)$. Физически это означает, что доля тепловых нейтронов, поглощаемых делящимися изотопами, возрастает с повышением температуры. Это увеличение связано с тем, что с повышением температуры возрастает эффективное сечение поглощения ^{239}Pu тепловых нейтронов. Точнее говоря, основная причина связана с резонансом ^{239}Pu при энергии 0,3 эВ. Смещение спектра тепловых нейтронов в замедлителе приводит к тому, что с увеличением температуры повышается число нейтронов с энергиями, близкими к резонансу ^{239}Pu .

Значение постоянной времени температурного коэффициента замедлителя может быть в пределах от нескольких до десятков минут и определяется теплоемкостью замедлителя.

В реакторах с кипящим теплоносителем существует паровой коэффициент реактивности, соответствующий некоторому равномерному по всему реактору изменению плотности тепловыделения. Изменение объема пара в реакторе приводит к изменению поглощения нейтронов, а также к изменению процессов замедления и утечки нейтронов. Поэтому знак парового коэффициента реактив-

ности может меняться в зависимости от места, где произошло изменение паросодержания. Постоянная времени, связанная с паровым эффектом, определяется временем прохождения пузырька пара через активную зону реактора. Следует заметить, что процессу образования пара предшествует нагревание топлива и оболочки твэла. Следовательно, эффект парообразования имеет многократное запаздывание.

Наиболее простым подходом к определению различных температурных коэффициентов является использование изотермического температурного коэффициента реактивности, вычисленного по формуле

$$k_T = \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T} \approx \frac{2}{k(T_1) + k(T_2)} \frac{k(T_1) - k(T_2)}{T_1 - T_2},$$

где $k(T_1)$ и $k(T_2)$ — значения эффективного коэффициента размножения при равномерном разогреве реактора до температур T_1 и T_2 соответственно, k_T выражается в единицах реактивности на $^{\circ}\text{C}$. Однако при изучении устойчивости реактора и проектировании

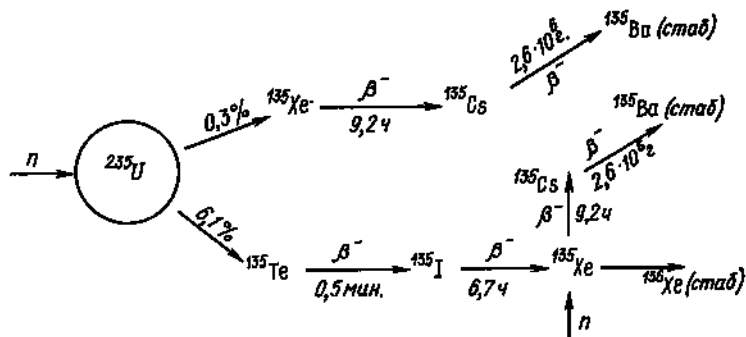


Рис. 1.19. Схема образования ^{135}Xe при делении ^{235}U

его системы регулирования необходимо разделение температурного эффекта реактивности на указанные выше составляющие с учетом их знака и постоянных времени. Подробнее влияние температурных эффектов реактивности на устойчивость реактора рассмотрено в гл. 2.

Отравление реактора. Накопление осколков деления в процессе работы ядерного реактора приводит к изменению композиции материалов твэлов и активной зоны. При этом образуются ядра, обладающие большим сечением поглощения нейтронов и, следовательно, коэффициент размножения уменьшается. Если реактор в исходном состоянии был критичным, то после накопления осколков деления он становится подкритичным и мощность его начинает самопроизвольно снижаться.

Явление уменьшения $k_{\text{эф}}$ вследствие накопления осколков деления с большим сечением поглощения называют *отравлением* реактора.

Наибольший эффект отравления дают ядра:

Ксенон (^{135}Xe): $\sigma_a = 3,5 \cdot 10^6$ б, в 5000 раз больше, чем для ^{235}U ;

Самарий (^{149}Sm): $\sigma_a = 5,3 \cdot 10^4$ б.

Ниже рассматриваются процессы образования этих изотопов.

Отравление ксеноном может быть проиллюстрировано схемой, изображенной на рис. 1.19. Как видно из рисунка, ^{135}Xe образуется непосредственно при делении ^{235}U в количестве 0,3%, а также, главным образом, в результате распада ядер теллура с промежуточным образованием ядра ^{135}I (6,1%).

Поперечное сечение σ_a ^{135}Xe зависит от энергии нейтронов (рис. 1.20). Из рисунка видно, что очень большое влияние на реактивность ксенон оказывает в области тепловых нейтронов. Эффектом отравления ксеноном в реакторах на промежуточных и быстрых нейтронах можно пренебречь.

Влияние ксенона на состояние реактора необходимо рассматривать при стационарной работе, при значительном изменении мощности и при переходных режимах, а также в остановленном реакторе.

Основное образование ксенона идет за счет распада ядер ^{135}I , поэтому количество ядер ксенона будет определяться количеством ядер ^{135}I , образовавшихся в активной зоне.

Скорость изменения концентрации изотопа X в любом процессе определяется уравнением $dX/dt = \text{скорость образования} - \text{скорость потерь}$.

Скорость образования ядер ^{135}I можно описать следующим уравнением:

$$dI/dt = \gamma_{\text{Te}} \Sigma_f \phi - \lambda_1 I - \sigma_1 \phi I, \quad (1.58)$$

где $I(t)$ — концентрация ядер йода (число ядер в 1 см^3); λ_1 — постоянная распада ядер ^{135}I ; σ_1 — поперечное сечение захвата нейтронов ядрами ^{135}I ; $\gamma_{\text{Te}} = 0,061$ — выход ^{135}Te на деление ^{235}U тепловыми нейтронами.

Первый член дает скорость образования теллура при делении. Так как период полураспада ^{135}Te (0,5 мин) очень мал по сравнению с периодом полураспада ^{135}I (6,7 ч), можно считать, что ^{135}I образуется непосредственно при делении и для удобства записи следует заменить γ_{Te} эквивалентной величиной γ_1 .

Второй член дает скорость распада ^{135}I . Третий член определяет скорость выгорания ^{135}I из-за захвата нейтронов. Третий член правой части уравнения (1.58) на несколько порядков меньше второго. Действительно: $\lambda_1 = 2,9 \cdot 10^{-5} \text{ с}^{-1}$, $\sigma_1 = 7$ б, при $\phi = 10^{15} \text{ нейтр./}(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, $\sigma_1 \phi = 7 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$.

Поэтому уравнение (1.58) можно рассматривать без члена $\sigma_1 \phi I$.

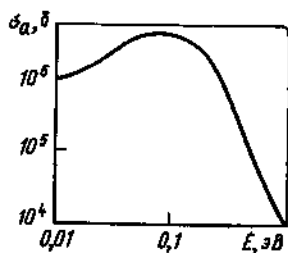


Рис. 1.20. Зависимость сечения поглощения нейтронов ^{135}Xe от энергии нейтронов

Если реактор длительно работает на установившемся уровне мощности, то наступает равновесие между вновь рождающимися и распадающимися ядрами ^{135}I , тогда $dl/dt=0$ и, следовательно, из уравнения (1.58) имеем

$$I_{\text{равн}}=0,061\Sigma_f\varphi/\lambda_I. \quad (1.59)$$

Расчет концентрации ядер ^{135}Xe нужно вести с учетом их убывания за счет захвата нейтронов, т. е.

$$dX_e/dt=\lambda_I I+\gamma_{Xe}\Sigma_f\varphi-X_e(\lambda_{Xe}+\sigma_{Xe}\varphi), \quad (1.60)$$

где $X_e(t)$ — концентрация ядер ксенона; γ_{Xe} — производство X_e непосредственно при делении ($\gamma_{Xe}=0,003$ для ^{235}U).

При равновесном состоянии концентрация ^{135}Xe определяется формулой

$$X_{e\text{равн}}=(\gamma_{Xe}+\gamma_{Te})\Sigma_f\varphi/(\lambda_{Xe}+\sigma_{Xe}\varphi), \quad (1.61)$$

где $\gamma_{Xe}+\gamma_{Te}=0,064$ — выход при делении ^{235}U тепловыми нейтронами.

Отравление реактора ксеноном можно оценить как отношение вероятности захвата нейтрона ядром ^{135}Xe к вероятности захвата нейтрона ^{235}U : $k_{Xe}=\Sigma_{Xe}/\Sigma_a$, где Σ_a — суммарное эффективное сечение захвата (деление плюс поглощение) нейтронов ураном.

Так как $\Sigma_{Xe}=\sigma_{Xe}X_{e\text{равн}}$, то в равновесном состоянии

$$k_{Xe\text{равн}}=\frac{\sigma_{Xe}X_{e\text{равн}}}{\Sigma_a}=\frac{0,064\Sigma_f\varphi\sigma_{Xe}}{\Sigma_a(\lambda_{Xe}+\sigma_{Xe}\varphi)}. \quad (1.62)$$

Для урана-235 $\Sigma_f/\Sigma_a=0,85$ ($\sigma_f=580$ б, $\sigma_a=685$ б) и тогда

$$k_{Xe\text{равн}}=1,19\cdot 10^{-13}\varphi/(2,1\cdot 10^{-5}+2,4\cdot 10^{-13}\varphi). \quad (1.63)$$

При больших потоках нейтронов $k_{Xe}\rightarrow 0,049$. При этом ксенон уничтожается преимущественно за счет захвата нейтронов.

При небольших плотностях потока нейтронов ($\varphi \leq 10^{12}$ нейтр./ $(\text{см}^2\cdot\text{с})$) членом $2,4\cdot 10^{-13}\varphi$ можно пренебречь и тогда

$$k_{Xe\text{равн}}=5,6\cdot 10^{-15}\varphi, \quad (1.64)$$

т. е. отравление реактора ксеноном значительно меньше.

Для естественного урана $\Sigma_f/\Sigma_a=0,56$, и уравнение (1.63) принимает следующий вид:

$$k_{Xe\text{равн}}=\varphi 0,78\cdot 10^{-13}/(2,1\cdot 10^{-5}+2,4\cdot 10^{-13}\varphi). \quad (1.65)$$

На рис. 1.21 изображено равновесное отравление реактора ксеноном в зависимости от плотности потока нейтронов.

Можно показать, что изменение реактивности из-за отравления ксеноном $\rho_{Xe}\approx -k_{Xe}$. Таким образом, чтобы поддерживать стационарное состояние ($k_{эф}=1$), должна быть добавлена реактивность,

например, путем извлечения регулирующих стержней, для компенсации уменьшения реактивности, вызванного отравлением реактора. Как видно из рис. 1.21, запас на отравление может достигать 4,91%.

При быстром снижении мощности реактора вследствие уменьшения плотности потока нейтронов составляющая снижения концентрации ^{135}Xe , определяемая поглощением нейтронов, исчезает. При этом процесс образования ядер ^{135}Xe идет с периодом полураспада ^{135}I (6,7 ч), а радиоактивный распад ^{135}Xe происходит с большим периодом (9,2 ч). Вследствие различных равновесных концентраций ^{135}I и ^{135}Xe , а также разности этих изотопов концентрация ксенона сначала увеличивается, а следовательно, $k_{\text{эф}}$ реактора уменьшается (если $\lambda_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}} < \lambda_{\text{I}} N_{\text{I}}$). Уравнение, характеризующее этот процесс, может быть получено следующим образом.

Если реактор будет остановлен, то концентрация иода изменится по закону

$$I = I_0 \exp(-\lambda_{\text{I}} t) = \frac{0,061 \Sigma_f \varphi_0}{\lambda_{\text{I}}} \exp(-\lambda_{\text{I}} t), \quad (1.66)$$

где I_0 — равновесная концентрация иода, соответствующая мощности реактора, при которой была произведена остановка; φ_0 — плотность потока нейтронов в реакторе перед остановкой.

Изменение же концентрации ядер ^{135}Xe будет происходить в соответствии с уравнением

$$dX_{\text{Xe}}/dt = 0,061 \Sigma_f \varphi_0 \exp(-\lambda_{\text{I}} t) - \lambda_{\text{Xe}} X_{\text{Xe}}.$$

Равновесная концентрация ксенона будет равна

$$X_{\text{Xe}0} = 0,064 \Sigma_f \varphi_0 / (\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}} \varphi_0).$$

После соответствующего преобразования получим зависимость отравления ^{135}Xe от времени с момента остановки реактора:

$$k_{\text{Xe}}(t) = \frac{\sigma_{\text{Xe}} \Sigma_f \varphi_0}{\Sigma_a} \left[\frac{0,064}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}} \varphi_0} e^{-\lambda_{\text{Xe}} t} + \frac{0,061}{\lambda_{\text{Xe}} - \lambda_{\text{I}}} (e^{-\lambda_{\text{I}} t} - e^{-\lambda_{\text{Xe}} t}) \right]. \quad (1.67)$$

На рис. 1.22 представлен график зависимости (1.67) при различных начальных значениях плотности потока нейтронов. Кривые показывают, что концентрация ^{135}Xe во всех случаях достигает мак-

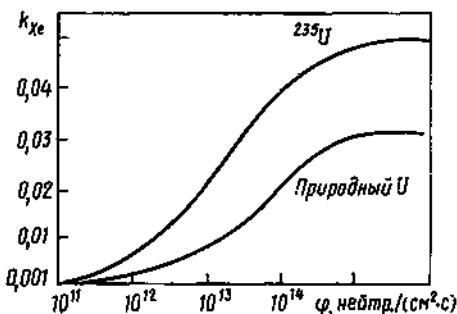


Рис. 1.21. Зависимость равновесного отравления ^{135}Xe от плотности потока нейтронов

симула примерно через 8—10 ч после остановки. Значение максимума существенно превосходит равновесную концентрацию ^{135}Xe при работе на стационарной мощности. Описанный процесс отравления остановленного реактора иногда называют «иодной ямой». Для пуска реактора из иодной ямы необходимо иметь очень большой запас реактивности. В противном случае реактор в течение

нескольких десятков часов после остановки не может быть пущен. Как видно из рис. 1.22, полное разотравление реактора наступает через 40—70 ч после остановки.

Отравление реактора самарием. После ксенона наибольшим сечением захвата из продуктов деления обладает ^{149}Sm . Из цепочки реакций рис. 1.23 видно, что ^{149}Sm является стабильным изотопом и поэтому его удаление из системы происходит только посредством захвата нейтрона.

Математические расчеты концентрации самария аналогичны расчетам концентраций ксенона с учетом того, что изотоп ^{149}Sm является стабильным. Предельные значения отравления самарием не зависят от плотности потока нейтронов. От плотности потока зависит только время, в течение которого устанавливается предел насыщения, достигаемый при флюенсе нейтронов, равном

$$\int_0^t \varphi(t) dt = 10^{29} \text{ нейтр} \cdot \text{см}^2.$$

Уравнения баланса для концентраций ^{149}Sm и ^{149}Pm имеют вид

$$\left. \begin{aligned} d(\text{Sm})/dt &= \lambda_{\text{Pm}} (\text{Pm}) - (\text{Sm}) \sigma_{\text{Sm}} \varphi; \\ d(\text{Pm})/dt &= \gamma_{\text{Pm}} \varphi \Sigma_f - \lambda_{\text{Pm}} \text{Pm}, \end{aligned} \right\} \quad (1.68)$$

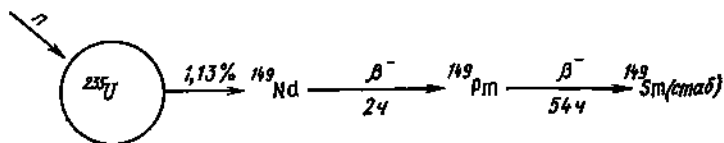


Рис. 1.23. Схема образования самария при делении ^{235}U

где S_m , P_m — концентрации ядер самария и прометия в 1 см^3 соответственно; λ_{pm} — постоянная распада прометия; γ_{pm} — доля образования прометия при делении; σ_{sm} — сечение поглощения тепловых нейтронов самарием.

Равновесное отравление самарием определяется соотношением $k_{sm_{равн}} = \gamma_{pm} (\Sigma_f / \Sigma_a)$. Для ^{235}U $k_{sm_{равн}} = 0,96 \cdot 10^{-2}$. Эту величину можно сравнить с соответствующей величиной для ^{135}Xe (см. рис. 1.21). Так как отравление самарием значительно меньше, то запас реактивности на компенсацию равновесного отравления самарием также значительно меньше и влияние отравления самарием на кинетику работающего реактора не очень велико.

Решение уравнений (1.68) для случая остановки приводит к следующей величине отравления для реактора с топливом из ^{235}U :

$$k_{sm}(t_{\infty}) = 0,96 \cdot 10^{-2} + 1,4 \cdot 10^{-16} \phi_0, \quad (1.69)$$

где ϕ_0 — плотность потока нейтронов в реакторе перед остановкой.

В реакторах с большим значением плотности потока нейтронов [$\sim 10^{15}$ нейтр/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)] отравление достигает 0,14. Следовательно, для повторного пуска реактора, остановленного в тот момент, когда концентрация самария достигла максимума, необходимо иметь большую избыточную реактивность.

Выгорание горючего. Важное влияние на работу реактора оказывает степень выгорания горючего. Эта величина воздействует как на параметры реактора, так и на его экономику. То, что количество ядер топлива убывает в результате захвата нейтронов и последующего деления, приводит к ограничению времени, в течение которого реактор может работать без перегрузки. Влияние выгорания горючего приводит к тому, что для увеличения кампании реактора необходимо иметь дополнительный большой избыток реактивности для компенсации выгорания горючего. Кроме того, как отмечалось выше, образование плутония в процессе выгорания может привести к существенному изменению такой важной характеристики реактора, как температурный коэффициент реактивности.

В простейшем приближении доля горючего, выгорающего в области, где плотность потока нейтронов равна ϕ , может быть подсчитана с помощью следующего соотношения:

$$F = 1 - \exp \left[-\sigma_a \int_0^T \phi(t) dt \right], \quad (1.70)$$

где σ_a — микроскопическое сечение поглощения ^{235}U ; T — время работы реактора, с. Если плотность потока нейтронов постоянна, то доля выгоревшего горючего равна

$$F = 1 - \exp[-\sigma_a \phi T]. \quad (1.71)$$

В энергетическом реакторе со средней плотностью потока тепловых нейтронов на топливе $5 \cdot 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ выгорание ^{235}U за три месяца работы составит 23,4% при $\sigma_a = 685$ барн.

На рис. 1.24 показана зависимость изменения реактивности от выгорания горючего. В приведенном примере для выгорания 23,4% изменение реактивности равно 2,7%. Это значение можно сравнить с изменением реактивности, равным 4,9%, обусловленным равновесным отравлением ^{135}Xe при той же средней плотности потока нейтронов, и изменением реактивности, равным 0,96%, обусловленным равновесным отравлением ^{149}Sm .

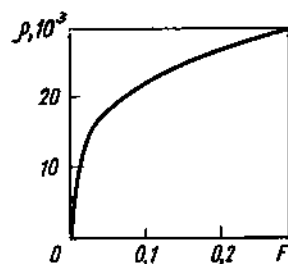


Рис. 1.24. Зависимость реактивности от выгорания топлива

Таким образом, суммарный запас реактивности, необходимый для работы такого реактора в течение трех месяцев без перегрузки, составляет $\rho = \rho_{\text{Xe}} + \rho_{\text{Sm}} + \rho_{\text{выг}} = 8,6\%$. Учет изотермического температурного коэффициента реактивности может привести к еще большему необходимому запасу реактивности.

Следует отметить, что данные, представленные в этом параграфе, носят, в основном, приближенный характер и необходимы для понимания задач, стоящих перед системами управления реактором. В любом действительном энергетическом реакторе расчеты отравления и выгорания должны учитывать энергетические и пространственные распределения нейтронов, геометрию и композицию топливных материалов, накопление делящихся изотопов.

§ 1.11. КИНЕТИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ С РАСПРЕДЕЛЕННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ

Уравнения кинетики реактора, описанные в § 1.8, являются уравнениями кинетики реактора, представленного точечной моделью, так как плотность нейтронов рассматривается только как функция времени. В действительности число нейтронов в элементарном объеме реактора — функция семи независимых переменных (трех пространственных координат, трех компонент вектора скорости и времени).

В общем виде уравнение баланса нейтронов в элементе объема реактора (уравнение Больцмана, или уравнение переноса) записывается так:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t)}{\partial t} = -\frac{\mathbf{v}}{v} \nabla \varphi(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) - \Sigma_a(\mathbf{r}, v) \varphi(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) + \int \Sigma_s(\mathbf{r}, \mathbf{v}' \rightarrow \mathbf{v}, t) \varphi(\mathbf{r}, \mathbf{v}', t) d\mathbf{v}' + \int (1 - \beta) \chi(v) v(\mathbf{r}, \mathbf{v}') \Sigma_f(\mathbf{r}, v') \times \\ \times \varphi(\mathbf{r}, \mathbf{v}', t) d\mathbf{v}' + \sum_i \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \chi_i(v) + S(\mathbf{r}, v, t). \quad (1.72)$$

Здесь $n(r, v, t) = (1/v)\phi(r, v, t)$ — плотность нейтронов; $\phi(r, v, t)$ — плотность потока нейтронов, обладающих скоростью v в точке r в момент t ; $\Sigma_a(r, v)$ — полное макроскопическое сечение поглощения; $\Sigma_s(r, v' \rightarrow v, t)$ — полное макроскопическое сечение рассеяния с изменением векторной скорости от v' до v ; $(1-\beta)v$ — среднее число мгновенных нейтронов на одно деление; $\Sigma_f(r, v)$ — макроскопическое сечение деления; $C_i(r, t)$, λ_i — концентрация и постоянная распада i -й группы предшественников запаздывающих нейтронов соответственно; $\chi(v)$, $\chi_i(v)$ — спектры энергий мгновенных нейтронов и запаздывающих нейтронов i -й группы соответственно; $S(r, v, t)$ — интенсивность внешнего источника нейтронов.

Концентрации предшественников запаздывающих нейтронов удовлетворяют уравнению

$$dC_i(r, t)/dt = \beta_i \int v \Sigma_f(r, v') \phi(r, v', t) dv' - \lambda_i C_i(r, t). \quad (1.73)$$

Первый член в правой части уравнения (1.72) представляет собой потери нейтронов в результате утечки; второй член характеризует потери нейтронов при ядерном взаимодействии; следующие члены есть: 1) прирост плотности потока нейтронов, вызванный рассеянием в точку (r, v, t) ; 2) вклад мгновенных нейтронов деления в точку (r, v, t) ; 3) вклад запаздывающих нейтронов от распада предшественников в точке (r, t) ; 4) вклад внешних источников.

Функцию $\phi(r, v, t)$ можно представить в виде произведения функции $\psi(r, v, t)$, характеризующей форму потока, и функции $P(t)$, зависящей только от времени:

$$\phi(r, v, t) = \psi(r, v, t) P(t). \quad (1.74)$$

Если функция ψ не зависит от времени, то из уравнений (1.72) и (1.73) можно вывести уравнения кинетики для точечной модели реактора. Для этого рассматриваются разности между соответствующими величинами в реальной системе, описываемой уравнением (1.72), и в критической (стационарной) системе. Введя сопряженную функцию плотности потока нейтронов ϕ_0^+ для критической системы, можно получить стационарное сопряженное уравнение. Если функция формы не сильно отличается от начальной, то $P(t)$ остается всегда равной мощности реактора либо полному числу нейтронов в реакторе.

Окончательный результат может быть записан в виде

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda(t)} P(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) + S(t); \quad (1.75)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i(t)}{\Lambda(t)} P(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6. \quad (1.76)$$

В этих уравнениях реактивность определяется на основании теории возмущений через разность сечений в реальной и стационарной системах, «взвешенную» или проинтегрированную с действительной и сопряженной функциями плотности потока нейтронов по объему реактора. Среднее время жизни нейтронов Λ определяется как взвешенное с сопряженной функцией число нейтронов, деленное на взвешенную с сопряженной функцией скорость испускания нейтронов деления. $C_i(t)$ и $S(t)$ определяются как отношение концентраций предшественников запаздывающих нейтронов и внешних источников соответственно, взвешенных с сопряженной функцией, деленное на число нейтронов (взвешенное с сопряженной функцией). Для большинства практических случаев различие между Λ и величиной l , определенной ранее, можно пренебречь.

Вообще говоря, зависимость плотности потока нейтронов от семи независимых переменных в решении задач управления ядерными реакторами на практике используется очень редко. В большинстве случаев достаточным оказывается менее строгое описание, содержащее только зависимость от пространственных координат и времени. Обычно используют ряд упрощающих предположений и ограничений, и уравнение переноса сводится к более доступной для решения форме.

Адиабатическое и квазистатическое приближения при решении уравнений кинетики. Как отмечалось выше, уравнения кинетики реактора, не содержащие зависимости от координат [уравнения (1.19) и (1.20)], достаточно правильно описывают нестационарное поведение большинства ядерных реакторов. Однако возникает немало реакторных задач, в которых учет пространственно-временной зависимости потока нейтронов становится необходимым. В частности, в больших энергетических реакторах возмущение, вносимое, например, движением регулирующих стержней, изменением распределения концентрации ^{135}Xe или неоднородным выгоранием горючего, может привести к существенному перераспределению потока нейтронов, т. е. функция формы потока будет меняться во времени. Если эти изменения медленные (как, например, в случае ксенонового переотравления или выгорания горючего), то в любой заданный момент времени t функцию ψ можно рассчитать с учетом условий в этот же момент. Для этого используют уравнение (1.72), в которое вместо ϕ подставляют выражение ψP . В связи с медленными изменениями мощности и функции формы производными по времени пренебрегают. Источники запаздывающих нейтронов объединяют с источником мгновенных нейтронов. Таким образом, функции ψ вычисляют для любого момента времени с помощью обычных методов физического расчета распределений потока нейтронов в стационарном состоянии. После определения функции ψ функцию $P(t)$ вычисляют из кинетических уравнений точечного реактора (1.75) и (1.76), причем реактивность, доля запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов выражаются в виде интегралов, в которые входят функция $\psi(r, v, t)$ и сопряженные функции $\phi^+(r, v, t)$.

Таким способом можно получить некоторое дискретное множество значений функции, описывающей форму потока, величин ρ , β и l , соответствующих различным моментам времени t , причем каждая из этих величин является функцией параметров, характеризующих условия, в которых находится реактор.

Произведение $\psi(r, t) P(t)$ — искомое приближение для функции плотности потока нейтронов $\phi(r, t)$.

Эта процедура, которую называют *адиабатическим приближением*, применима для достаточно медленных изменений мощности. Однако, как было показано, она может описывать основную часть пространственных эффектов в кинетике реактора даже для достаточно быстрых возмущений, которые возникают при перемещении регулирующих стержней.

Главный недостаток адиабатического приближения проявляется в том, что не учитывается влияние запаздывающих нейтронов на функцию ψ . Улучшенное приближение, называемое *квазистатическим*, состоит в том, что скорость распада предшественников запаздывающих нейтронов рассчитывают с учетом функции формы ψ , и полученную величину используют затем в уравнении для расчета нового значения ψ . Можно также учесть в уравнении для расчета ψ производные по времени $\partial P/\partial t$ и $\partial \psi/\partial t$.

Величину $\partial P/\partial t$ берут из решения уравнения кинетики точечной модели реактора для последнего из серии временных интервалов. Член $\partial \psi/\partial t$ представляют в виде

$$\partial \psi/\partial t \approx [\psi(r, v, t) - \psi(r, v, t - \Delta t)]/\Delta t. \quad (1.77)$$

Преимущество адиабатического и квазистатического приближений по сравнению с прямым численным решением нестационарного уравнения переноса (1.72) и (1.73) проявляется в том, что функция формы определяется сравнительно редко по сравнению с расчетом $P(t)$.

Метод гармоник. Другой метод решения ряда кинетических задач, в которых не удается провести разделение переменных, заключается в разложении функций плотности потока нейтронов, источника и концентрации ядер-предшественников запаздывающих нейтронов в ряд по системе ортогональных функций. Этот метод нашел широкое применение в приложении к динамике ядерных реакторов с распределенными параметрами. При таком подходе существует выбор системы функций, по которым проводится разложение.

При решении реальных реакторных задач следует, по-видимому, считать наиболее приемлемыми пространственные гармоники потока нейтронов. Обычно используют простые приближения уравнения переноса (малогрупповое или диффузионное приближения).

Нестационарное уравнение диффузии тепловых нейтронов для случая гомогенного большого реактора при постоянной по его объему плотности замедлителя можно записать в виде

$$l \partial \phi(r, t) / \partial t = M^2 \Delta \phi(r, t) + (k_{\infty} - 1) \phi(r, t), \quad (1.78)$$

где $M^2 = L^2 + \tau$ — площадь миграции мгновенных нейтронов; l — среднее время жизни мгновенных нейтронов. С учетом запаздывающих нейтронов имеем

$$l \frac{\partial \varphi(r, t)}{\partial t} = M^2 \Delta \varphi(r, t) + [(1 - \beta) k_{\infty} - 1] \varphi(r, t) + \frac{1}{\Sigma_a} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(r, t); \quad (1.79)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} C_i(r, t) = \beta_i k_{\infty} \Sigma_a \varphi(r, t) - \lambda_i C_i(r, t), \quad i = 1, \dots, 6. \quad (1.80)$$

В качестве граничных условий для уравнений (1.79) и (1.80) обычно принимают равенство нулю плотности потока нейтронов на границе активной зоны, или в более общем случае $\varphi(r, t) + d(r)(\nabla \varphi, n) = 0$ при $r \in \Gamma$, где Γ — граница области; n — внешняя нормаль к поверхности; $d(r)$ — экстраполированная добавка.

Одногрупповое представление динамики реактора весьма важно, так как оно выражает основные качественные закономерности динамики распределения тепловых нейтронов или энерговыделения. Такое приближение обычно оказывается вполне приемлемым в задачах исследования эффективности пространственно распределенных средств управления реактором.

Решение одногруппового диффузионного уравнения переноса нейтронов в ядерном реакторе простой геометрии может быть найдено разложением функции плотности потока нейтронов в ряд по собственным функциям волнового уравнения (уравнения Гельмгольца)

$$\Delta \varphi(r) + \mu_n^2 \varphi(r) = 0, \quad (1.81)$$

при условии равенства плотности потока нейтронов нулю на экстраполированной границе реактора.

Решения уравнения (1.81) образуют полную систему собственных функций φ_n с соответствующими собственными значениями μ_n . Если $n=0$, то $\mu_0^2 = B^2 = (k_{\infty} - 1)/M^2$ и уравнение (1.81) описывает стационарное критическое состояние (B^2 — геометрический параметр, определяемый как наименьшее собственное значение волнового уравнения).

Разложение функции плотности потока нейтронов по собственным функциям имеет следующий вид:

$$\varphi(r, t) = \sum_{n=0}^{\infty} a_n \varphi_n(r) A_n(t). \quad (1.82)$$

Концентрация предшественников запаздывающих нейтронов (для упрощения рассматривается одна группа запаздывающих нейтронов) выражается так:

$$C(r, t) = \sum_{n=0}^{\infty} b_n \varphi_n(r) R_n(t). \quad (1.83)$$

Подстановка разложений искомых функций в уравнения (1.79) и (1.80), умножение на $\varphi_n(r)$ и интегрирование по r дает систему уравнений

$$i\Sigma_a a_n A'_n(t) = -M^2 \Sigma_a a_n \omega_n^2 A_n(t) + \Sigma_a (1 - \beta) \sum_{v=0}^{\infty} a_v A_v(t) Q_{nv} - \\ - \Sigma_a a_n A_n(t) + \lambda b_n R_n(t); \quad (1.79a)$$

$$b_n R'_n(t) = \beta \Sigma_a \sum_{v=0}^{\infty} a_v A_v(t) Q_{nv} - \lambda b_n R_n(t), \quad (1.80a)$$

где $Q_{nv} = \int k_{\infty}(r) \varphi_n(r) \varphi_v(r) dr$. Дифференцирование уравнения (1.79a)

и исключение затем $R'_n(t)$ и $R_n(t)$ приводит к бесконечной системе дифференциальных уравнений второго порядка относительно $a_n A_n(t)$ с бесконечным числом неизвестных. Для получения приближенного решения следует ограничиться числом членов разложения, приняв его для определенности равным некоторому фиксированному значению m . Поскольку полученная конечная система состоит из m линейных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами, то решение для $a_n A_n(t)$ ищут в виде функции с временной частью $e^{\omega t}$. Подстановка решения, записанного в такой форме, в исходные уравнения приводит к характеристическому уравнению, $2m$ корней которого являются искомыми значениями величины ω .

Таким образом, выражение для плотности потока нейтронов принимает следующий вид:

$$\varphi(r, t) = \sum_{n=0}^m \varphi_n(r) \sum_{k=0}^{2m} a_{n,k} \exp(\omega_k t).$$

Коэффициенты $a_{n,k}$ определяются начальными условиями.

Например, для одномерного случая [реактор с плоской активной зоной, толщиной b , плотность потока нейтронов на границе равна нулю ($\varphi(0, t) = \varphi(b, t) = 0$)] решение принимает вид

$$\varphi(x, t) = \sum_{n=0}^m \sin\left[(n+1) \frac{\pi x}{b}\right] \sum_{k=0}^{2m} a_{n,k} \exp(\omega_k t).$$

Решение характеристического уравнения для многих конкретных случаев показывает:

1) когда реактор надкритический, имеется один положительный корень и $(2m-1)$ различных отрицательных корней; 2) когда реактор критический, имеется один нулевой корень и $(2m-1)$ раз-

личных отрицательных корней; 3) когда реактор подкритический, имеются $2m$ различных отрицательных корней. Отсюда следует, что члены разложения с $k \geq 1$ всегда стремятся к нулю с возрастанием времени. При затухании высших гармоник форма потока приближается к асимптотической, которая дается выражением

$$\varphi(x) = \sum_{n=0}^m a_{n0} \sin \left[(n+1) \frac{\pi x}{b} \right].$$

Предполагается, что после того, как форма потока нейтронов достигнет асимптотической, дальнейших изменений в ней не происходит. Естественно, что различие между асимптотической формой потока и формой потока в стационарном состоянии до введения в систему возмущения сильно зависит от величины возмущения.

В заключение покажем, что в случае разделимости пространственных и временной координат односторонние уравнения (1.79) и (1.80) дают элементарные уравнения кинетики точечного реактора.

В этом случае $\varphi(r, t) = \varphi(r)\varphi(t)$ и $C_i(r, t) = \varphi(r)C_i(t)$. Так как оператор Лапласа не действует на $\varphi(t)$, то волновое уравнение после умножения на $\varphi(t)$ дает $\Delta\varphi(r, t) + B^2\varphi(r, t) = 0$, что позволяет в уравнении (1.79) $\Delta\varphi$ заменить на $(-B^2\varphi)$.

Проводя сокращения на $\varphi(r)$ и заменяя плотность потока нейтронов φ плотностью нейтронов $n = \varphi/v$, имеем

$$-(M^2 B^2 + 1) v \Sigma_a n(t) + (1 - \beta) \Sigma_a v k_{\infty} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i = \Sigma_a v t \, dn/dt, \quad (1.84)$$

$$\beta_i k_{\infty} \Sigma_a v n(t) - \lambda_i C_i(t) = dC_i(t)/dt. \quad (1.85)$$

Среднее время жизни нейтронов в реакторе конечных размеров $l^* = l/(1 + B^2 M^2)$ и $k_{\infty\varphi} = k_{\infty}/(1 + B^2 M^2)$.

После несложных преобразований получим

$$dn/dt = (n/l^*) [k_{\infty\varphi}(1 - \beta) - 1] + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i; \quad (1.86)$$

$$dC_i/dt = k_{\infty\varphi} \beta_i n/l^* - \lambda_i C_i. \quad (1.87)$$

Уравнения (1.86) и (1.87) совпадают по виду с уравнениями кинетики (1.19) и (1.20) при условии замены параметра l^* на l , $k_{\infty\varphi} = k$.

ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР КАК ОБЪЕКТ УПРАВЛЕНИЯ

§ 2.1. ОСОБЕННОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ И ВЫБОР РЕГУЛИРУЕМЫХ ПАРАМЕТРОВ

Вводная часть. Разработке и проектированию систем контроля, управления и защиты ядерного реактора предшествует тщательное изучение статических и динамических характеристик как собственно реактора, так и ЯЭУ в целом.

На основании этих исследований устанавливаются необходимая степень автоматизации процессов управления в данном ядерном реакторе, а также регулируемые параметры и регулирующие воздействия. Далее, обобщая опыт инженерной практики, выбирают принципы регулирования и управления, формируют требования к системе.

Целью автоматического регулирования и управления является либо поддержание заданного значения определенной физической величины, называемой регулируемой или управляемой переменной (параметром), либо изменение ее по какому-либо закону.

В процессе работы системы выходная переменная ядерного реактора сравнивается с заданным значением (уставкой). Если обнаруживается отклонение выходной переменной от уставки, то вводится управляющее воздействие, изменяющее выходную переменную так, чтобы она соответствовала заданной.

В некоторых случаях требования, предъявляемые к точности поддержания выходной переменной на заданном уровне, таковы, что устойчивый или неустойчивый реакторы с очень большой постоянной времени изменения выходной переменной могут работать без автоматических регуляторов. Функции управления в этих случаях возлагаются на оператора.

Измеряемые и регулируемые параметры. Несмотря на разнообразие технологических схем ЯЭУ, рассмотренных в гл. 1, все основные процессы, происходящие в них, можно разделить на следующие три группы: нейтронно-физические процессы в ядерном реакторе; тепловые и термодинамические процессы, т. е. процессы нагрева теплоносителя, охлаждения элементов ЯЭУ; гидродинамические процессы, т. е. движение теплоносителя по трубам и каналам, работа циркуляционных насосов и агрегатов регулирования. Взаимосвязь между этими процессами показана на рис. 2.1.

Выходным параметром ядерного реактора как звена в системе регулирования является плотность нейтронов n или тепловая мощность реактора Q , входным — реактивность β_r . Выходным параметром является также распределение мощности по объему активной зоны реактора. Значение контроля и регулирования распределения мощности возрастает в больших реакторах, для которых $D^2/M^2 > 10^3$, где D — диаметр активной зоны; M^2 — площадь миграции нейтронов. Регулирующим воздействием на распределение

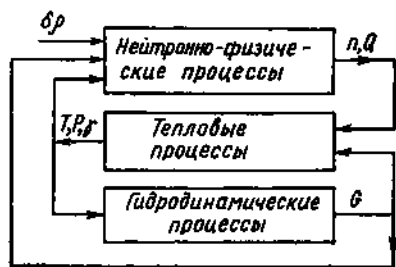


Рис. 2.1. Процессы в ЯЭУ

тром теплоносителя является паросодержание.

Тепловые процессы влияют на нейтронно-физические и на гидродинамические процессы.

Расход G , создаваемый циркуляционным насосом, также влияет на характер нейтронно-физических процессов.

мощности является изменение локального коэффициента размножения $k_{\infty}(r)$, например, посредством перемещения регулирующего стержня.

Тепловые процессы определяются значениями мощности реактора и расхода теплоносителя G и характеризуются температурой T , давлением P и плотностью γ теплоносителя. В случае кипящего реактора важным параметром

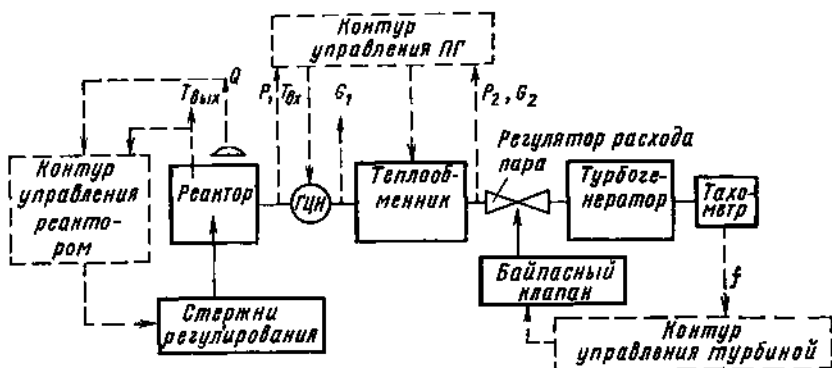


Рис. 2.2. Общая структура управления ЯЭУ

Рассматривая приведенную на рис. 2.1 принципиальную схему взаимосвязи процессов в ЯЭУ, можно отметить, что в качестве регулируемых величин наряду с мощностью реактора используются температура, давление и расход теплоносителя.

Дополнительно возможно регулирование параметров парогенерирующей системы и турбогенератора (скорость вращения турбины, давление пара перед турбиной, уровень воды в парогенераторе и т. д.).

В качестве регулирующих воздействий могут быть выбраны кроме изменений реактивности также перемещения регулирующих органов различных клапанов и дросселей системы управления параметрами первого контура, парогенерирующей системы и турбогенератора.

Схематично общая структура системы управления ЯЭУ показана на рис. 2.2. Измеряемые параметры (пунктирные стрелки) —

мощность реактора Q , температура теплоносителя на входе $T_{\text{вх}}$ и выходе из реактора $T_{\text{вых}}$, давление P_1 , расход теплоносителя G_1 в первом контуре, давление P_2 и расход G_2 в парогенерирующей системе, частота турбогенератора f .

Регулируемыми параметрами являются положение стержней регулирования, скорость циркуляции теплоносителя в первом контуре, расход пара через регулятор турбины и расход питательной воды парогенерирующей системы.

Регуляторы обеспечивают измерение сигнала, сравнение с уставками, формирование и усиление разностных сигналов и выдачу управляющих воздействий. Во многих случаях эти регуляторы представляют собой обычные аналоговые регуляторы с пропорциональным, дифференцирующим и интегрирующим звеньями. Параметры регуляторов подбираются таким образом, чтобы обеспечить необходимые динамические характеристики системы в пределах заданных ограничений по температуре и давлению.

Таким образом, ЯЭУ, как правило, имеет систему управления, состоящую из нескольких регуляторов. В процессе динамического взаимодействия ЯЭУ с регуляторами в каждом элементе системы от входа к выходу происходят количественные и качественные изменения сигналов, свойственные физической природе этих элементов. Динамические свойства элементов ЯЭУ определяют выбор типа и характеристик системы автоматического управления.

ЯЭУ — сложный динамический комплекс. Входящие в ее состав элементы (ядерный реактор, контур теплоносителя, система трубопроводов, парогенератор и др.) сами по себе являются сложными динамическими звеньями. Поэтому, как правило, изучению динамических свойств ЯЭУ предшествует изучение динамических свойств ее отдельных составляющих элементов и характера связей между ними.

Динамические характеристики отдельного элемента показывают изменение выходной величины во времени при определенном законе изменения входной величины. Описание динамических характеристик отдельного элемента требует применения дифференциальных уравнений, а описание системы элементов — применения системы дифференциальных уравнений.

В зависимости от цели изучения степень подробности описания динамических характеристик элементов объекта регулирования может быть различной.

Цель изучения динамических свойств ЯЭУ как объекта регулирования — выявление характера изменения регулируемых параметров во времени при воздействии на ЯЭУ сигналов со стороны регулятора или внешних возмущений.

Процессы, происходящие в ЯЭУ, являются пространственно распределенными и не поддаются точному расчету. Поэтому исследование динамических характеристик ЯЭУ с целью разработки систем управления проводится с использованием ЭЦВМ или аналогового моделирования. Однако даже при использовании ЭЦВМ нельзя избежать упрощений при математическом описании про-

цессов в реакторе и в ЯЭУ в целом. Эти упрощения зависят от того, какая требуется точность описания процессов и какие параметры нас интересуют. Например, при исследовании большинства нестационарных процессов в ЯЭУ в системе уравнений кинетики реактора можно принять равным нулю время жизни мгновенных нейтронов λ .

Ниже будут рассмотрены уравнения динамики различных элементов ЯЭУ, полученные с учетом упрощающих предположений. В первую очередь решается задача анализа устойчивости ядерного реактора с системой регулирования и без нее. Устойчивость рабочих режимов — необходимое условие осуществления заданной программы регулирования, обеспечения надежности регулирования. Обеспечение устойчивости ядерного реактора, по крайней мере в области высоких частот, где управление им вручную затруднительно, приобретает особое значение с точки зрения безопасности его эксплуатации.

Набор соответствующих уравнений, характеризующих динамику ЯЭУ в сочетании с уравнениями основных контуров и звеньев регулирования, представляет собой замкнутую, вообще говоря, нелинейную систему дифференциальных уравнений. При разумных допущениях относительно некоторых физических параметров и относительно режима нормальной эксплуатации ЯЭУ (например, несущественные нелинейные эффекты обратной связи по реактивности в диапазоне изменения мощности реактора в некоторых заданных пределах) нелинейные уравнения (например, уравнения нейтронной кинетики, уравнения баланса тепла и др.) можно заменить линеаризованными и исследовать на устойчивость решения этих линеаризованных уравнений, или сделать заключение об устойчивости по виду соответствующих передаточных функций, полученных на основе линеаризованных уравнений.

Кроме нелинейностей, которые можно назвать устранимыми, в системе уравнений, описывающих динамику ЯЭУ с регулятором, могут существовать нелинейности, связанные с наличием в составе контуров регулирования реле, характеристика которого сугубо нелинейна. Математически это означает присутствие нелинейных членов релейного типа в правых частях соответствующих уравнений. Проблему аналитического исследования устойчивости решения нелинейных систем общего вида нельзя считать полностью решенной. Однако некоторые типовые задачи анализа динамики ЯЭУ с замкнутой системой регулирования удастся свести к исследованию нелинейных систем специального вида.

В первую очередь при проектировании системы управления ядерным реактором надо знать динамическую характеристику канала управления — от точки приложения регулирующего воздействия на реактор (изменение внешней реактивности) до регулируемой величины (изменение мощности). Затем рассматривают процессы изменения мощности реактора в зависимости от влияния предполагаемых внешних и внутренних возмущающих воздействий. При работе замкнутой системы автоматического регулирования

ния все изменения мощности измеряются и на основании сравнения с ее заданным значением формируется сигнал, перемещающий стержень регулирования в новое положение. В режиме стабилизации мощности влияние возмущений компенсируется регулятором с помощью перемещения стержня регулирования на величину, достаточную для компенсации возмущающего воздействия. Перевод реактора с одного уровня мощности на другой осуществляется вручную оператором или посредством изменения заданного значения мощности и последующего за этим автоматического перемещения стержня.

Таким образом, основной динамической характеристикой ядерного реактора как объекта регулирования является динамическая характеристика канала *реактивность — мощность*. Эта динамическая характеристика существенно зависит от уровня мощности ядерного реактора. Кроме того, уровень мощности обуславливает и другие особенности ядерного реактора как объекта управления. В связи с изменениями мощности реактора в широких пределах в процессе его эксплуатации, что отличает реактор от других объектов регулирования, целесообразно выделить следующие состояния реактора.

1. *Остановленный реактор*. Реактор находится в подкритическом состоянии. Его мощность определяется мощностью источников нейтронов и степенью подкритичности в соответствии с формулой (1.16). Минимальный уровень мощности остановленного реактора может составлять 10^{-11} — 10^{-10} от номинального уровня. Энерговыведение в подкритическом реакторе определяет, в основном, остаточное γ -излучение.

2. *Пуск реактора*. Реактор выводится из подкритического состояния в критическое. Это состояние соответствует увеличению мощности до 10^{-10} — 10^{-8} от номинальной. Тепловыделение за счет деления ядер в этом состоянии пренебрежимо мало.

3. *Регулируемый разгон реактора*. В процессе регулируемого разгона реактора мощность реактора повышается до уровня 1—2% номинальной, с которого начинается прогрев элементов за счет деления ядер. В некоторых случаях проводится предварительный разогрев реактора с помощью внешних источников энергии, например, при работе ГЦН.

4. *Работа реактора на энергетических уровнях мощности* в пределах от 1—2% до номинального уровня.

5. *Останов реактора с последующим охлаждением его элементов*. Мощность реактора меняется от номинального уровня до минимального, соответствующего остановленному реактору.

Следует отметить некоторую условность указанных уровней мощности. Так, в реакторах, содержащих в качестве конструкционных материалов активной зоны тяжелую воду или бериллий, имеются мощные источники фотонейтронов и уровень мощности в остановленном реакторе не снижается меньше, чем на 10^{-6} — 10^{-7} от номинального. Следовательно, и критическое состояние таких реакторов будет достигаться при более высоких уровнях мощно-

сти, чем, например, в водо-водяных или водо-графитовых реакторах.

Приведенные состояния реактора обуславливают различные требования к системам управления и защиты реактора и определяют выбор контролируемых и регулируемых параметров.

В остановленном реакторе необходимо контролировать плотность потока нейтронов, скорость нарастания потока нейтронов или реактивность. Такой контроль необходим при проведении перегрузочных и ремонтных работ на остановленном реакторе для обеспечения ядерной безопасности.

При пуске и разгоне реактора основным контролируемым и регулируемым параметром является период реактора T , который должен иметь значение не менее допустимого. Последнее выбирают из условия обеспечения минимального времени выхода реактора на уровень мощности, соответствующий началу ядерного разогрева, и из условия безопасности реактора. Скорость изменения мощности должна быть такой, чтобы система аварийной защиты при необходимости смогла бы обеспечить заглушение реактора (перевод его в подкритическое состояние). В этих состояниях требования к точности регулирования невысоки и оператор может управлять реактором вручную.

При переводе реактора с одного энергетического уровня на другой обязательным является требование ограничения скорости изменения температуры твэлов, корпуса реактора и других элементов конструкции.

При работе на номинальной мощности необходимо обеспечить требуемую точность поддержания основных параметров ЯЭУ — мощности реактора, распределения мощности по объему активной зоны, температур теплоносителя и конструктивных элементов реактора, расходов и давления теплоносителя, параметров второго контура и турбогенератора.

Основные требования, которые предъявляются обычно к системе регулирования при работе на энергетических режимах, особенно вблизи номинального, сводятся к следующему.

1. Высокая точность поддержания установившихся режимов необходима потому, что на номинальной мощности многие параметры имеют значения близкие к допустимым и допуски на регулирование весьма малы.

2. Переходные процессы должны проходить с минимальными отклонениями в процессе регулирования и с минимальным временем установления режима.

3. Должна быть обеспечена высокая надежность системы регулирования.

В связи с тем, что постоянные времени изменения распределения мощности обычно велики, допустимо, чтобы оператор регулировал распределение вручную, хотя в некоторых больших реакторах используются локальные автоматические регуляторы мощности. Таким образом, при рассмотрении физически большого энергетического ядерного реактора как объекта управления, возника-

ет проблема исследования динамики реактора с пространственно-распределенными параметрами.

Изменение динамических свойств реактора по мере изменения уровня мощности позволяет использовать различные модели реактора как объекта управления для приведенных выше состояний.

Реактор в остановленном состоянии, а также в процессе пуска и регулируемого разгона можно рассматривать как реактор нулевой мощности, у которого отсутствуют обратные связи реактивности с мощностью. В реакторе, работающем на энергетических уровнях мощности, обратные связи реактивности с мощностью реактора приводят к изменению его динамических характеристик. Кроме того, на энергетических уровнях мощности важную роль играют процессы теплопередачи, и динамические свойства ядерного реактора нужно рассматривать в совокупности со свойствами других элементов ЯЭУ.

При останове реактора необходимо различать *останов по регламенту*, т. е. останов, когда снижение мощности осуществляется по заданному закону, и *останов вынужденный*, когда реактор быстро заглушается посредством ввода стержней аварийной защиты. Тепловая мощность реактора обусловлена делением ядер и остаточной мощностью, выделяющейся при радиоактивных превращениях ядер. Органы управления воздействуют только на первую составляющую. Остаточная мощность зависит от уровня мощности перед остановом реактора и от продолжительности стационарного режима. Она остается значительной в течение продолжительного времени после останова реактора. Эту особенность ядерного реактора как объекта управления необходимо учитывать при проектировании.

§ 2.2. ПЕРЕДАТОЧНЫЕ ФУНКЦИИ РЕАКТОРА НУЛЕВОЙ МОЩНОСТИ

Общие сведения. Анализ объекта и системы регулирования можно выполнить, исследуя передаточные функции. В частности, по виду частотных характеристик, полученных из передаточных функций, делается заключение об устойчивости как собственно реактора, так и реактора совместно с системой регулирования или реактора, входящего в состав ЯЭУ.

Для получения передаточных функций будем придерживаться такой последовательности операций:

1. Составление уравнений динамики (составление дифференциальных уравнений на основании физических законов, определяющих поведение элемента в системе).

2. Линеаризация уравнений динамики посредством представления переменных в виде малых отклонений от их значений в установившемся стационарном режиме или в виде безразмерных отклонений.

3. Преобразование линеаризованных уравнений по Лапласу.

4. Запись уравнений, преобразованных по Лапласу, относительно

но изображения интересующего нас отклонения выходной переменной в левой части.

Передаточная функция отдельного элемента (звена) системы определяется как отношение изображения выходной переменной к изображению входной переменной при нулевых начальных условиях.

Вывод передаточной функции реактора нулевой мощности. Рассмотрим уравнения кинетики реактора в пространственно-независимом (точечном) приближении. Это приближение используется во многих практических случаях, например, при выборе системы регулирования мощности реактора.

Чтобы вывести передаточную функцию реактора нулевой мощности вблизи критического состояния ($k \approx 1$), запишем уравнения точечной кинетики плотности нейтронов (при отсутствии источника (§ 1.8))

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\delta k - \beta}{l} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i; \quad (2.1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i n(t)}{l} - \lambda_i C_i(t). \quad (2.2)$$

Для стационарного состояния (строго критическая система $\delta k = 0$)

$$n = n_0; \quad dn/dt = 0; \quad C_i = C_{i0}; \quad dC_i/dt = 0.$$

Из уравнения (2.2) для стационарного состояния получаем зависимость

$$C_{i0} = \beta_i n_0 / l \lambda_i. \quad (2.3)$$

Проведем некоторые преобразования уравнения (2.1).

Преобразуем уравнение (2.2): $\lambda_i C_i = -dC_i/dt + \beta_i n/l$. Подставляя это выражение в уравнение (2.1), получаем

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k n(t)}{l} - \frac{\beta n(t)}{l} - \sum_{i=1}^6 \frac{dC_i(t)}{dt} + \frac{n}{l} \sum_{i=1}^6 \beta_i = \frac{\delta k n(t)}{l} - \sum_{i=1}^6 \frac{dC_i(t)}{dt},$$

или

$$l \frac{dn}{dt} + l \sum_{i=1}^6 \frac{dC_i(t)}{dt} = \delta k n(t). \quad (2.4)$$

Для малых изменений δk имеем

$$\left. \begin{aligned} n(t) &= n_0 + \delta n(t); \\ C_i(t) &= C_{i0} + \delta C_i(t); \end{aligned} \right\}$$

$$l \frac{d\delta n(t)}{dt} + l \sum_{i=1}^6 \frac{d\delta C_i(t)}{dt} = \delta k [(n_0 + \delta n(t))] = \delta k(t) n_0 + \delta k(t) \delta n(t).$$

(2.5)

Член $\delta k(t) \delta n(t)$ имеет второй порядок малости, поэтому им можно пренебречь. Следовательно,

$$l \frac{d\delta n(t)}{dt} + l \sum_{i=1}^6 \frac{d\delta C_i(t)}{dt} = \delta k n_0. \quad (2.6)$$

Выполняя преобразования Лапласа с условиями $\delta n(0) = \delta C_i(0) = 0$, так что изображение производной плотности нейтронов и концентрации ядер — предшественников запаздывающих нейтронов есть $s\delta n(s)$ и $s\delta C_i(s)$, соответственно получаем из уравнения (2.6)

$$ls\delta n(s) + l \sum_{i=1}^6 s\delta C_i(s) = \delta k(s) n_0,$$

и из уравнения (2.2)

$$\left. \begin{aligned} s\delta C_i(s) &= (\beta_i/l) \delta n(s) - \lambda_i \delta C_i(s); \\ \delta C_i(s) &= \frac{\delta n(s)}{l} \frac{\beta_i}{s + \lambda_i}. \end{aligned} \right\} \quad (2.7)$$

Тогда

$$\left. \begin{aligned} ls\delta n(s) + \delta n(s) \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} &= \delta k n_0; \\ \frac{\delta n(s)}{\delta k(s)} &= \frac{n_0}{ls + s \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i}}. \end{aligned} \right\} \quad (2.8)$$

Следовательно, передаточная функция будет

$$W(s) \equiv \frac{\delta n(s)}{n_0 \delta k(s)} = \left[s \left(l + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} \right) \right]^{-1}. \quad (2.9)$$

Заметим, что $\delta k \approx \delta \rho$, так как предполагается $k \approx 1$. Передаточную функцию, определенную уравнением (2.9), называют *передаточной функцией реактора нулевой мощности*. Если реактивность измеряется в долях β , то передаточная функция представляется в виде $\delta n(s) \beta / [n_0 \delta \rho(s)] = W(s) \beta$. Обратная передаточная функция W^{-1} дает обычное соотношение (1.30) между реактивностью и периодом реактора, если положить $s = 1/T$, где T — установившийся период реактора.

Частотные характеристики реактора. Если в реактор, работающий на стационарном уровне мощности, ввести синусоидальное возмущение реактивности, то его мощность будет меняться с той же частотой, а фаза колебаний мощности — отставать от фазы колебаний реактивности на некоторый угол θ .

Зависимость амплитуды колебаний мощности от частоты называют *амплитудной частотной характеристикой реактора*, а зави-

симость фазового сдвига θ между колебаниями мощности и реактивности от частоты — *фазовой частотной характеристикой реактора*. Частотные характеристики определяют динамические свойства реактора. Их можно получить посредством замены s на мнимое $j\omega$, где $j = \sqrt{-1}$, ω — угловая частота колебаний в формуле (2.9).

Тогда уравнение (2.9) примет вид

$$W(j\omega) = \left[j\omega \left(l + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{j\omega + \lambda_i} \right) \right]^{-1}. \quad (2.10)$$

Для определения амплитудной и фазовой частотных характеристик проведем преобразование уравнения (2.10), представив его в виде

$$W(j\omega) = \{ \operatorname{Re}[W^{-1}(j\omega)] + j \operatorname{Im}[W^{-1}(j\omega)] \}^{-1}, \quad (2.11)$$

где

$$\left. \begin{aligned} \operatorname{Re}[W^{-1}(j\omega)] &= \omega^2 \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i^2 + \omega^2}; \\ \operatorname{Im}[W^{-1}(j\omega)] &= \omega l + \omega \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{\lambda_i^2 + \omega^2}. \end{aligned} \right\} \quad (2.12)$$

Следовательно, амплитудная частотная характеристика, т. е. зависимость коэффициента усиления реактора от частоты, будет иметь вид

$$|W(j\omega)| = [\operatorname{Re}^2[W^{-1}(j\omega)] + \operatorname{Im}^2[W^{-1}(j\omega)]]^{1/2}, \quad (2.13)$$

а фазовая частотная характеристика т. е. зависимость угла сдвига между колебаниями реактивности и мощности от частоты, запишется так:

$$\theta = \operatorname{arctg} \frac{\operatorname{Im}[W^{-1}(j\omega)]}{\operatorname{Re}[W^{-1}(j\omega)]}. \quad (2.13a)$$

На рис. 2.3,а и 2.3,б приведены амплитудные и фазовые частотные характеристики реактора, рассчитанные с использованием

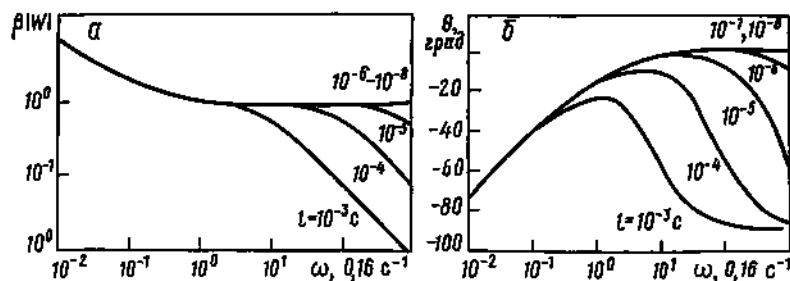


Рис. 2.3. Амплитудные (а) и фазовые (б) частотные характеристики критического реактора нулевой мощности

значений β_i и λ_i для урана-235 (см. табл. 1.3) с временем жизни мгновенных нейтронов в диапазоне 10^{-3} — 10^{-8} с. Интервал частот 10^{-2} рад/с $\leq \omega \leq 10^3$ рад/с, охватываемый этими графиками, представляет наибольший практический интерес при проектировании систем регулирования реактора.

Для оценки влияния отдельных параметров на динамические свойства реактора следует рассмотреть область низких и относительно высоких частот.

Для низких частот ($\omega \ll \lambda_{i\min}$) из уравнений (2.12) следует:

$$\operatorname{Re} [W^{-1}(j\omega)] \approx -\omega^2 \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i^2}; \quad \operatorname{Im} [W^{-1}(j\omega)] \approx \omega l + \omega \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}.$$

Учитывая, что $l \ll \sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i$, получаем $\operatorname{Im} [W^{-1}(j\omega)] \approx \omega \sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i$.

Следовательно, при низких частотах амплитудная частотная характеристика будет иметь вид

$$|W(j\omega)| = \left[\omega \sqrt{\omega^2 \left(\sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i^2 \right)^2 + \left(\sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i \right)^2} \right]^{-1} \approx \left(\omega \sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i \right)^{-1} \quad (2.14)$$

Из уравнения (2.14) следует, что при $\omega \rightarrow 0$, $W(j\omega) \rightarrow \infty$, т. е. коэффициент усиления неограниченно растет. Следовательно, элементарный реактор при нулевой мощности является неустойчивой системой. Из этого уравнения также следует, что при низких частотах возмущения время жизни мгновенных нейтронов не оказывает влияния на передаточную функцию.

Угол сдвига между колебаниями реактивности и мощности при низких частотах:

$$\theta = \operatorname{arctg} \left[- \frac{\sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i}{\omega \sum_{i=1}^6 \beta_i/\lambda_i^2} \right]. \quad (2.15)$$

При высоких частотах, когда $\omega \gg \lambda_i$, $\omega \gg \beta/l$, уравнения (2.12) имеют вид

$$\operatorname{Re} [W^{-1}(j\omega)] \approx -\omega^2 \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\omega^2} \approx -\beta;$$

$$\operatorname{Im} [W^{-1}(j\omega)] \approx \omega l + \omega \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{\omega^2} = \omega l + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i \lambda_i}{\omega}.$$

Следовательно, при высоких частотах получим

$$|W(j\omega)| \approx (\omega l)^{-1}; \quad (2.16)$$

$$\theta(l\omega) \approx \operatorname{arctg}(-\omega l/\beta). \quad (2.17)$$

Из уравнения (2.16) следует, что в диапазоне высоких частот коэффициент усиления зависит от времени жизни мгновенных нейтронов. Чем меньше l , тем больше коэффициент усиления.

При $\omega \rightarrow \infty$ коэффициент усиления стремится к нулю, т. е. реактор ограничивает высокочастотные колебания реактивности.

Из уравнения (2.17) следует, что с ростом частоты растет угол сдвига между возмущением и реакцией системы, т. е. между колебаниями реактивности и мощности.

Приняв $|W(j\omega)| \approx 1$, получим нижнюю границу значений ω , при которых выполняется это условие: $\omega_n = \frac{\beta}{\sum_{i=1}^6 \beta_i / \lambda_i}$. Верхняя граница

определяется из уравнения (2.16): $\omega_n = \beta / l$. Отношение этих значений ω , определяющих границы области $|W(j\omega)| \approx 1$, равно $\frac{\omega_n}{\omega_n} = \left(\sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i} \right) / l$ или $\frac{\omega_n}{\omega_n} \approx \frac{10\beta}{l}$.

Следовательно, имеется область с небольшим изменением коэффициента усиления, т. е. плато амплитудной частотной характеристики реактора. С уменьшением времени жизни мгновенных нейтронов протяженность плато увеличивается. Наличие плато в частотной характеристике реактора позволяет при разработке СУЗ ядерных реакторов определять передаточную функцию приближенно. Для приближенного анализа систем регулирования можно объединить все запаздывающие нейтроны в одну группу с эквивалентной постоянной распада λ . Тогда

$$W_s \approx \left[s \left(l + \frac{\beta}{s + \lambda} \right) \right]^{-1}. \quad (2.18)$$

Вводя постоянные времени $T_n = l / \lambda$, $T_b = l / \beta$ и обозначая $k_n = 1 / \beta$ с учетом $T_b \ll T_n$, получаем

$$W_s \approx (T_n s + 1) k_n / [T_n s (T_b s + 1)]. \quad (2.19)$$

В области низких частот $W_n(s) = k_n (T_n s + 1) / T_n s$ ($\omega \ll 1 / T_b$). Экспериментальные исследования передаточных функций на критических сборках и реакторах показали хорошее согласие расчетных и измеренных частотных характеристик в области частот, представляющих практический интерес с точки зрения проектирования систем регулирования. Можно получить передаточные функции для не критических систем, предполагая все возмущения малыми по сравнению с невозмущенными величинами и проводя линеаризацию уравнений кинетики. Передаточная функция реактора нулевой мощности с эффективным коэффициентом размножения k имеет вид

$$\frac{\delta n}{n_0 \delta k} = \left[s \left(l + k \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} \right) + 1 - k \right]^{-1}, \quad (2.20)$$

Передаточные функции для не критических систем показаны на рис. 2.4. Основной закономерностью в поведении передаточной функции подкритического и надкритического реакторов является возрастание коэффициента усиления и фазового сдвига при увели-

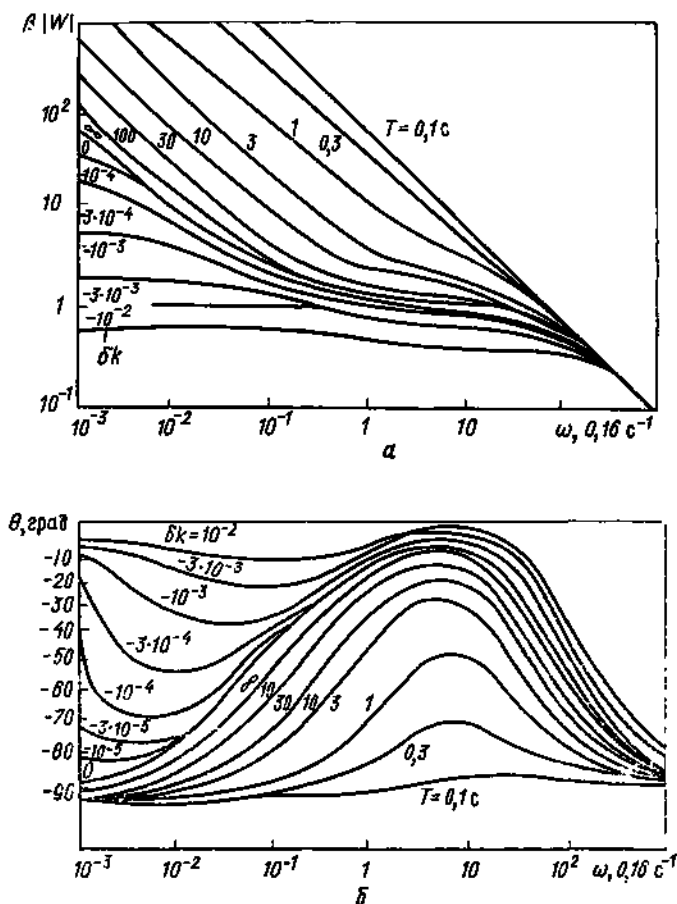


Рис. 2.4. Амплитудные (а) и фазовые (б) частотные характеристики подкритического и надкритического реактора (T — период надкритического реактора; δk — подкритичность)

чении реактивности системы. С увеличением степени подкритичности реактор превращается в практически безынерционное звено (для частот малых по сравнению с $\omega \approx \beta/l$).

§ 2.3. ОБРАТНЫЕ СВЯЗИ В ТОЧЕЧНОМ РЕАКТОРЕ

Общие сведения. Рассмотрим ядерные реакторы, описываемые точечной моделью кинетики, с обратной связью между мощностью

и реактивностью и дадим методы анализа устойчивости таких реакторов в линейном приближении.

На начальной стадии анализа используются усредненные параметры системы. Примерами являются средние температуры топлива, замедлителя, теплоносителя и связанные с ними коэффициенты реактивности. Такой подход приводит к рассмотрению точечной модели динамики реактора в целом. Результаты анализа могут быть использованы при проектировании внешней системы автоматического регулирования ядерного реактора. Неустойчивость, возможная в ядерном реакторе при некоторых условиях, опасна, так как из-за нее приходится повышать требования к системе регулирования в отношении быстродействия, ресурса работы и надежности. Очевидно, что и при наличии автоматического регулятора следует добиваться устойчивости реактора при работе с отключенным регулятором.

В реакторе, работающем на больших уровнях мощности, при изменении мощности происходит изменение температуры различных элементов активной зоны. Это изменение неоднородно, особенно при быстрых изменениях мощности. Поэтому вводится понятие мощностного эффекта реактивности, определяющего зависимость реактивности от мощности. Изменение реактивности, отнесенное к малому изменению мощности, называют *мощностным коэффициентом реактивности*:

$$\alpha_Q = \frac{\delta \rho}{\delta Q/Q}.$$

Зависимость реактивности от мощности является самым быстродействующим фактором, обусловленным в основном доплеровским эффектом.

Изменение реактивности при однородном изменении температуры всех компонентов активной зоны называют *температурным эффектом*. Изменение реактивности, соответствующее изменению какой-либо компоненты активной зоны на 1°C называют *температурным коэффициентом реактивности по данной компоненте*.

Например, коэффициент реактивности по температуре топлива определяется как

$$\alpha_T = \delta \rho / (T - T_0),$$

где $\delta \rho$ — изменение реактивности при изменении температуры топлива от T_0 до T .

Исследование влияния мощностных и температурных эффектов реактивности на свойства реактора как объекта регулирования удобно проводить с помощью передаточных функций и соответствующих структурных схем.

Реактор с обратной связью по температуре топлива. Чтобы получить структурную схему передаточных функций реактора с мощностными обратными связями, запишем уравнения кинетики реактора совместно с уравнениями теплового баланса. Реактивность, входящая в уравнения кинетики, определяется в этом случае как $\rho = \rho_{\text{внешн}} + \rho_{\text{о.с.}}$, где $\rho_{\text{внешн}}$ — реактивность, вносимая извне и не зави-

сящая от мощности, а $\rho_{0,c}$ — реактивность, определяемая внутренними обратными связями.

Предположим, что в простейшем случае внутренняя обратная связь определяется изменением температуры топлива. Тогда $\rho_{0,c} = \alpha_T(\delta T)$, где α_T — температурный коэффициент реактивности по топливу; δT — отклонение температуры топлива от исходного стационарного значения. Если $P(t)$ — тепловая энергия, содержащаяся в твэлах реактора, то скорость изменения P со временем можно выразить через разность тепловой мощности реактора и мощности, отводимой от реактора:

$$dP(t)/dt = Q(t) - E(t). \quad (2.21)$$

Величину $P(t)$ выразим через температуру топлива T ; $P(t) \equiv c(T(t) - T_0)$, где T_0 — некоторая стационарная температура; c — полная теплоемкость твэлов реактора, а величину $E(t)$ запишем как $E(t) = (\alpha F)_T (T - T_{\text{тепл}})$, где $(\alpha F)_T$ — коэффициент теплопередачи на границе твэл — теплоноситель; F — площадь поверхности твэлов; α — коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю. Тогда уравнение, связывающее изменение температуры топлива с мощностью реактора, в первом приближении, считая, что температура теплоносителя меняется слабо, можно записать в виде

$$dT/dt = kQ - \gamma(T - T_{\text{тепл}}), \quad (2.22)$$

где k — величина, обратная теплоемкости реактора; Q — тепловая мощность реактора; T — температура топлива; $T_{\text{тепл}}$ — температура теплоносителя; γ — коэффициент пропорциональности, имеющий смысл величины, обратной среднему времени, необходимому для передачи теплоносителю тепла, генерируемого в реакторе.

В линейном приближении для относительных отклонений это уравнение принимает вид

$$T_0 d\delta T/dt = kQ_0 \delta Q - \gamma T_0 \delta T + \gamma T_{\text{тепл}_0} \delta T_{\text{тепл}}, \quad (2.23)$$

где $\delta T = (T - T_0)/T_0$; $\delta Q = (Q - Q_0)/Q_0$;

$$\delta T_{\text{тепл}} = (T_{\text{тепл}} - T_{\text{тепл}_0})/T_{\text{тепл}_0},$$

индекс «0» относится к членам, описывающим невозмущенное стационарное состояние. После преобразования по Лапласу получим

$$\left. \begin{aligned} (T_0 s + 1) \delta T(s) &= k_1 \delta Q(s) + k_2 \delta T_{\text{тепл}}(s); \\ T_0 &= 1/\gamma; \quad k_1 = kQ_0/\gamma T_0; \quad k_2 = T_{\text{тепл}_0}/T_0. \end{aligned} \right\} \quad (2.24)$$

Учитывая формулу (2.19) для передаточной функции реактора нулевой мощности с одной эквивалентной группой запаздывающих нейтронов, можно составить структурную схему, соответствующую системе с температурной обратной связью. Эта схема представлена на рис. 2.5.

Рассмотрим качественно характер переходных процессов при скачкообразном изменении реактивности $\delta\rho$ и температуры $\delta T_{\text{тепл}}$.

В первый момент после появления скачкообразного возмущения по реактивности мощность реактора возрастает, что приводит к росту температуры активной зоны и, в первую очередь, температуры топлива, так как теплоотвод практически не меняется. Повышение температуры топлива приводит к снижению скорости роста плотности нейтронов (при отрицательном температурном коэффициенте реактивности) и самой температуры топлива. Через некоторое время температура топлива и мощность реактора достигают установившихся значений. Приращение мощности и температуры топлива определяются из условий

рис. 2.5. Структурная схема передаточных функций реактора с температурной обратной связью по топливу

значений. Приращение мощности и температуры топлива определяются из условий

$$\begin{aligned}\delta T_{\text{уст}} &= \delta\rho_{\text{внешн}} k_p / (\alpha_T |T_0|); (\delta Q/Q_0)_{\text{уст}} = \\ &= \delta\rho_{\text{внешн}} k_D / (k_1 |T_0|); \end{aligned}$$

где $\delta\rho_{\text{внешн}}$ — внешняя реактивность, введенная скачкообразно. Величину $\frac{\delta\rho_{\text{внешн}}}{(\delta Q/Q_0)_{\text{уст}}} = \frac{k_1 \alpha_T T_0}{k_p}$ можно рассматривать как статический коэффициент реактивности.

Изменения мощности и температуры топлива при скачкообразном изменении реактивности показаны на рис. 2.6, а.

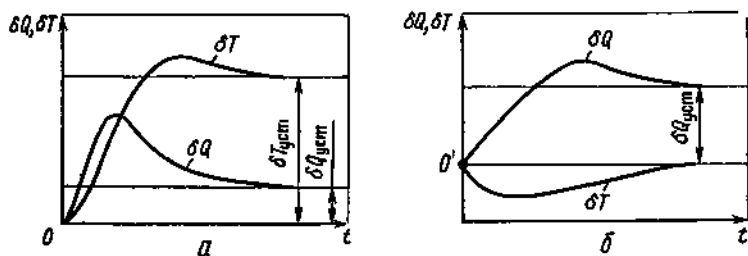


рис. 2.6. Изменение мощности и температуры топлива при скачкообразных изменениях реактивности (а) и температуры теплоносителя (б)

При скачкообразном изменении температуры теплоносителя нарушается баланс между теплосъемом и тепловыделением. При этом изменяется температура топлива зоны, что приводит к изменению реактивности, а следовательно, и мощности реактора. Реактор выходит на новый стационарный режим, соответствующий режиму теплосъема. В реакторе с отрицательным температурным коэффициентом реактивности по топливу увеличение температуры

теплоносителя приводит к уменьшению мощности, при этом температура топлива возвращается к исходному уровню ($\delta T \approx 0$).

Изменение мощности при установившемся значении по сравнению с исходным определяется соотношением

$$(\delta Q/Q_0)_{уст} = -(k_2/k_1) \delta T_{тепл.}$$

Переходные характеристики реактора при скачкообразном возмущении температуры теплоносителя представлены на рис. 2.66.

Таким образом, реактор с отрицательным температурным коэффициентом реактивности по топливу имеет свойство саморегулирования, т. е. после возмущения по реактивности и температуре теплоносителя реактор без регулятора переходит на новый установившийся режим.

Следует еще раз подчеркнуть качественный характер этого вывода, так как количественно устойчивость системы не доказана.

Передаточная функция реактора с обратной связью. Рассмотрим теперь количественные методы анализа устойчивости реактора с обратными связями. Для этого получим передаточную функцию реактора с мощностной обратной связью в общем виде.

Если считать реактивность линейной функцией мощности, то

$$\delta \rho(t) = \delta \rho_{внешн}(t) + \int_{-\infty}^t F(t-\tau) (\delta Q/Q_0) d\tau, \quad (2.25)$$

где $F(t-\tau)$ — функция, определяющая временной закон изменения реактивности после кратковременного изменения мощности от исходного уровня. Условие нормировки функции $F(t)$ есть

$$\int_{-\infty}^t F(t-\tau) d\tau = \int_0^{\infty} F(t) dt = \alpha_Q;$$

$\delta Q = Q - Q_0$ — отклонение мощности от стационарного уровня.

Уравнение (2.25) вместе с линеаризованными уравнениями кинетики (2.6) и (2.7) описывает поведение точечного реактора с мощностной обратной связью при введении внешнего возмущения. Отметим, что в уравнениях (2.6) и (2.7) проводится эквивалентная замена $\delta \lambda$ на δQ и δk на $\delta \rho$.

Применяя преобразование Лапласа с использованием теоремы о свертке к уравнению (2.25), получаем

$$\delta \rho(s) = \delta \rho_{внешн}(s) + F(s) (\delta Q/Q_0). \quad (2.26)$$

Учитывая, что передаточная функция реактора нулевой мощности есть

$$W(s) = \delta Q / [Q_0 \delta \rho(s)], \quad (2.27)$$

после подстановки (2.26) в (2.27) получаем

$$\frac{\delta Q}{Q_0 \delta \rho_{внешн}}(s) = \frac{W(s)}{1 - W(s) F(s)} \equiv H(s). \quad (2.28)$$

Функция $H(s)$ является передаточной функцией реактора с мощностной обратной связью.

Уравнение (2.28) можно представить в виде структурной схемы, приведенной на рис. 2.7, а.

Анализ устойчивости. Изменение мощности реактора при введении внешней реактивности можно найти, выполнив обратное преобразование уравнения (2.28). Если $H(t)$ является оригиналом $H(s)$, то

$$\varepsilon Q(t)' Q_* = \int_{-\infty}^t \varepsilon \rho_{\text{внешн}}(\tau) H(t - \tau) d\tau. \quad (2.29)$$

При скачкообразном изменении внешней реактивности изменение мощности (переходная характеристика) представляет собой

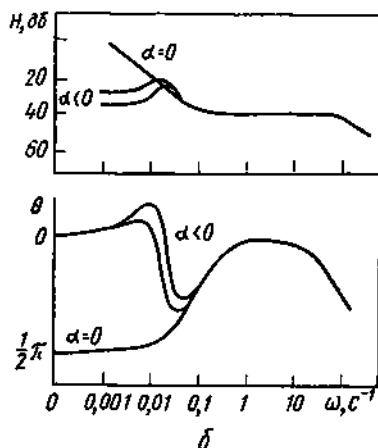
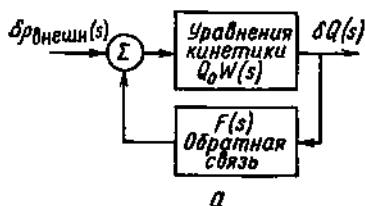


Рис. 2.7. Структурная схема передаточных функций реактора с обратной связью (а), амплитудная и фазовая частотные характеристики реактора с температурным эффектом реактивности (б)

линейную комбинацию членов вида $\exp(s_j t)$, где s_j — корни характеристического уравнения из (2.28)

$$1 - W(s)F(s) = 0. \quad (2.30)$$

Если один или более корней s_j имеют положительную действительную часть, то мощность реактора неограниченно возрастает, и реактор в линейном приближении неустойчив.

Если все корни s_j имеют отрицательные действительные части, реакция на возмущение постепенно затухает до нуля, и при $t \rightarrow \infty$ реактор возвращается к своему исходному состоянию, т. е. реактор асимптотически устойчив. Если ни один корень не имеет положительной действительной части, но, по крайней мере, один корень имеет действительную часть, равную нулю, то в реакторе возможны длительные осцилляции мощности, т. е. мы имеем граничный случай.

Известно, что необходимым условием устойчивости линейной системы любого порядка в случае возможности представления передаточной функции системы в виде дробно-рациональной функции является положительность всех коэффициентов характеристического уравнения. Для систем первого и второго порядка это условие является и достаточным условием устойчивости. Необходи-

мое условие устойчивости — положительность коэффициентов характеристического уравнения — для систем третьего и высших порядков обеспечивает отрицательность лишь действительных корней, но не действительных частей комплексных корней. Поэтому необходимого условия недостаточно для устойчивости систем выше второго порядка, так как по виду характеристического уравнения еще неизвестно, какими являются корни. В этом случае требуется исследование устойчивости с помощью критериев устойчивости.

Алгебраические критерии устойчивости позволяют по коэффициентам характеристического уравнения замкнутой системы определить, все ли корни находятся в левой полуплоскости, не решая этого уравнения. Наиболее часто из алгебраических критериев применяются известные критерии Рауса и Гурвица.

Частотные критерии позволяют судить об устойчивости замкнутых систем по частотным характеристикам условно разомкнутых систем без определения корней характеристического уравнения замкнутой системы. Частотные критерии позволяют определить устойчивость замкнутой системы при отсутствии характеристического уравнения и передаточных функций системы, используя экспериментально полученные частотные характеристики звеньев и разомкнутой системы в целом. Наиболее известны частотные критерии Найквиста и Михайлова.

Устойчивость реактора с температурной обратной связью. Рассмотрим устойчивость некоторых простых реакторных систем. Вернемся к случаю реактора с обратной связью по температуре топлива. Представим звено обратной связи передаточной функцией вида $F(s) = \alpha_T k_0 / (s + \gamma)$, где α_T — температурный коэффициент топлива.

Амплитудные и фазовые частотные характеристики реактора с температурной обратной связью представлены на рис. 2.7,б. Для высоких частот обратной связью можно пренебречь, так как постоянная времени $T_T = 1/\gamma$ топливных процессов велика по сравнению с постоянной времени нейтронных процессов. Поэтому в области высоких частот передаточная функция реактора с температурной обратной связью совпадает с передаточной функцией реактора нулевой мощности.

В области низких частот при $\alpha_T < 0$ амплитуда передаточной функции уменьшается, и соответственно фазовый сдвиг между колебаниями мощности и реактивности стремится к нулю.

Как видно из рис. 2.7,б, температурный эффект реактивности может привести к положительному фазовому сдвигу.

Будем рассматривать устойчивость реактора в области низких частот, где передаточную функцию реактора нулевой мощности можно записать в виде $W_n(s) = (s + \lambda) / (\beta s)$. Тогда характеристическое уравнение запишется так:

$$1 - \alpha_T k_0 (s + \lambda) / [\beta s (s + \gamma)] = 0,$$

или $s^2 + (\gamma - k)s - k\lambda = 0$, где $k = \alpha_T k_0 / \beta$. Система устойчива, если $\gamma - k > 0$ и $k\lambda < 0$. Поскольку единственным физическим парамет-

ром, который мог бы иметь любой знак, является температурный коэффициент реактивности α_T , то система устойчива, если $\alpha_T < 0$. Условие $\gamma - k > 0$ в этом случае выполняется автоматически.

При некоторых видах передаточной функции обратной связи неустойчивость реактора может возникнуть и при отрицательном температурном коэффициенте реактивности. Покажем возможность такой неустойчивости на примере реактора, у которого температура топлива быстро возрастает при скачке мощности, а затем с некоторым запаздыванием замедлитель нагревается от топлива.

Уравнения для отклонений температур в такой системе можно записать в виде (при условии $T_T \gg T_s$)

$$T_T d(\delta T_T)/dt = k_T Q_s \delta Q - \gamma_T \delta T_T T_T; \quad (2.31)$$

$$T_s d(\delta T_s)/dt = k_s T_T \delta T_T - \gamma_s T_s \delta T_s, \quad (2.32)$$

где k_T , k_s — величины обратные теплоемкости топлива и замедлителя соответственно; $1/\gamma_T$, $1/\gamma_s$ — постоянные времени топлива и замедлителя соответственно; T_T , T_s — температура топлива и замедлителя соответственно.

В случае импульса мощности $\delta Q = \delta(t)$, где $\delta(t)$ — функция Дирака, решения уравнений (2.31) и (2.32) будут

$$T_T \delta T_T = k_T \exp(-\gamma_T t); \quad (2.33)$$

$$T_s \delta T_s = [k_T k_s / (\gamma_s - \gamma_T)] [\exp(-\gamma_T t) - \exp(-\gamma_s t)]. \quad (2.34)$$

Изменение реактивности в зависимости от изменения температуры топлива и замедлителя есть

$$\delta \rho = T_T \alpha_T \delta T_T + \alpha_s T_s \delta T_s,$$

тогда функцию $F(t)$, характеризующую механизм обратных связей, можно записать в виде

$$F(t) = k_T \left\{ \alpha_T \exp(-\gamma_T t) + \frac{\alpha_s k_s [\exp(-\gamma_T t) - \exp(-\gamma_s t)]}{\gamma_s - \gamma_T} \right\}. \quad (2.35)$$

Запишем (2.35) после преобразования по Лапласу

$$F(s) = \frac{\alpha_T k_T}{\gamma_T + s} + \frac{\alpha_s k_s}{(\gamma_T + s)(\gamma_s + s)}. \quad (2.36)$$

Характеристическое уравнение рассматриваемого реактора с каналами обратной связи по температуре топлива и замедлителя имеет вид

$$1 - W(s) \left[\frac{\alpha_T k_T}{\gamma_T + s} + \frac{\alpha_s k_s}{(\gamma_T + s)(\gamma_s + s)} \right] = 0.$$

Если представим передаточную функцию реактора формулой (2.18), то получим характеристическое уравнение четвертой степени. В этом случае для исследования устойчивости необходимо применение алгебраических критериев (например, критерия Рауса). Воспользуемся тем, что частотная функция реактора нулевой мощ-

ности может быть представлена в виде $W(j\omega) = A(\omega) - jB(\omega)$, где A, B — положительны при любых ω . Кроме того, предположим, что $\alpha_T = 0$ (т. е. не существует обратной связи по температуре топлива). Тогда

$$F(j\omega) = \frac{\alpha_s k_s [(1 - \omega^2/(\gamma_T \gamma_s)) - j(\omega/\gamma_T + \omega/\gamma_s)]}{\gamma_T \gamma_s (1 + \omega^2/\gamma_T^2) (1 + \omega^2/\gamma_s^2)} \quad (2.37)$$

или $F(j\omega) = C(\omega) - jD(\omega)$, где $C(\omega)$ и $D(\omega)$ — действительная и мнимая части $F(j\omega)$ соответственно.

Условие границы устойчивости ($s = j\omega$) запишем в виде

$$C(\omega) - jD(\omega) = W^{-1}(j\omega), \quad (2.38)$$

или

$$C(\omega) - jD(\omega) = A(\omega) / (A^2(\omega) + B^2(\omega)) + \\ + jB(\omega) / (A^2(\omega) + B^2(\omega)).$$

При $\alpha_s < 0$ мнимая часть $F(j\omega)$ всегда положительная; действительная часть $F(j\omega)$ принимает отрицательные значения при малых ω , равна нулю при $\omega = \sqrt{\gamma_T \gamma_s}$, положительна при $\omega > \sqrt{\gamma_T \gamma_s}$. Следовательно, выполнение равенства (2.38) возможно при $\alpha_s < 0$ и $\omega > \sqrt{\gamma_T \gamma_s}$.

В случае отрицательной обратной связи условие границы устойчивости имеет вид

$$F(j\omega) W(j\omega) = -1. \quad (2.39)$$

Равенство (2.39) означает, что на границе устойчивости реактора с отрицательной обратной связью сумма фазовых углов частотных функций реактора и обратной связи при некоторых частотах равна $-\pi$, а произведение модулей равно единице.

Таким образом, показана возможность существования неустойчивости реактора, обусловленной запаздыванием теплопередачи от топлива к замедлителю.

Учет температурного коэффициента реактивности по топливу вносит в систему дополнительный канал обратной связи ($\delta Q \rightarrow \delta T_T \rightarrow \delta \rho$), параллельный рассмотренному каналу обратной связи по температуре замедлителя. Очевидно, если мы имеем отрицательный температурный коэффициент реактивности топлива, результирующий фазовый сдвиг колебаний мощности относительно колебаний реактивности при этом только уменьшается, что способствует повышению устойчивости системы.

Характер зависимости $\text{Im}[F(j\omega)]$ от $\text{Re}[F(j\omega)]$ при увеличении ω показан на рис. 2.8, кривая 1 описывает случай, когда нет обратной связи по топливу, кривая 2 — соотношение между мнимой и действительной частями $F(j\omega)$ при наличии отрицательной обратной связи по топливу и замедлителю.

Представляет интерес случай положительного температурного коэффициента реактивности топлива при отрицательном температурном коэффициенте замедлителя. В этом случае вектор $\delta \rho_T = -\alpha_T \delta T_T$ увеличивает фазовый сдвиг в контуре обратной связи.

Если этот фазовый сдвиг близок к $-\pi$, система находится на границе устойчивости.

Ксеноновая неустойчивость реактора. Рассмотрим один вид неустойчивости, возникающей в реакторах на тепловых нейтронах с высокими плотностями потоков нейтронов. Эта неустойчивость вызвана положительной обратной связью реактивности с мощностью реактора, обусловленной уменьшением (увеличением) равновесной концентрации ядер ксенона при увеличении (уменьшении) мощности реактора, длительное время работавшего на стационарном уровне. Изменение концентрации ядер ксенона в ре-

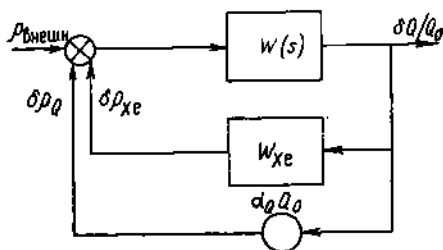
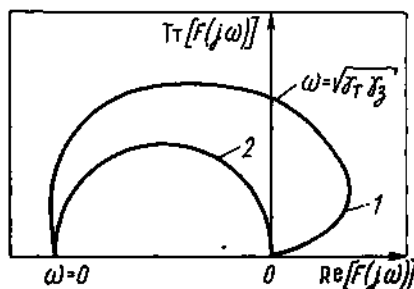


Рис. 2.8. Определение областей устойчивости реактора с обратными связями по температурам топлива и замедлителя:

1 — обратная связь по температуре топлива отсутствует; 2 — обратная связь по температуре топлива существует

Рис. 2.9. Структурная схема передаточных функций реактора с ксеноновой и мощностной обратными связями

акторе, в свою очередь, приводит к изменению реактивности. Физически эта положительная обратная связь объясняется изменением скорости выгорания ксенона из-за захвата нейтронов при изменении уровня мощности. Процесс изменения реактивности со временем замедляется, так как при работе реактора на мощности, отличающейся от стационарной, изменяется выход йода, а следовательно, и ксенона.

Для анализа устойчивости реактора, охваченного ксеноновой обратной связью, необходимо решать уравнения (1.58) и (1.60) совместно с уравнениями кинетики реактора, в которых величина реактивности записывается в виде суммы реактивности в стационарном состоянии и эффектов реактивности, вызванных изменением концентрации ксенона и остальных параметров, оказывающих влияние на реактивность, при изменении мощности реактора.

В общем случае, входящие в эти уравнения неизвестные зависят от пространственных координат и времени. Анализ устойчивости реактора с пространственно-распределенными параметрами дан в следующем параграфе.

В случае точечного реактора зависимостью от пространственных координат можно пренебречь и рассматривать условия устойчивости мощности реактора, охваченного ксеноновой обратной

связью. Уравнения (1.58) и (1.60) совместно с уравнениями кинетики реактора представляют собой систему нелинейных дифференциальных уравнений первого порядка. Все результаты, представленные в этом и следующем параграфах, получены из линеаризованных уравнений. Они позволяют указать условия, при которых возникает неустойчивость реактора.

Ксеноновые колебания в реакторе происходят очень медленно, их период составляет несколько десятков часов, поэтому при анализе устойчивости мощностную обратную связь можно считать не зависящей от частоты колебаний. Структурную схему реактора с ксеноновой и мощностной обратными связями представим в виде, изображенном на рис. 2.9. Характеристическое уравнение такого реактора:

$$1 - W(s) [W_{xe}(s) + \alpha_Q Q_0] = 0, \quad (2.40)$$

где $W_{xe}(s) = \delta \rho_{xe}(s) Q_0 / \delta Q$; $\delta \rho_{xe}$ — изменение реактивности, обусловленное изменением концентрации ксенона при малом отклонении мощности от стационарного уровня Q_0 . Учитывая, что в рассматриваемой области частот ($s \rightarrow 0$) $|W(s)| \gg 1$, можно записать

$$W_{xe}(s) + \alpha_Q Q_0 = 0. \quad (2.41)$$

Для определения $W_{xe}(s)$ необходимо провести линеаризацию и преобразование по Лапласу уравнений (1.58) и (1.60). Подробно эта процедура описана в § 2.5. Можно показать, что после определения $W_{xe}(s)$ характеристическое уравнение (2.41) примет вид $as^2 + bs + d = 0$.

Для устойчивости реактора необходимо, чтобы все коэффициенты этого уравнения были положительны. При отрицательном α_Q неустойчивость возникает, если $|\alpha_Q Q_0| < |\rho_{xe_{равн}}|$, где $\rho_{xe_{равн}}$ — реактивность, обусловленная равновесным отравлением ксеноном при высоких плотностях потока нейтронов ($\varphi \geq 3 \cdot 10^{11}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$). Для энергетических реакторов $\rho_{xe_{равн}} \approx 4\%$, в то время как $\alpha_Q Q_0$ обычно не превосходит по модулю 3%. Таким образом, в реакторах с высокой плотностью потоков нейтронов возможна ксеноновая неустойчивость. Однако неустойчивость этого типа имеет очень низкую частоту колебаний мощности. Такие колебания мощности легко подавляются автоматическим регулятором или оператором вручную.

В больших реакторах, где потеря реактивности в результате утечки нейтронов из активной зоны мала по сравнению с отравлением, наряду с колебаниями полной мощности могут возникать колебания распределения мощности по объему активной зоны, связанные с перераспределением концентраций йода и ксенона по объему. В связи со сложным характером этих колебаний регулирование распределения мощности представляет собой более трудную задачу, чем регулирование уровня мощности при наличии ксеноновой обратной связи.

§ 2.4. УСТОЙЧИВОСТЬ ПРОСТРАНСТВЕННОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ МОЩНОСТИ

Необходимость исследования устойчивости пространственного распределения мощности в больших ядерных реакторах впервые возникла в связи с экспериментальным обнаружением пространственных ксеноновых колебаний, обусловленных перераспределением концентрации иода и ксенона в объеме активной зоны.

В современных кипящих канальных реакторах положительный паровой коэффициент реактивности может быть по абсолютной величине больше температурного коэффициента реактивности по топливу, что также приводит к появлению пространственной неустойчивости распределения мощности. При большом значении положительного парового коэффициента реактивности постоянные времени развития пространственной неустойчивости могут оказаться малыми, и для управления таким реактором необходимо применение системы локальных автоматических регуляторов мощности.

Таким образом, задача исследования динамических характеристик пространственного распределения мощности в больших реакторах на тепловых нейтронах является важной для проектирования систем управления реактором. Исследование устойчивости пространственного распределения мощности в большинстве случаев проводят с помощью метода гармоник. Получим условия возникновения ксеноновых колебаний в больших реакторах на тепловых нейтронах.

Так как эти колебания медленные, то поведение распределения плотности нейтронного потока можно описать стационарным одногрупповым уравнением диффузии

$$M^2 \Delta \varphi(r, t) + [k_\infty(r, t) - 1] \varphi(r, t) = 0 \quad (2.42)$$

или

$$\Delta \varphi + B^2 \varphi = 0, \quad (2.43)$$

где $B^2 \equiv (k_\infty - 1) / M^2$ — материальный параметр системы, зависящий от времени и координат.

Уравнения, описывающие концентрацию ксенона-135 и иода-135 в любой точке реактора, даны соотношениями (1.58) и (1.60).

Для удобства дальнейших выкладок проведем в этих уравнениях замену $I / X_{e, \text{равно}} \rightarrow \bar{I}$, $\frac{X_e}{X_{e, \text{равно}}} \rightarrow \bar{X}_e$, $\gamma_{Xe} / \gamma_{Te} \rightarrow \bar{\gamma}_{Xe}$,

где $X_{e, \text{равно}} = X_{e, \text{равн}}$ при $\varphi \rightarrow \infty$. Учитывая, что $\gamma_{Te} \gg \gamma_{Xe}$ и $\Sigma_f = \frac{X_{e, \text{равн}} \sigma_{Xe}}{\gamma_{Te}}$ и пренебрегая членом $\sigma_I \varphi_I$ в уравнении (1.58), получаем

$$d\bar{I}/dt = \varphi \gamma_{Xe} \bar{\gamma}_{Te} - \lambda_I \bar{I}; \quad (2.44)$$

$$d\bar{X}_e/dt = \varphi \gamma_{Xe} \bar{\gamma}_{Xe} - \lambda_{Xe} \bar{X}_e - \varphi \gamma_{Xe} \bar{X}_e + \lambda_I \bar{I}. \quad (2.45)$$

Предположим, что в реактор внесено возмущение. Тогда $\varphi = \varphi_0 + \varphi'$; $B^2 = B_0^2 + a_Q \varphi' + a_{Xe} X_e'$; $X_e = X_{e0} + X_e'$, $I = I_0 + I'$, где индекс «0» относится к невозмущенному состоянию реактора; a_Q — величина, пропорциональная мощностному коэффициенту реактивности; $a_{Xe} = \sigma_{Xe} / \Sigma_a$ (Σ_a — макроскопическое сечение поглощения в гомогенизированной активной зоне); φ' , X_e' , I' — отклонения плотности потока нейтронов, концентрации ксенона и йода от стационарного состояния соответственно.

Вычитая уравнения для невозмущенного состояния из уравнения для возмущенного состояния и пренебрегая членами второго порядка малости вида $\varphi' I'$, $X_e' \varphi'$, $\varphi' \varphi'$, получаем в отклонениях

$$\Delta \varphi' + B_0^2 \varphi' + \varphi_0 a_{Xe} X_e' + \varphi_0 a_Q \varphi' = 0; \quad (2.46)$$

$$dI' / dt = \varphi' \sigma_{Xe} \gamma_{Te} - \lambda_I I'; \quad (2.47)$$

$$dX_e' / dt = \varphi' \sigma_{Xe} \bar{\gamma}_{Xe} + \lambda_I I' - \lambda_{Xe} X_e' - \varphi_0 \sigma_{Xe} X_e' - \sigma_{Xe} \bar{X}_{e0} \varphi'. \quad (2.48)$$

Будем искать решения в виде

$$\varphi' = \varphi'' \exp st; \quad X_e' = X_e'' \exp st; \quad I' = I'' \exp st. \quad (2.49)$$

Подстановка значений (2.49) в уравнения (2.46—2.48) дает

$$\Delta \varphi'' + B_0^2 \varphi'' + \varphi_0 a_{Xe} X_e'' + \varphi_0 a_Q \varphi'' = 0; \quad (2.50)$$

$$s I'' = \varphi'' \sigma_{Xe} \gamma_{Te} - \lambda_I I''; \quad (2.51)$$

$$s X_e'' = \varphi'' \sigma_{Xe} \bar{\gamma}_{Xe} + \lambda_I I'' - \lambda_{Xe} X_e'' - \varphi_0 \sigma_{Xe} X_e'' - \sigma_{Xe} \bar{X}_{e0} \varphi''. \quad (2.52)$$

Амплитуды возмущений в соотношениях (2.49) могут быть разложены в ряды ортонормированных собственных функций краевой задачи, которая имеет невозмущенное распределение потока нейтронов в качестве основного решения (разложение по собственным функциям формы потока нейтронов) или в ряды ортонормированных собственных функций краевой задачи, имеющей решения в виде простых геометрических функций. Рассмотрим подробнее оба метода решений.

Собственные функции формы потока нейтронов. В этом случае

$$\varphi'' = \sum_i A_i g_i, \quad X_e'' = \sum_i X_{e_i} g_i, \quad (2.53)$$

где g_i — собственные функции, определяемые уравнением

$$(\Delta + B_0^2) g_i + \mu_i^2 g_i = 0. \quad (2.54)$$

Здесь $\mu_0 = 0$ и g_0 пропорционально φ_0 . С увеличением номера гармоники величина μ_i возрастает. После подстановки I'' из уравнения (2.51) в (2.52) и соотношений (2.53) в (2.50) и (2.52), умножая (2.50) и (2.52) на g_j и интегрируя по объему реактора, получаем

$$(-\mu_j^2 + a_Q \bar{\varphi}_j) A_j + a_{Xe} \bar{\varphi}_j X_{e_j} + \sum_{i \neq j} (a_Q \bar{\varphi}_{ij} A_i + a_{Xe} \bar{\varphi}_{ij} X_{e_i}) = 0; \quad (2.55)$$

$$\sigma_{xe} \left(\bar{X}e_j - \bar{\gamma}_{xe} - \frac{\lambda_1 \gamma_{Te}}{\lambda_1 + s} \right) A_j + (s + \lambda_{xe} + \sigma_{xe} \bar{\varphi}_j) \bar{X}e_j + \\ + \sum_{i \neq j} (\sigma_{xe} \bar{X}e_i A_i + \sigma_{xe} \bar{\varphi}_{ij} Xe_i) = 0, \quad (2.56)$$

где $\varphi_j = \int \varphi_0 g_j^2 dV$; $\bar{\varphi}_{ij} = \int \varphi_0 g_i g_j dV$;

$$\bar{X}e_j = \int Xe_0 g_j^2 dV; \quad \bar{X}e_{ij} = \int Xe_0 g_i g_j dV.$$

Уравнения (2.55) и (2.56) линейны относительно $\bar{X}e_j$ и A_j . Приравняв определитель системы уравнений (2.55) и (2.56) к нулю, находим значения s .

Перекрестные члены $\bar{\varphi}_{ij}$ и Xe_{ij} малы, так как функции g_i ортогональны. В частном случае, если форма невозмущенного потока плоская, перекрестные члены равны нулю. Тогда возможные величины s определяются из уравнения $s^2 + bs + c = 0$, где

$$b = \lambda_1 + \lambda_{xe} + \sigma_{xe} \bar{\varphi}_j - \frac{a_{xe} \sigma_{xe} \bar{\varphi}_j (\bar{X}e_j - \bar{\gamma}_{xe})}{(-\mu_j^2 + a_Q \bar{\varphi}_j)}; \quad (2.57)$$

$$c = \lambda_1 + [\lambda_{xe} + \sigma_{xe} \bar{\varphi}_j + \frac{a_{xe} \sigma_{xe} \bar{\varphi}_j (\gamma_{Te} - \bar{X}e_j + \bar{\gamma}_{xe})}{(-\mu_j^2 + a_Q \bar{\varphi}_j)}]. \quad (2.58)$$

Порог самопроизвольных колебаний находят из условия $b=0$. При $b>0$ реактор устойчив. Условие $b=0$ можно записать в виде

$$\mu_j^2 = - \frac{a_{xe} (\bar{X}e_j - \bar{\gamma}_{xe})}{1 + (\lambda_1 + \lambda_{xe}) / (\sigma_{xe} \bar{\varphi}_j)} + a_Q \bar{\varphi}_j = - a_{xe} f(\bar{\varphi}_j) + a_Q \bar{\varphi}_j. \quad (2.59)$$

Собственные значения μ_j^2 зависят от формы распределения потока нейтронов и размеров реактора, тогда как правая часть (2.59) зависит главным образом от уровня потока нейтронов и слабее — от формы распределения.

Если сделать подстановку $\Lambda_j = \mu_j^2 / B_g^2$; $a_{xe} = a_{xe} / M^2$; $a_Q = a_Q / M^2$, где B_g^2 — геометрический параметр реактора, то

$$-f(\varphi_j) = M^2 B_g^2 \Lambda_j / a_{xe} - a_Q \bar{\varphi}_j / a_{xe}. \quad (2.60)$$

Величина $\bar{X}e_j$ приближенно равна отравлению в стационарном состоянии для потока φ_j . Функция $f(\varphi_j) < 0$ при $\varphi < 3,5 \times 10^{11}$ нейтр./см²·с). Это означает, что при $\varphi < 3,5 \times 10^{11}$ нейтр./см²·с) ксеноновая нестабильность не может возникнуть.

Уравнение (2.60) показывает влияние мощностного коэффициента реактивности a_Q на пороговое значение плотности потока нейтронов, при котором возникают ксеноновые колебания. Положительный мощностной коэффициент снижает это значение, отрицательный увеличивает и при достаточно большом отрицательном мощностном коэффициенте реактивности ксеноновые колебания могут быть исключены. Аналогичный результат был получен

в § 2.3, где рассматривалась ксеноновая неустойчивость точечного реактора.

Период ксеноновых колебаний $T=2\pi/c^{1/2}$, где c определяется из уравнения (2.58) при $b=0$:

$$c = \lambda_1 [\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \bar{\varphi}_j + (\lambda_1 + \lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \bar{\varphi}_j) (\gamma_{Te} - \bar{X}_{e,j} + \bar{\gamma}_{Xe}) / (\bar{X}_{e,j} - \bar{\gamma}_{Xe})]. \quad (2.58a)$$

Расчет, проведенный по формуле (2.58a), показывает, что период ксеноновых колебаний составляет 20—30 ч.

Геометрические собственные функции. Существенное упрощение в расчетах может быть сделано, если использовать разложение возмущений в геометрические собственные функции, которые легко определяются из уравнения $\Delta f_i + k^2 f_i = 0$. Например, для одномерного реактора $k_i = (i+1)\pi/H$ и $f_i = (2/H)^{1/2} \sin(i+1)\pi z/H$. Возмущения можно представить в виде разложений

$$\varphi'' = \sum_{i=1}^{\infty} A'_i f_i; \quad X_{e''} = \sum_{i=1}^{\infty} X_{e,i}' f_i.$$

Подстановка этих разложений в уравнения (2.50) и (2.52) (после подстановки из (2.51) члена I''), умножение уравнений на f_j и интегрирование по объему реактора дает

$$(-k_j^2 + \bar{B}_j + a_Q \bar{\varphi}'_j) A'_j + a_{Xe} \bar{\varphi}'_j \bar{X}_{e,i}' + \\ + \sum_{i \neq j} [(B^2_{ij} + a_Q \bar{\varphi}'_{ij}) A'_i + a_{Xe} \bar{\varphi}'_{ij} \bar{X}_{e,i}'] = 0, \quad (2.61)$$

$$\sigma_{Xe} \left(\bar{X}_{e,j}' - \bar{\gamma}_{Xe} - \frac{\lambda_1 \gamma_{Te}}{\lambda_1 + s} \right) A'_j + (s + \lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \bar{\varphi}'_j) \bar{X}_{e,j}' + \\ + \sum_{i \neq j} (\sigma_{Xe} \bar{X}_{e,i}' A'_i + \sigma_{Xe} \bar{\varphi}'_{ij} \bar{X}_{e,i}') = 0, \quad (2.62)$$

где

$$\bar{\varphi}'_j = \int \varphi_0 f_j^2 dV; \quad \bar{\varphi}'_{ij} = \int \varphi_0 f_i f_j dV; \\ \bar{X}_{e,j}' = \int X_{e,0} f_j^2 dV; \quad \bar{X}_{e,i,j}' = \int X_{e,0} f_i f_j dV; \\ \bar{B}_j = \int B^2_0 f_j^2 dV; \quad \bar{B}_{ij} = \int B^2_0 f_i f_j dV.$$

Уравнение (2.61) содержит перекрестные члены B^2_{ij} , которых нет в уравнении (2.55). Для реактора с формой распределения потока нейтронов, пропорциональной геометрической моде, B^2_0 есть постоянная величина и уравнение (2.61) совпадает с уравнением (2.55). Однако для распределения, близкого к равномерному, B^2_0 велико вблизи границы реактора и мало вблизи центра, поэтому перекрестными членами B^2_{ij} нельзя пренебрегать.

Качественная картина пространственных ксеноновых колебаний иллюстрируется рис. 2.10, а. Начальный перекоп распределения мощности (сплошная линия на диаграмме 1) вызывает перекоп распределения концентрации ксенона (пунктирная линия на диаграмме 1). Это, в свою очередь, усиливает перекоп распределения мощности (диаграмма 2). Однако спустя некоторое время процесс распада накопленного иода меняет направление, вызывая перекоп распределения мощности в другом направлении (диаграммы 3 и 4).

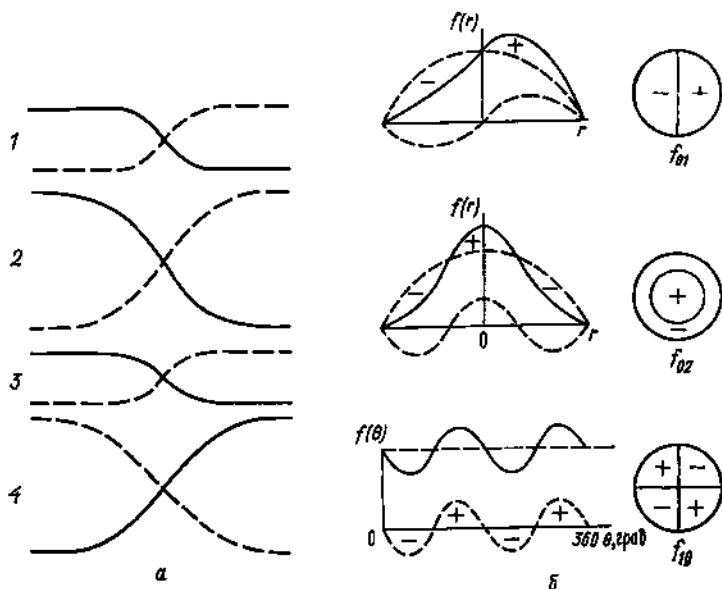


Рис. 2.10. Иллюстрация пространственных ксеноновых колебаний: развитие колебаний во времени (а), форма колебаний в цилиндрическом реакторе (б)

Для гомогенизированного цилиндрического реактора высотой H и радиусом R геометрические собственные функции, полученные из решения однотермического диффузионного уравнения, имеют вид

$$f_{ijk} = \cos(i\theta + \psi) J_0\left(\alpha_j \frac{r}{R}\right) \cos\left[(1 + 2k) \frac{\pi z}{H}\right],$$

где α_j — нули функции Бесселя нулевого порядка первого рода; $i, j, k=0, 1, 2, \dots$; ψ — произвольный азимут.

Развитие радиально-азимутальных колебаний в цилиндрическом реакторе иллюстрируется рис. 2.10, б, где показано наложение высоких гармоник на форму основного распределения потока нейтронов в реакторе. Области возрастания потока нейтронов обозначены знаком «+», области уменьшения знаком «-». В правой части рис. 2.10, б дано схематическое изображение развития деформаций распределения потока нейтронов.

Возникающие колебания распределения мощности непрерывны. Чтобы погасить, например, гармонику f_{01} , необходимо перемещать регулирующие стержни в противоположных направлениях в обеих половинах реактора.

При практическом анализе устойчивости распределения мощности математическая модель динамики распределения мощности требует тщательного учета и разделения всех факторов, влияющих на устойчивость.

Анализ устойчивости реактора типа РБМК. Рассмотрим модель динамики распределения мощности, нашедшую применение для анализа устойчивости большого водо-графитового кипящего реактора типа РБМК, при проектировании. В этом реакторе динамические характеристики распределения мощности определяются в основном обратными связями по температуре топлива и замедлителя (графита), паросодержанию и отравлению ксенона.

Будем рассматривать поведение реактора вблизи номинального уровня мощности при небольших отклонениях параметров от номинальных. Прежде всего запишем выражения для основных параметров реактора через отклонения от стационарного состояния. Плотность потока нейтронов

$$\varphi(r, t) = \varphi(r, 0) + \delta\varphi(r, t)\varphi(0, 0) \quad (2.63)$$

при условии нормировки

$$\int_V \varphi(r, 0) \Sigma_f(r) dr = Q_0.$$

Температурный напор от топлива и графита к теплоносителю соответственно:

$$T_T(r, t) = \bar{T}_T(r, 0) + \delta T_T(r, t)\bar{T}_T(0, 0); \quad (2.64)$$

$$T_{TP}(r, t) = \bar{T}_{TP}(r, 0) + \delta T_{TP}(r, t)\bar{T}_{TP}(0, 0), \quad (2.65)$$

где

$$\bar{T}_T(r, t) = T_T(r, t) - T_s; \quad \bar{T}_{TP}(r, t) = T_{TP}(r, t) - T_s,$$

т. е. температура теплоносителя во всем объеме реактора принимается равной температуре насыщения при среднем давлении теплоносителя. Можно полагать, что в начальный момент времени, распределение температур топлива подобно распределению плотности потока нейтронов, следовательно

$$T_T(r, 0)/T_T(0, 0) = \varphi(r, 0)/\varphi(0, 0).$$

Концентрации ядер мода и ксенона запишем в виде

$$I(r, t) = I(r, 0) + \delta I(r, t)I(0, 0); \quad (2.66)$$

$$Xe(r, t) = Xe(r, 0) + \delta Xe(r, t)Xe(0, 0). \quad (2.67)$$

Распределение равновесных концентраций ядер ксенона и мода:

$$Xe(r, 0) = \Sigma_f(r) (\gamma_{Xe} + \gamma_{Te}) \varphi(r, 0) / [(\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi(r, 0))];$$

$$I(r, 0) = \gamma_{Te} \Sigma_f(r) \varphi(r, 0) / \lambda_I.$$

Связь отклонения паросодержания с отклонением теплового напора, учитывая перенос тепла вдоль твэла, можно выразить следующим аппроксимационным выражением:

$$\eta(r) = \frac{(k_f f)}{rG} \bar{T}_\tau(0, 0) \frac{\gamma'}{\gamma''} \left[1 - \psi(r) \frac{\pi}{2} \right] \int_{\xi_0 H}^z \delta T_\tau(r, t) dz, \quad (2.68)$$

где

$$\psi(r) = \frac{X(r, 0)}{\gamma''/\gamma' + X(r, 0) (1 - \gamma''/\gamma')};$$

$$X(r, 0) = \frac{a}{rG} \int_{\xi_0 H}^z \Sigma_f(r) \varphi(r, 0) dz,$$

a — переводной коэффициент скорости делений в тепловую мощность реактора; r — скрытая теплота парообразования; $X(r, 0)$ — стационарное распределение паросодержания; $(k_f f)$ — коэффициент теплопередачи поверхности твэла; γ' , γ'' — плотность воды и пара на линии насыщения; G — расход теплоносителя.

Граница экономайзерного участка $\xi_0 H$ определяется из условия

$$a \int_0^{\xi_0 H} \Sigma_f(r) \varphi(r, 0) dz = (G)(i' - i_0), \quad (2.69)$$

где $(i' - i_0)$ — недогрев теплоносителя на входе в активную зону.

Уравнения, описывающие динамику распределения мощности по объему реактора с учетом одной эквивалентной группы запаздывающих нейтронов:

$$\begin{aligned} l \frac{\partial \delta \varphi(r, t)}{\partial t} = M^2 [\Delta + B^2_0(r)] \varphi(r, t) + \beta [\delta c(r, t) - \\ - \delta \varphi(r, t)] + \frac{\varphi(r, 0)}{\varphi(0, 0)} [\alpha_\varphi \eta(r, t) + \alpha_\tau T_\tau(0, 0) \delta T_\tau(r, t) + \alpha_{rp} T_{rp}(0, 0) \times \\ \times \delta T_{rp}(r, t) + \rho_{Xe}(r, t) \delta X_e(r, t)]; \end{aligned} \quad (2.70)$$

$$(1/\lambda) [\partial \delta c(r, t) / \partial t] = \delta \varphi(r, t) - \delta c(r, t), \quad (2.71)$$

где $\delta c(r, t) = \{\lambda [c(r, t) - c(r, 0)]\} / \beta \varphi(0, 0)$,

$$T_\tau \frac{\partial \delta T_\tau(r, t)}{\partial t} = \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \delta \varphi(r, t) - \delta T_\tau(r, t); \quad (2.72)$$

$$\begin{aligned} \tau_{rp} \frac{\partial \delta T_{rp}(r, t)}{\partial t} = \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \delta \varphi(r, t) - \delta T_{rp}(r, t), \\ \delta T_{rp}(0) = \delta T_{rp}(H) = 0, \end{aligned} \quad (2.73)$$

где T_τ , T_{rp} — постоянные времени разогрева (охлаждения) топлива и графита соответственно.

Уравнения для безразмерных отклонений $\delta X_e(r, t)$ и $\delta I(r, t)$:

$$\frac{1}{\lambda_I} \frac{\partial \delta I(r, t)}{\partial t} = \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \delta \varphi(r, t) - \delta I(r, t); \quad (2.74)$$

$$\begin{aligned} \frac{1}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi(0, 0)} \frac{\partial \delta X_e(r, t)}{\partial t} = & \left[\frac{\gamma_{Xe}}{\gamma_{Xe} + \gamma_I} \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} - \right. \\ & \left. - \frac{\sigma_{Xe} \varphi(r, 0)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi(r, 0)} \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \right] \delta(r, t) + \frac{\gamma_{Te}}{\gamma_{Xe} + \gamma_{Te}} \delta I(r, t) - \\ & - \frac{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi(r, 0)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi(0, 0)} \delta X_e(r, t). \end{aligned} \quad (2.75)$$

Предполагается, что $\varphi(r, 0)/\varphi(0, 0)=1$ в пределах области, ограниченной цилиндрической поверхностью $r=r(R_1; z_1 \leq z \leq z_2; R_1 < R_0; 0 < z_1; z_2 < H$, где R_0 — радиус реактора); $\varphi(r, 0)=0$ на экстраполированной границе реактора $r=\Gamma(r=R_0, z=H, z=0)$.

Решение записанной системы уравнений находят в виде суммы ряда собственных функций следующей краевой задачи:

$$\left. \begin{aligned} \Delta \varphi(r) + (B^2 + \mu^2) \varphi(r) &= 0; \\ \varphi(r)|_{r=\Gamma} &= 0; \\ \nabla \varphi(r)|_{r=\Gamma=0} &= \nabla \varphi(r)|_{r=\Gamma=0}. \end{aligned} \right\} \quad (2.76)$$

В результате решения получается ряд собственных функций $\{\varphi_{i,j,k}(r, \theta, z)\}$ и соответствующий ему ряд собственных значений $\{\mu_{i,j,k}^2\}$.

Дальнейшая процедура аналогична описанной выше при анализе ксеноновой неустойчивости. Она состоит в переходе от уравнений для переменных функций координат и времени к уравнениям для амплитуд гармоник, зависящим только от времени.

Широкий диапазон временных масштабов процессов, определяющих динамику распределения мощности, вызывает серьезные вычислительные трудности, так как корни характеристического уравнения записанной системы уравнений различаются на несколько порядков. Наибольший практический интерес представляет определение корней с максимальной действительной частью. С этой целью применительно к реактору типа РБМК можно выделить три временных области:

1) Область быстрых процессов (определяется постоянной времени прогрева топлива и образования пара равной десяткам секунд).

2) Промежуточная область (определяется постоянной времени прогрева графита равной нескольким десяткам минут).

3) Область медленных процессов (определяется постоянной времени образования ксенона равной нескольким часам).

Для каждой из этих областей можно записать соответствующие уравнения динамики. Во всех случаях принимается $Id\varphi/dt=0$. При этом условии будут выполняться следующие соотношения:

В области быстрых процессов ($t \sim 10^2$ с)

$$\tau_{гр} \frac{\partial \delta T_{гр}(r, t)}{\partial t} = \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \delta \varphi(r, t); \quad (2.77)$$

$$\frac{1}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe\varphi}(0, 0)} \frac{\partial \delta X_e(r, t)}{\partial t} = \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} \left[\frac{\gamma_{Xe}}{\gamma_{Xe} + \gamma_{Te}} - \frac{\sigma_{Xe\varphi}(0, 0)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe\varphi}(r, 0)} \right] \delta \varphi(r, t). \quad (2.78)$$

В промежуточной области (температурной) ($t \approx 10^2 - 10^3$ с)

$$\beta = 0; \quad T_{\tau} \frac{\partial \delta T_{\tau}(r, t)}{\partial t} = 0; \quad (2.79)$$

$$\frac{1}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe\varphi}(0, 0)} \frac{\partial \delta X_e(r, t)}{\partial t} = \left[\frac{\gamma_{Xe}}{\gamma_{Xe} + \gamma_{Te}} \frac{\Sigma_f(r)}{\Sigma_f(0)} - \frac{\sigma_{Xe\varphi}(0, 0)}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe\varphi}(0, 0)} \right] \delta \varphi(r, t). \quad (2.80)$$

В области медленных процессов (ксеноновой) ($t = 10^3 - 10^4$ с)

$$\beta = 0; \quad \frac{\partial \delta T_{\tau}(r, t)}{\partial t} = 0. \quad (2.81)$$

Для того чтобы оценить степень неустойчивости распределения мощности, достаточно приблизительно определить характерные времена изменения формы распределения, которые определяются несколькими низшими гармониками.

Анализ существенно упрощается, если оценка временных характеристик изменения распределения мощности производится отдельно в радиально-азимутальном направлении и по высоте. При анализе динамики радиально-азимутального распределения аксиальное поле предполагается неизменным и наоборот.

В уравнениях для амплитуд радиально-азимутальных гармоник оказывается допустимым пренебрежение перекрестными членами, поскольку зависимость коэффициентов уравнения от r слабая и гладкая. Поэтому можно записать и исследовать характеристическое уравнение отдельно для амплитуды каждой гармоники, чтобы определить зависимость корней от изменяемых параметров.

Для реактора РБМК практический интерес представляет зависимость действительной части корней характеристического уравнения от суммарного «быстрого» мощностного эффекта $\alpha_{\tau\varphi}$ (Доплер-эффект плюс паровой), поскольку этот эффект изменяется в реакторе в процессе его эксплуатации (рис. 2.11).

Характер изменения распределения мощности во времени определяется наибольшим действительным корнем или парой комплексно-сопряженных корней.

Из рис. 2.11 следует: по возрастанию устойчивости гармонические составляющие деформации распределения мощности располагаются в порядке повышения собственных значений ($\varphi_{00}, \varphi_{01}, \varphi_{02}$

и т. п.); при уменьшении $\alpha_{тф}$ корни изменяются следующим образом: пары действительных корней сближаются, принимают при некотором $\alpha_{тф}$ равные значения (превращаются в кратный корень), а при дальнейшем уменьшении $\alpha_{тф}$ превращаются в комплексные корни. Их действительная часть продолжает уменьшаться с увеличением $\alpha_{тф}$. При некотором значении $\alpha_{тф}$ действительная часть изменяет знак. Это значение соответствует границе устойчивости для данной гармоники: если $\alpha_{тф} \rightarrow M^2 \mu^2_{ij}$, то соответствующий наибольший

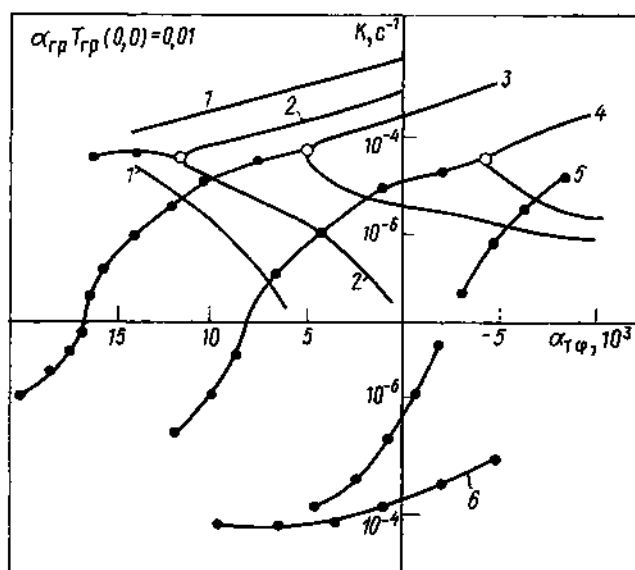


Рис. 2.11 Зависимость действительной части корней характеристического уравнения K от суммарного мощностного эффекта реактивности:

1 — Φ_{00} ; 2 — Φ_{01} ; 3 — Φ_{02} ; 4 — Φ_{10} ; 5 — Φ_{03} ; 6 — Φ_{11} ; —○—○—○— действительные и комплексные корни

корень ij стремится к бесконечности, что соответствует порогу быстрой неустойчивости, т. е. неустойчивости, определяемой только эффектами реактивности по паросодержанию и температуре твэла.

Таким образом, соотношение, определяющее существование быстрой неустойчивости гармоник, в первом приближении будет иметь вид

$$\alpha_{тф} \geq M^2 \mu^2_{ij}, \quad (2.82)$$

где $\alpha_{тф}$ определяется изменением реактивности на единичное изменение плотности теплоносителя и Доплер-эффектом топлива;

μ_{ij}^2 — разность геометрических параметров ij -й и основной гармоник ($\mu_{ij}^2 = B_{ij}^2 - B_0^2$).

Температурная неустойчивость в реакторе РБМК, обладающем положительной обратной связью по температуре замедлителя, возникает в первом приближении при условии

$$\alpha_{гр} + x_{гр} \geq \mu_{ij}^2 M^2, \quad (2.83)$$

где $x_{гр} = \alpha_{гр} \delta T_{гр} Q / \delta Q$; $\alpha_{гр}$ — температурный коэффициент реактивности по замедлителю.

Ясно, что при возникновении в реакторе температурной неустойчивости будет возникать и ксеноновая неустойчивость. При увеличении температурного коэффициента реактивности замедлителя ксеноновые колебания приобретают характер расходящихся колебаний.

При дальнейшем увеличении температурного коэффициента реактивности неустойчивость приобретает экспоненциальный вид, свойственный температурной неустойчивости, причем период экспоненты уменьшается с увеличением температурного коэффициента реактивности.

Период ij -й гармоники τ , обусловленной температурной неустойчивостью, приближенно определяется по формуле

$$\tau = \alpha_{гр} \tau_{гр} / (x_{гр} - \alpha_{гр_0}), \quad (2.84)$$

где $\alpha_{гр_0} = M^2 \mu_{ij}^2 - \alpha_{т, гр}$ — постоянная времени разогрева замедлителя.

Определение временных характеристик нестационарных деформаций распределения плотности нейтронов по высоте представляет собой более сложную задачу, так как даже при ограниченном числе гармоник характеристическое уравнение имеет довольно высокий порядок. Однако можно предполагать, что неустойчивость аксиального распределения в первую очередь должна проявляться в виде развивающегося во времени отклонения распределения плотности нейтронов от стационарного в противоположные стороны в верхней и нижних половинах активной зоны. Это предположение подтверждено экспериментом.

Описанная модель динамики распределения мощности реактора РБМК позволяет выделить области устойчивости реактора в плоскости коэффициентов реактивности и дает возможность сделать выводы о необходимости применения системы регулирования распределения мощности, а также оценить необходимое число локальных регуляторов мощности и место их расположения.

§ 2.5. МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ПРОЦЕССОВ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ. УСТОЙЧИВОСТЬ РЕАКТОРА С РЕГУЛЯТОРОМ

При проектировании реактора стремятся обеспечить его устойчивость. Однако даже реактор, устойчивый сам по себе, может оказаться неустойчивым, если неправильно спроектирован регуля-

тор. Поэтому обычно в процессе проектирования на математических моделях проводят подбор и настройку регуляторов.

Рассмотрим математическое описание процессов пуска реактора из подкритического состояния, автоматического регулирования (АР) заданного уровня мощности и аварийной защиты (АЗ).

Пуск. Цель исследований режима пуска — определение требований к пусковой аппаратуре, а также формулирование алгоритма управления, обеспечивающего безопасность режима при заданной длительности процесса. Следует отметить, что жесткие требования к ограниченности длительности процесса пуска обычно возникают в установках, где пуск проводится часто. В больших энергетических реакторах, пуск которых проводится сравнительно редко, эти требования смягчаются и поэтому алгоритм управления может быть существенно упрощен. Ниже рассматривается процесс пуска с жестким алгоритмом управления.

В течение пускового режима система регулирования должна обеспечивать изменение мощности с заданным периодом до выхода на требуемый уровень. В качестве сигнала ошибки используется отклонение величины, обратной периоду, от заданного значения:

$$1/T_p - 1/T_s, \text{ где } 1/T_p = d(\ln n)/dt. \quad (2.85)$$

Дифференцирование сигнала на выходе логарифмического усилителя проводится с помощью реального (инерционного) дифференцирующего звена. Уравнение, соответствующее этому звену, имеет вид

$$TdX_{\text{вых}}/dt + X_{\text{вых}} = k dX_{\text{вх}}/dt, \quad (2.86)$$

где T — постоянная времени звена; k — эквивалентный коэффициент усиления.

Операторная форма записи уравнения дифференцирующего звена имеет вид

$$(Ts + 1)X_{\text{вых}}(s) = k s X_{\text{вх}}(s). \quad (2.87)$$

Записав уравнение (2.87)

$$X_{\text{вых}}(s) = \frac{ks}{Ts + 1} X_{\text{вх}}(s) = \frac{k}{T} \left[X_{\text{вх}}(s) - \frac{X_{\text{вх}}(s)}{1 + Ts} \right], \quad (2.88)$$

структурную схему реального дифференцирующего звена можно представить в виде, изображенном на рис. 2.12 ($X_{\text{вх}} = \ln n$, $x_{\text{вых}} = 1/T_p$).

Величина ошибки $1/T_p - 1/T_s$ определяет скорость перемещения регулирующих органов, в качестве которых обычно используют стержни АР. Однако регулирование вблизи заданного уровня мощности только по сигналу производной от логарифма мощности за-

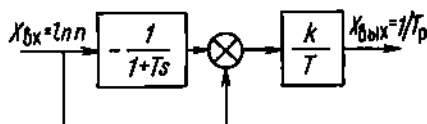


Рис. 2.12. Структурная схема дифференцирующего звена для определения обратного периода реактора

труднительно, поэтому в качестве сигнала ошибки целесообразнее использовать величину $k_1(1/T_p - 1/T_3) + k_2n$.

В начале пуска $k_1(1/T_p - 1/T_3) \gg k_2n$. По мере приближения к заданному уровню, которому соответствует величина n_3 , обратный период реактора стремится к нулю, так как $n_3 = (k_1/k_2) \times (1/T_3)$.

В случае использования релейной схемы регулирования стержни регулирования обычно перемещаются с постоянной скоростью. Для улучшения качества регулирования в закон управления вводится сигнал производной отклонения (после релейного элемента). Наличие производной форсирует действие регулятора на участке возрастания отклонения управляемой переменной и тормозит

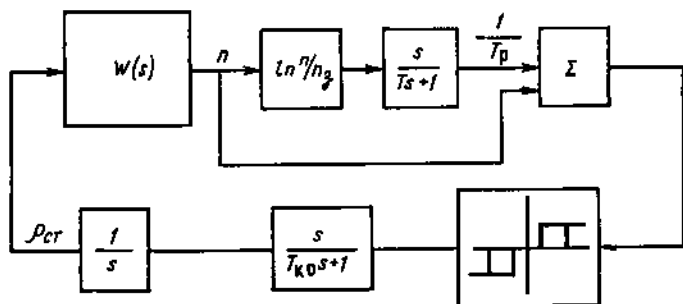


Рис. 2.13. Структурная схема системы регулирования пуска (T_{ko} — постоянная времени контура обратной связи; p_{cr} — реактивность, вводимая стержнем регулирования)

действие регулятора на участке уменьшения отклонения этой переменной. В результате этого компенсируется инерционное запаздывание системы и подавляются колебания. Для повышения точности регулирования последовательно с основным сигналом вводится сигнал, пропорциональный интегралу отклонения регулируемой переменной. Структурная схема системы регулирования пуска реактора с передаточной функцией $W(s)$ приведена на рис. 2.13.

Следует отметить, что динамические характеристики реактора нулевой мощности таковы, что регулирование его вручную при отсутствии ограничения на длительность пуска не вызывает затруднений. Единственным требованием при разгоне реактора является соблюдение условия $0 < (k_{эф} - 1) < \beta$. В этом случае мощность увеличивается достаточно плавно и только за счет запаздывающих нейтронов.

Автоматическое регулирование мощности и защита. Опишем теперь работу систем управления органами АР, компенсации избыточной реактивности и АЗ.

В основу управления большинства энергетических реакторов положен принцип измерения нейтронного потока, соответствующего данной мощности реактора, сравнения результатов измерения с заданной величиной (уставкой мощности). Величина и знак рассогласования определяют дальнейшие действия системы авто-

матического регулирования. Возможно также автоматическое регулирование мощности реактора посредством изменения температуры теплоносителя на выходе из реактора и сравнения измеренного значения с заданным.

На рис. 2.14 приведена упрощенная структурная схема системы АР реактора. Системы АР работают по принципу пропорционального или релейного регулирования. В системе пропорционального регулирования скорость перемещения регулирующего стержня (скорость изменения реактивности) пропорциональна величине рассогласования (ошибке регулирования) и это перемещение на-

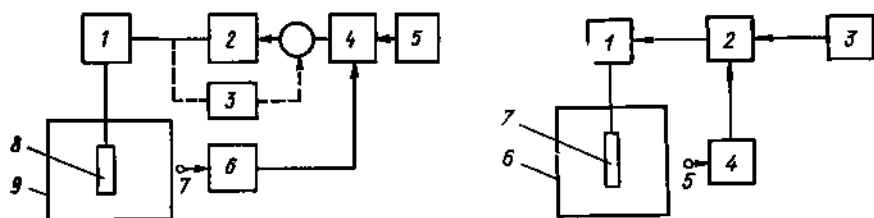


Рис. 2.14. Упрощенная структурная система АР реактора:

1 — привод органов регулирования; 2 — усилитель; 3 — блок обратной связи; 4 — блок сравнения; 5 — задатчик мощности; 6 — усилитель датчика; 7 — датчик потока нейтронов; 8 — регулирующий стержень; 9 — реактор

Рис. 2.15. Упрощенная структурная схема АЗ по мощности:

1 — блок управления органами АЗ; 2 — блок формирования сигнала АЗ; 3 — задатчик мощности; 4 — усилитель тока датчика; 5 — датчик потока нейтронов; 6 — реактор; 7 — орган АЗ

правлено в сторону уменьшения ошибки. Для улучшения качества переходных процессов вводится регулирование по производной скорости изменения реактивности.

Уравнения системы пропорционального регулирования имеют вид

$$y = (Q(t) - Q_0) / Q_0; \quad (2.89)$$

$$\tau_0 d^2 \rho_{ст} / dt^2 + d \rho_{ст} / dt = -k_0 y, \quad (2.90)$$

где Q_0 , $Q(t)$ — заданная и текущая мощность реактора соответственно; $\rho_{ст}$ — реактивность, вносимая органами АР; τ_0 — постоянная времени АР, с.

Для повышения устойчивости регулятора в закон управления часто вводят гибкую обратную связь, при которой происходит дифференцирование сигнала входной переменной. Реальное звено гибкой обратной связи описывается передаточной функцией вида

$$K_{0.c} = \tau_{0.c} s / (1 + \tau_{0.c} s).$$

В системе релейного регулирования мощности регулятор включается в контур регулирования лишь после того, как ошибка превысит некоторое выраженное в относительных единицах значение.

Уравнения для системы релейного регулирования имеют вид

$$\frac{d \rho_{ст}}{dt} = 0 \text{ при } |y| = \left| \frac{Q(t) - Q_0}{Q_0} \right| < y_0; \quad (2.91)$$

$$\tau_0 \frac{d^2 \rho_{cr}}{dt^2} + \frac{d \rho_{cr}}{dt} = -k_0 y \text{ при } |y| = \left| \frac{Q(t) - Q_0}{Q_0} \right| \geq y_0. \quad (2.92)$$

Следует отметить, что релейные системы имеют преимущество перед системами пропорционального регулирования, заключающееся в меньшей чувствительности к шумам в сигнале датчика мощности. Однако системы пропорционального регулирования могут в принципе дать большую точность поддержания мощности, чем релейные системы.

Принцип работы АЗ реактора по уровню мощности заключается в сравнении измеренного значения потока нейтронов с уставкой мощности и формировании сигнала АЗ при превышении уставки, приводящего к быстрому вводу отрицательной реактивности в реактор.

Упрощенная структурная схема аварийной защиты реактора по мощности приведена на рис. 2.15.

Уравнения, описывающие систему АЗ, имеют вид

$$d\rho_{a.з}/dt = 0 \text{ при } (Q - Q_0)/Q_0 < |y_1|, \quad (2.93)$$

$$d\rho_{a.з}/dt = F(t)\rho_{a.з}(H) \text{ при } (Q - Q_0)/Q_0 \geq y_1 > 0. \quad (2.94)$$

Здесь y_1 — уставка АЗ по мощности, т. е. предельно допустимое превышение фактической мощности реактора над заданной; $F(t)$ — функция, описывающая движение стержней при срабатывании АЗ [вид функции $F(t)$ зависит от конструкции исполнительного механизма АЗ]; $\rho_{a.з}(H)$ — «физический вес» (реактивности) стержней АЗ при их полном погружении в активную зону высотой H .

Проведем теперь анализ устойчивости реактора совместно с системой автоматического регулирования. Многообразие систем регулирования не позволяет провести общего исследования динамики ЯЭУ с регуляторами, поскольку различны не только принципы построения структурной схемы системы регулирования, но и регулируемые параметры. Более того, в одной ЯЭУ могут одновременно работать несколько взаимосвязанных регуляторов (по мощности, температуре, расходу, давлению и т. д.). Поэтому ограничимся рассмотрением двух случаев — пропорциональный регулятор с гибкой обратной связью (линейный регулятор) и релейный регулятор (нелинейный регулятор).

Как отмечалось выше, сигналом пропорциональности регулятора является отклонение мощности Q от заданного значения Q_0 . При этом изменяется величина реактивности ρ_{cr} за счет перемещения стержней регулятора, и внешняя обратная связь системы регулирования действует параллельно внутренней обратной связи, создаваемой мощностным эффектом реактивности.

В этом случае характеристическое уравнение можно записать в виде

$$1 - W(s) [F(s) + F_{per}(s)] = 0, \quad (2.95)$$

где $W(s)$ — передаточная функция реактора нулевой мощности;

$F(s)$ — передаточная функция мощностной обратной связи;
 $F_{\text{рег}}(s) = \frac{\delta_{\text{рег}}}{\delta Q/Q}$ — передаточная функция регулятора.

Передаточную функцию регулятора с гибкой обратной связью можно представить в виде

$$F_{\text{рег}}(s) = \frac{k_{\text{рег}}}{s/(s\tau + 1) + 2\xi s/\omega_0 + s^2/\omega_0^2}, \quad (2.96)$$

где $k_{\text{рег}}$ — статический коэффициент усиления регулятора; τ — постоянная времени гибкой обратной связи; ξ — коэффициент демпфирования; ω_0 — собственная частота колебаний регулятора. Обычно $\xi \approx 1$, $\omega_0 \tau \gg 1$. Амплитудная и фазовая частотные характеристики автоматического регулятора мощности приведены на рис. 2.16.

Если $k_{\text{рег}}$ мало, регулятор неэффективен при возмущениях, возникающих достаточно быстро. Поэтому коэффициент усиления регулятора увеличивают. Изменение коэффициента усиления регулятора вызывает перераспределение корней характеристического уравнения. Увеличение значения коэффициента усиления $k_{\text{рег}}$ может привести к такому изменению амплитудно-фазовых характеристик, что реактор с регулятором будет неустойчивым.

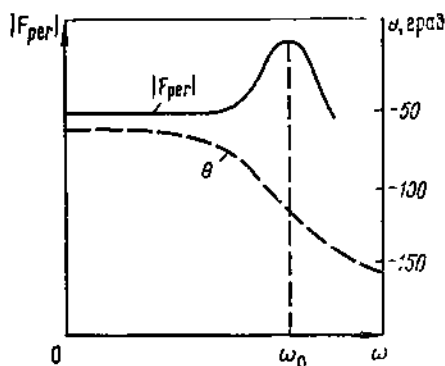


Рис. 2.16. Амплитудная и фазовая частотные характеристики автоматического регулятора мощности

Для определения границы устойчивости, когда в характеристическом уравнении появляется мнимый корень, вместо уравнения (2.95) можно записать

$$W(j\omega) [F(j\omega) + F_{\text{рег}}(j\omega)] = 1, \quad (2.97)$$

или

$$|W(j\omega)| |F(j\omega) + F_{\text{рег}}(j\omega)| = 1; \quad (2.98)$$

$$\arg[W(j\omega) (F(j\omega) + F_{\text{рег}}(j\omega))] = \pi. \quad (2.99)$$

Возможность неустойчивости реактора с регулятором становится понятной, если вспомнить, что при увеличении коэффициента усиления $k_{\text{рег}}$ возрастает вектор $W(j\omega) [F(j\omega) + F_{\text{рег}}(j\omega)]$. Это вызывает расширение амплитудно-фазовой характеристики разомкнутой системы, приближая ее к критической точке на комплексной плоскости $(-1; j0)$. Следовательно, увеличение коэффициента усиления $k_{\text{рег}}$ может привести к такому изменению амплитудно-фазовой характеристики разомкнутой системы, что критическая точка окажется охваченной этой характеристикой, и замкнутая система в соответствии с критерием Найквиста будет неустойчивой.

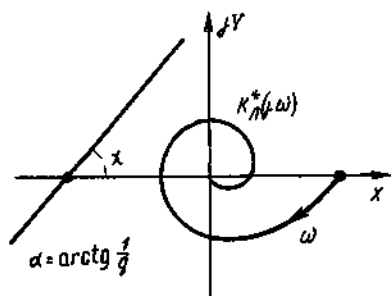
Возможна также неустойчивость реактора с регулятором, если регулирование ведется по температуре теплоносителя на выходе реактора. В этом случае фазовый сдвиг сигнала в регуляторе будет суммироваться с фазовым сдвигом колебаний $T_{\text{вых}}$ относительно колебаний мощности. Если этот суммарный сдвиг будет

близок к величине π , возможно возникновение автоколебаний в замкнутой системе.

Проведем анализ устойчивости релейной системы поддержания заданной температуры теплоносителя на выходе из реактора. Такая система регулирования часто используется в водо-водяных реакторах.

Допустим, что в качестве датчика регулятора используется термopаpa, расположенная на входе смесительной камеры (выходе из реактора). Тогда уравнения динамики релейного регулятора выходной температуры $T_{\text{вых}}$ имеют вид

Рис. 2.17. К определению области устойчивости релейного регулятора



$$\tau_{\text{тп}} \frac{dT_{\text{тп}}}{dt} + T_{\text{тп}} = T_{\text{с.к.}};$$

$$y = \begin{cases} +1 & T_{\text{тп}} - T_{\text{тп}_0} \geq \Delta; \\ 0 & -\Delta < T_{\text{тп}} - T_{\text{тп}_0} < 0; \\ -1 & T_{\text{тп}} - T_{\text{тп}_0} \leq -\Delta. \end{cases} \quad (2.100)$$

$$\tau_{\text{пр}} dv_{\text{пр}}/dt + v_{\text{пр}} = y; \quad (2.101)$$

$$dp_{\text{ст}}/dt = kv_{\text{пр}}, \quad (2.102)$$

где $\tau_{\text{тп}}$ — постоянная времени термopаpa; Δ — порог срабатывания реле; $v_{\text{пр}}$ — скорость привода регулятора; k — коэффициент усиления регулятора.

Если пренебречь нелинейностью уравнений кинетики реактора, то реактор с регулятором можно представить в виде линейного звена с передаточной функцией $K_{\text{л}}(s)$, охваченного нелинейной обратной связью $y=f(T)$, причем нелинейная характеристика удовлетворяет условию

$$0 \leq f(T)/(T - T_{\text{тп}_0}) \leq k \text{ при } T - T_{\text{тп}_0} \neq 0.$$

Для таких нелинейных систем удобно применить достаточный частотный критерий В. М. Попова, заключающийся в следующем: для того, чтобы нелинейная система была абсолютно устойчива, достаточно, чтобы при заданных $K_{\text{л}}(j\omega)$ и k существовало такое конечное действительное число q , при котором для всех $\omega \geq 0$ выполняется неравенство

$$\text{Re}[(1 + jq\omega)K_{\text{л}}(j\omega)] + 1/k > 0. \quad (2.103)$$

Первое слагаемое (2.103) можно преобразовать

$$\begin{aligned} & \operatorname{Re}[(1+jq\omega)K_{\pi}(j\omega)] = \\ & = \operatorname{Re}[K_{\pi}(j\omega) - q\omega \operatorname{Im} K_{\pi}(j\omega)] = X - qY, \end{aligned} \quad (2.104)$$

где $X = \operatorname{Re}[K_{\pi}(j\omega)]$; $Y = \omega \operatorname{Im}[K_{\pi}(j\omega)]$.

Следовательно, вместо (2.103) получим

$$X - qY + 1/k > 0. \quad (2.105)$$

Уравнение $X - qY + 1/k = 0$ является уравнением прямой, проходящей через точку действительной оси с абсциссой $-1/k$ и имеющей угловой коэффициент $1/q$ (рис. 2.17). Это означает, что нелинейная система абсолютно устойчива, если в плоскости (X, jY) можно провести прямую, проходящую через точку действительной оси с абсциссой $-1/k$ так, чтобы частотная характеристика $K^*_{\pi}(j\omega) = X + jY$ лежала справа от этой прямой.

Другим, наиболее часто используемым методом исследования устойчивости реактора с релейным регулятором мощности является известный метод гармонической линеаризации.

§ 2.6. УСТОЙЧИВОСТЬ И СПОСОБЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯЭУ

При проектировании системы управления ЯЭУ учет ее динамических свойств необходим как для обеспечения устойчивости режимов ЯЭУ, так и с целью ограничить отклонения от установившихся значений теплофизических параметров реактора, например, температур ядерного топлива и оболочки твэла.

Уравнения динамики ЯЭУ состоят из следующих уравнений: нейтронной кинетики; баланса тепла в активной зоне; описывающих изменение температуры теплоносителя при его перемешивании в камерах смешения; учитывающих транспортное запаздывание теплоносителя в трубопроводах; баланса тепла в ПГ и уравнений динамики турбогенератора.

Сложность математического описания процессов теплообмена в ЯЭУ обусловлена пространственной распределенностью тепловыделения и теплопередачи, а также зависимостью коэффициентов уравнений, определяющих поле температур в активной зоне, от пространственных координат. Особенности различных типов реакторов и контуров теплоносителя также оказывают значительное влияние на математическое описание процессов теплопередачи. Однако часто при исследовании ЯЭУ как объектов регулирования оказывается допустимым описывать процессы тепловыделения и теплопередачи приближенно, а параметры процессов усреднять.

ЯЭУ с некипящим реактором. В простейшем случае будем рассматривать ЯЭУ в виде двухконтурной установки, состоящей из некипящего реактора, соединительных трубопроводов и парогенератора. Из установок этого класса рассмотрим наиболее распространенные ЯЭУ, включающие водо-водяной реактор и ПГ со свободным уровнем кипящей воды. Ввиду того, что теплоноситель

первого контура служит здесь одновременно и замедлителем нейтронов, подобным установкам присущи свойства самостабилизации как в отношении к возмущениям реактивности в реакторе, так и по нагрузке на турбину (отбору пара из ПГ).

Упрощенная расчетная схема двухконтурной установки приведена на рис. 2.18. Предполагается, что давление и расход теплоносителя в первом контуре поддерживаются постоянными. При анализе устойчивости и управляемости двухконтурной ЯЭУ в целом приходится иметь дело с весьма медленными процессами по

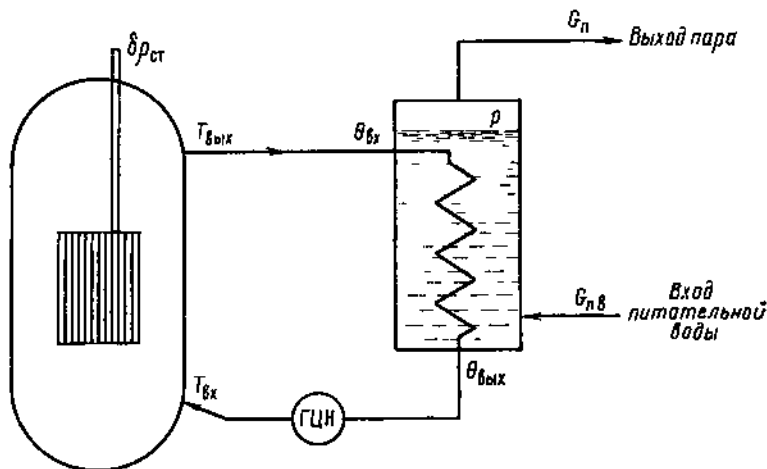


Рис. 2.18. Расчетная схема двухконтурной ЯЭУ с некипящим реактором

сравнению с переходными процессами в реакторе, поэтому передаточную функцию реактора можно представить в виде

$$W_R(s) = k_R(T_R s + 1)/T_R s. \quad (2.106)$$

При рассмотрении теплогидравлической части ЯЭУ принимают следующие предположения.

1. Отбор пара на турбину $G_{отб}$ пропорционален нагрузке (т. е. работа регулятора турбины считается идеальной и безынерционной).

2. Подача питательной воды $G_{п.в}$ в ПГ осуществляется в зависимости от расхода пара G_p через инерционное звено первого порядка, моделирующее регулятор питания:

$$G_{п.в}(s) = G_p(s)/(1 + s\tau_{р.п}), \quad (2.107)$$

где $\tau_{р.п}$ — постоянная времени регулятора питания.

3. Зависимость энтальпии i'' и температуры насыщения T_s от давления в ПГ p принимается линейной в отклонениях от номинальных значений.

4. Зависимость изменения давления в ПГ Δp от генерации пара G_p и отбора на турбину $G_{отб}$ аппроксимируется интегрирующей

щим звеном (без учета изменения парового объема при колебаниях уровня воды):

$$\Delta p(s) = (1/A) (G_n - G_{отб}), \quad (2.108)$$

где A — постоянная ПГ.

5. Транспортные запаздывания в трубопроводах первого контура аппроксимируются аperiodическими звеньями первого порядка:

$$\Theta_{вх}(s) = T_{вх}(s)/(1 + \tau_1 s); \quad (2.109)$$

$$T_{вх}(s) = \Theta_{вых}(s)/(1 + \tau_2 s), \quad (2.110)$$

где $\Theta_{вх}$, $\Theta_{вых}$ — температуры на входе в ПГ и выходе из него соответственно; $T_{вх}$, $T_{вых}$ — то же для реактора; τ_1 , τ_2 — постоянные времена «горячего» и «холодного» участков первого контура.

Математические модели передачи тепловой энергии в реакторе и ПГ можно выразить «точечными» передаточными функциями (для постоянного давления и расхода в первом контуре):

$$T_{вых}(s) = [T_{вх}(s) + B \delta Q(s)/(1 + \tau_1 s)]/(1 + \tau_2 s), \quad (2.111)$$

где постоянная B выражается через номинальные параметры:

$$B = (T_{вых} - T_{вх})_{ном}/Q_{ном}, \quad (2.112)$$

τ_1 — постоянная твэла; τ_2 — постоянная, зависящая от геометрических размеров и расхода через реактор;

$$\Theta_{вых}(s) = (\Theta_{вх}(s) + c G_n(s))/(1 + \tau_{пт} s), \quad (2.113)$$

где c , $\tau_{пт}$ — постоянные ПГ;

$$G_n = D(\varphi_1 \Theta_{вх} + \varphi_2 \Theta_{вых} - T_s(p)), \quad (2.114)$$

где D — постоянная, зависящая от коэффициента теплопередачи ПГ; φ_1 , φ_2 — весовые множители, выбираемые так, чтобы

$$\varphi_1 + \varphi_2 = 1. \quad (2.115)$$

Следует заметить, что уравнение генерации пара является нелинейным, так как справедливо лишь при

$$\Theta_{вх} \geq T_s. \quad (2.116)$$

Наконец, приведенную систему передаточных функций двухконтурной ЯЭУ завершают уравнения температурной обратной связи в реакторе:

$$\delta p = \delta p_{ст} + \delta p_T; \quad (2.117)$$

$$\delta p_T = \alpha_T (\varphi_1 T_{вх} + \varphi_2 T_{вых}), \quad (2.118)$$

где $\delta p_{ст}$ — реактивность, вносимая стержнями; δp_T — температурный эффект реактивности; α_T — температурный коэффициент реактивности; φ_1 , φ_2 — весовые множители:

$$\varphi_1 + \varphi_2 = 1. \quad (2.119)$$

Даже упрощенный анализ передаточных функций двухконтурной ЯЭУ в соответствии с соотношениями (2.106) — (2.119) показывает, что данная установка обладает свойствами саморегулирования. Действительно, внесенное в стационарно работающую установку возмущение, скажем по реактивности $\delta p_{ст}$, вызовет цепь следующих событий:

а) при положительном возмущении $\delta r_{ст}$ начнется рост мощности реактора δQ , который будет с запаздыванием равным (2—3) τ_1 сдержан отрицательной обратной связью в реакторе (малый круг самостабилизации); в результате этого первичный рост мощности ограничится величиной

$$\delta Q \approx \delta r_{ст} / (a_{т} B); \quad (2.120)$$

б) через время, определяемое запаздыванием переноса теплоносителя в трубопроводе первого контура, усилится парообразование в ПГ, что при неизменном отборе на турбину вызовет

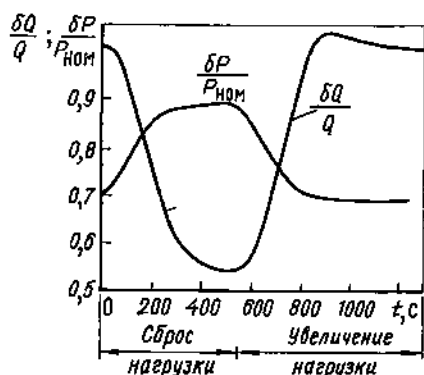


Рис. 2.19. Переходные процессы в двухконтурной ЯЭУ

повышение давления в ПГ, а следовательно, и повышение температуры насыщения; вследствие всего этого уменьшится отвод тепловой энергии от теплоносителя первого контура; более горячие порции теплоносителя, пройдя через ГЦН, вернутся в реактор и вызовут падение реактивности, а следовательно, и мощности (большой круг самостабилизации). Новое равновесное состояние ЯЭУ, если оно будет достигнуто по окончании переходного процесса, характеризуется неизменными (по сравнению с исходными) по окончании переходного прогрессом в нем ($T_{вых} - T_{вх}$). Однако

при действии только эффектов саморегулирования конечные значения температур как на входе в реактор, так и на выходе из него оказываются завышенными по сравнению с исходными; аналогично, завышенными становятся параметры второго контура (давление перед турбиной, температура насыщения в ПГ). В реальных эксплуатационных условиях это чревато снижением теплотехнической надежности реактора, приближением к опасным пределам тепловых нагрузок на ТВЭЛы, возможностью закипания теплоносителя на стенках ТВЭЛОВ.

Моделирование на ЭВМ системы уравнений (2.106) — (2.119) показывает, кроме того, что при реальных значениях постоянных времени характер переходных процессов может меняться от слабо затухающих колебаний с периодом в несколько десятков и сотен секунд до аperiodически устойчивого процесса.

На рис. 2.19 представлены результаты моделирования переходного процесса при сбросе и восстановлении нагрузки на одной из двухконтурных ЯЭУ. Оказывается, что при «чистом» саморегулировании сброс нагрузки на 45% приводит к выбросу давления на ~25%.

Отклонения технологических параметров ЯЭУ от номинальных при наличии возмущений можно свести к необходимому минимуму

введением искусственных обратных связей. Помимо традиционного автоматического регулятора мощности, в двухконтурной ЯЭУ (как, впрочем, и в ряде одноконтурных) стало традиционным поддержание давления в ПГ с помощью специального регулятора, воздействующего на задатчик мощности АР или на байпасный клапан, стравливающий часть пара в обход турбины. За счет введения коррекции АР по давлению оказывается возможным обеспечить устойчивую работу двухконтурной ЯЭУ при полном сбросе и увеличении нагрузки.

ЯЭУ с кипящим реактором. Спецификой кипящего реактора является сильная зависимость реактивности от объема пара и его распределения по активной зоне. Причем изменение паросодержания обусловлено изменениями тепловой мощности, давления и энтальпии теплоносителя на входе в реактор. Каждый из этих процессов имеет свой фазовый сдвиг и коэффициент усиления. Наличие фазовых сдвигов между отдельными составляющими изменения паросодержания, а также различные знаки эффектов могут привести к неустойчивости ЯЭУ с кипящим реактором.

В качестве примера рассмотрим ЯЭУ с кипящим реактором, работающую по одноконтурной схеме (см. рис. 1.2).

Будем рассматривать устойчивость замкнутого контура реактор — сепаратор — трубопровод — реактор.

Реактивность кипящего реактора можно записать в виде

$$\rho = \rho_{\varphi}(\varphi_{\text{эф}}) + \rho_T(Q) + \rho_{\text{ст}}, \quad (2.121)$$

где ρ_{φ} — реактивность, зависящая от эффективного паросодержания $\varphi_{\text{эф}}$; ρ_T — реактивность, обусловленная Доплер-эффектом; $\rho_{\text{ст}}$ — реактивность, вносимая стержнем регулирования.

Величина $\rho_{\varphi}(\varphi_{\text{эф}})$ определяется формулой

$$\rho_{\varphi} = \alpha_{\varphi} \delta \varphi, \quad (2.122)$$

где α_{φ} — паровой коэффициент реактивности; $\delta \varphi$ — изменение паросодержания вследствие изменения температуры топлива ($\delta \varphi_T$), давления ($\delta \varphi_p$) и входной энтальпии ($\delta \varphi_{\text{вх}}$);

т. е.

$$\delta \varphi = \delta \varphi_T + \delta \varphi_p + \delta \varphi_{\text{вх}}. \quad (2.123)$$

Передающую функцию сепаратора можно получить, если записать уравнение динамики изменения давления в системе в виде

$$dp/dt = k(G_n - G_{\text{отб}}), \quad (2.124)$$

где G_n — расход пара (скорость образования пара в реакторе); $G_{\text{отб}}$ — отбор пара в турбину; k — коэффициент пропорциональности.

Так как турбина снабжена регулятором скорости, то можно считать $G_{\text{отб}} = \text{const}$.

Записав уравнение (2.124) в отклонения и проведя преобразование Лапласа, получим

$$\delta p(s) = k \delta G_n(s) / s. \quad (2.125)$$

Отсюда передаточная функция участка сепаратор

$$W_c(s) \equiv \delta p(s) / \delta G_n(s) = k/s. \quad (2.126)$$

Энтальпия теплоносителя на выходе из участка сепаратор есть

$$i_1 = [(G_H - G_{HB})i' + G_{HB}i_{HB}] / G_H, \quad (2.127)$$

где $G_{\text{ц}}$ — расход теплоносителя в контуре циркуляции (трубопровода) после сепаратора; $G_{\text{п.в}}$ — расход питательной воды. Подставляя в (2.127) вместо $i''(p)$ величину $i''(p_0) + (\partial i''/\partial p)\delta p$, получаем $\delta i_1 \sim \delta p$.

Таким образом, передаточную функцию трубопровода, соединяющего сепаратор со входом реактора, можно определить как

$$\delta i_{BX}(s)/\delta p(s) \sim \delta i_{BX}(s)/\delta i_1(s). \quad (2.128)$$

Уравнение, связывающее $i_{\text{вх}}(t)$ с $i_1(t)$, учитывая транспортное запаздывание теплового импульса в трубопроводе и процесс перемешивания, запишем в виде

$$\tau_{\text{перем}} di_{\text{BX}}(t)/dt = i_1(t - \tau) - i_{\text{BX}}(t). \quad (2.129)$$

где $\tau_{\text{перем}}$ — постоянная времени процесса перемешивания.

Записывая уравнение (2.129) в отклонениях и проводя преобразование Лапласа, получаем передаточную функцию трубопровода

$$W_{\text{трыв}}(s) = \exp(-s\tau)/(1+s\tau_{\text{перем}}). \quad (2.130)$$

Вводя коэффициенты k_{τ} , k_{φ} , $k_{\varphi_{\text{пр}}}$, определяющие изменение па

росодержания при изменении соответственно температуры топлива, давления и энтальпии теплоносителя на входе реактора, а также коэффициенты k_1 , k_2 , k_3 , характеризующие изменение расхода пара при изменении тепловой мощности, давления и входной энтальпии соответственно, можно представить упрощенную структурную схему одноконтурной ЯЭУ с кипящим реактором (рис. 2.20).

Основные обозначения на приведенной схеме: $W(s)$ — передаточная функция реактора нулевой мощности; $W_{AP}(s)$ — передаточная функция автоматического регулятора мощности; $W_T = 1/(\tau_T s + 1)$ — передаточная функция по каналу тепловая

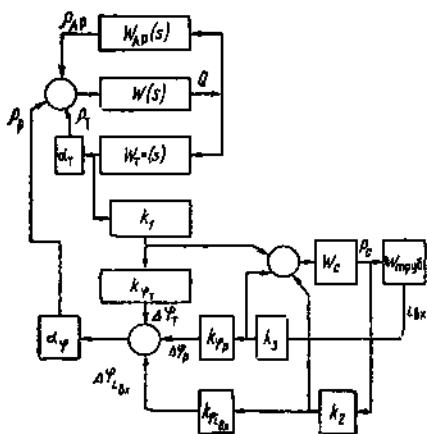


Рис. 2.20. Структурная схема передаточных функций ЯЭУ с кипящим реактором РБМК

мощность реактора — температура топлива; W_c — передаточная функция сепаратора; $W_{\text{труб}}$ — передаточная функция трубопровода от сепаратора до входа реактора.

Приведенная схема может быть использована для анализа устойчивости ЯЭУ с кипящим реактором. Для этого рассчитывают амплитудные частотные характеристики по каналу реактивность — мощность реактора. По виду этих характеристик оценивают склонность системы к колебаниям.

В качестве примера рассмотрим результаты анализа устойчивости АЭС с реактором РБМК-1000, проведенного с помощью структурной схемы, аналогичной приведенной на рис. 2.21. Следует отметить, что в реакторе РБМК-1000 эффект изменения реактивности от паросодержания имеет положительный знак, от давления — отрицательный, от изменения энтальпии на входе реактора с соответствующим транспортным запаздыванием — положительный. Расчеты, выполненные на ЭВМ, на которой моделировалась указанная структурная схема, показали следующее (рис. 2.21):

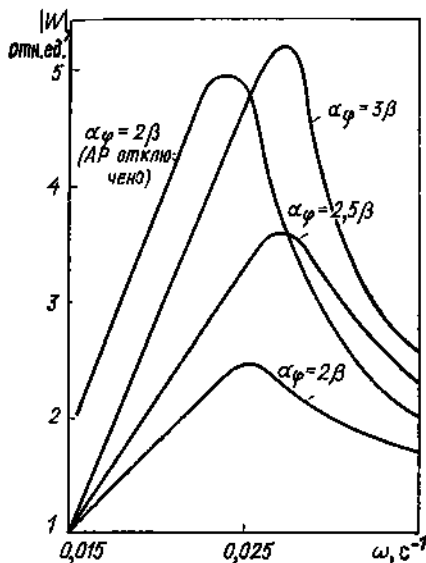


Рис. 2.21. Амплитудные частотные характеристики ЯЭУ с реактором РБМК-1000 при различных значениях парового коэффициента

1. В области частот около 0,025 Гц существует резонанс, что означает склонность системы к колебаниям на этой частоте.

2. Амплитуда резонанса зависит от парового коэффициента реактивности.

3. Включение автоматического регулятора мощности приводит к существенному снижению амплитуды резонанса.

Таким образом, следует тщательно выбирать композицию активной зоны, обеспечивающую необходимое значение парового коэффициента реактивности для устойчивой работы ЯЭУ с кипящим реактором.

При разработке программы регулирования ЯЭУ учитываются собственные характеристики ЯЭУ и эксплуатационные требования, предъявляемые к установке. Особенности построения систем регулирования ЯЭУ обусловлены статической и динамической зависимостями температур, давлений и расходов в установке от выходной мощности ЯЭУ.

Ниже перечислены основные программы регулирования двухконтурных АЭС с реакторами типа ВВЭР:

1) с постоянной средней температурой теплоносителя $T_{ср}$ в первом контуре;

2) с постоянной температурой теплоносителя на выходе реактора $T_{вых}$;

3) с постоянным давлением пара во втором контуре;

4) компромиссная программа с умеренным изменением средней температуры теплоносителя в первом контуре и давления во втором контуре;

5) компромиссная программа с поддержанием постоянного давления во втором контуре при малых возмущениях со стороны нагрузки и постоянной средней температуре теплоносителя в первом контуре при больших возмущениях нагрузки.

Программа с постоянной средней температурой теплоносителя допускает наименьшее воздействие со стороны регулятора мощности реактора, обладающего отрицательным коэффициентом реактивности по температуре теплоносителя. Увеличение нагрузки турбины приводит к уменьшению температуры теплоносителя на входе в реактор, что вызывает выделение положительной реактивности и подъем мощности реактора. Таким образом, мощность реактора следует за нагрузкой. Преимущества этой программы: сохранение постоянным объема теплоносителя в первом контуре, поэтому не требуется больших компенсаторов объема; нет необходимости в автоматическом регуляторе мощности реактора. Недостаток программы — значительное изменение давления пара во втором контуре.

При регулировании с постоянной температурой теплоносителя на выходе из реактора обеспечивается постоянство параметров второго контура. Однако в этом случае меняется $T_{ср}$, поэтому необходимо перемещение регулирующих стержней для компенсации возникшей реактивности.

Программа с постоянным давлением пара (температура пара T_n) во втором контуре наиболее благоприятна для второго контура. Недостатками программы являются необходимость больших изменений реактивности вследствие изменения $T_{ср}$ и увеличение размеров компенсатора объема первого контура.

Компромиссные программы регулирования компенсируют недостатки первых трех программ.

Для реализации указанных выше программ регулирования широкое применение находят *каскадные схемы*. Эти схемы содержат два регулятора: нейтронной мощности, который поддерживает заданное значение мощности, определяемое регулятором средней (или выходной) температуры теплоносителя или регулятором давления пара.

Схема регулирования, реализующая программу 4, представляет собой каскадную схему регулирования мощности реактора, заданное значение которой определяется суммой сигналов отклонения давления во втором контуре от заданного и отклонения средней температуры теплоносителя реактора от заданной, причем заданное значение температуры меняется по сигналу давления.

Возможно также использование вместо сигнала давления во втором контуре сигнала нагрузки турбогенератора.

Каскадная схема регулирования средней температуры теплоносителя, заданное значение которой изменяется регулятором давления во втором контуре, при использовании блока ограничения сигнала давления позволяет реализовать программу 5, обеспечивающую регулирование давления при малых возмущениях нагрузки и средней температуры при больших. При превышении заданного давления во втором контуре срабатывает клапан сброса пара в конденсатор.

В отличие от реакторов типа ВВЭР реакторы с кипящей водой имеют большее разнообразие технологических схем и соответственно схем автоматического регулирования.

В двухконтурных ЯЭУ постоянство давления в первом контуре обеспечивается компенсаторами объема. В одноконтурной же установке с кипящим теплоносителем изменение нагрузки на валу турбины вызывает изменение давления в системе. Случайное повышение давления теплоносителя в реакторе приводит к уменьшению интенсивности кипения, что повышает коэффициент размножения (при отрицательном паровом коэффициенте реактивности). Повышение $k_{\text{эф}}$ увеличивает мощность, а следовательно и давление. Таким образом, зависимость объема пара в активной зоне от давления создает положительную обратную связь в кипящем реакторе.

Регулирование давления в реакторе можно проводить посредством изменения мощности, перемещая регулирующие стержни. Другим способом регулирования мощности кипящего реактора является регулирование расхода теплоносителя, что обеспечивает меньшее искажение энергораспределения по сравнению с регулированием при помощи стержней.

Существуют две схемы регулирования давления в кипящих реакторах. Для первой схемы характерно регулирование мощности турбогенератора с приведением в соответствие с ней мощности реактора по сигналу давления. Второй схеме свойственно регулирование мощности ЯЭУ посредством изменения мощности реактора с приведением в соответствие с ней мощности турбогенератора по сигналу давления. Схемы второго типа с одновременным изменением задания регулятору давления обеспечивают наибольшую маневренность ЯЭУ. Обычно регулирование мощности кипящего реактора осуществляется изменением расхода циркулирующей воды (при небольших изменениях мощности) и перемещением регулирующих стержней (при больших изменениях мощности).

Для большинства ЯЭУ с реакторами канального типа с кипящим теплоносителем принят принцип управления, основанный на независимости мощности реактора от колебаний нагрузки электрогенератора. При этом мощность реактора задается вручную и поддерживается системой автоматического регулирования по сигналам нейтронных детекторов. Пар, производимый сверх необходи-

мого для турбогенератора количества, направляется через байпас в конденсатор турбины. Регулирование расхода пара через турбины и байпас осуществляется автоматически таким образом, чтобы поддерживать давление в сепараторах в заданных пределах.

Глава 3

СРЕДСТВА КОНТРОЛЯ МОЩНОСТИ И ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ

Использование плотности потока нейтронов в качестве контролируемого параметра для управления реактором неразрывно связано с разработкой надежных детекторов, чувствительных к нейтронам при наличии большого фона от других видов излучений, возникающих в реакторе (особенно от γ -излучения). В связи с тем, что нейтроны не имеют заряда и непосредственно не вызывают ионизации в веществе, для регистрации нейтронов на практике используют вызванные ими ядерные реакции, сопровождающиеся вылетом заряженных частиц. Энергия возникающего в результате реакции ионизирующего излучения должна быть преобразована с помощью детекторов в удобную для дальнейших измерений форму, например в форму электрических сигналов. Методы преобразования ионизирующего излучения в электрические сигналы и детекторы нейтронов и гамма-квантов, используемые в реакторной технике, рассматриваются ниже.

§ 3.1. МЕТОДЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ ИЗЛУЧЕНИЙ В ЭЛЕКТРИЧЕСКИЙ СИГНАЛ

Общие сведения. Для регистрации ионизирующих излучений используют различные методы, основанные на измерении результата взаимодействия излучений с веществом. В связи с тем, что в работающем реакторе необходимо регистрировать нейтронное излучение и в некоторых случаях γ -излучение, количество методов, нашедших практическое применение, оказывается ограниченным. Если учесть также, что для управления ядерным реактором необходим достаточно большой электрический сигнал детектора, пропорциональный потоку излучений, и практически мгновенно или по известному заранее закону следующий за изменением этого потока, то количество возможных типов детекторов еще более уменьшится. Если детектор используется в системе аварийной защиты реактора, то он должен быть очень надежным, а сигнал его — безынерционным. Диапазон пропорциональности потоку излучений сигналов детекторов систем контроля и управления реактором должен быть достаточно широк.

В качестве детекторов потоков нейтронов или γ -квантов в реакторостроении обычно применялись *ионизационные камеры (ИК)*

и пропорциональные счетчики нейтронов (ПС). В последнее время в качестве внутризонных детекторов начали использоваться электронно-эмиссионные детекторы нейтронов (ЭДН) и камеры деления (КД).

Ионизационные камеры и камеры деления регистрируют только заряженные частицы. Поэтому они могут регистрировать нейтроны и γ -кванты по излучению заряженных частиц, возникающих при взаимодействии нейтронов и γ -квантов с веществом камеры. При этом γ -кванты образуют в веществе, например, в стенке детектора или в газе, наполняющем детектор, быстрые электроны за счет фотоэффекта, комптон-эффекта или эффекта образования пар электрон — позитрон. Эти электроны регистрируются благодаря вызываемой ими ионизации.

Нейтроны могут быть зарегистрированы, например, в результате ядерной реакции, сопровождаемой вылетом заряженных частиц, которые фиксируются детектором. Таким образом, для регистрации нейтронов необходимо иметь радиатор, содержащий ядра, на которых происходит реакция, сопровождающаяся вылетом заряженных частиц.

В качестве «детектирующих» наиболее часто используются реакция ${}^{10}_6\text{B}(n, \alpha){}^7_3\text{Li}$ и реакция деления урана 235 (n, f). Нейтроны могут детектироваться и в других экзотермических реакциях, например, ${}^6_3\text{Li}(n, \alpha){}^3_1\text{H}$ или ${}^3_2\text{He}(n, p){}^3_1\text{H}$, однако они не нашли практического применения в реакторной технике, хотя широко используются при научных исследованиях.

Быстрые нейтроны с энергией ≥ 1 МэВ могут детектироваться по протонам отдачи в водородсодержащих конверторах или газах, однако для контроля мощности реактора такие детекторы также не применяются из-за сильного влияния на них γ -фона.

Для регистрации вторичных частиц (α -частицы, осколки деления или электроны), образовавшихся в результате взаимодействия нейтронов или γ -квантов с веществом, обычно используется способность заряженных частиц ионизировать газы. Поместив в объем, содержащий газ, электроды в виде двух пластин или цилиндров и приложив к ним электрическую разность потенциалов, получим ток, пропорциональный количеству заряженных частиц и их ионизирующей способности. Такое устройство для детектирования частиц получило название ионизационная камера.

Схематически ИК представлена на рис. 3.1. Пары ионов, образовавшиеся в результате ионизации заполняющего межэлектродное пространство газа, разделяются приложенной разностью потенциалов, и в цепи возникает электрический ток, пропорциональный степени ионизации газа, а следовательно, и интенсивности излучения.

Ток в цепи камеры зависит также и от приложенного к электродам напряжения, поскольку при небольшом напряжении будет происходить частичная рекомбинация ионов. На рис. 3.2 показана

такая зависимость тока (вольт-амперная характеристика ИК). Как следует из графика, после достижения некоторого критического напряжения $U_{кр}$ дальнейшее увеличение напряжения не приводит к росту тока через камеру при постоянной интенсивности поля излучений, в котором она находится. Это напряжение соответствует практически полному разделению всех возникающих в рабочем объеме камеры пар ионов. Предельный ток, который может быть получен при $U > U_{кр}$, называют током насыщения I_n .

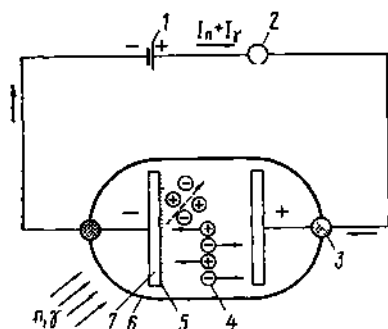


Рис. 3.1. Схема образования тока в ионизационной камере:

1 — источник питания; 2 — измеритель тока; 3 — изолятор; 4 — ионы; 5 — радиатор из нейтронно-чувствительного слоя; 6 — корпус камеры; 7 — электрод

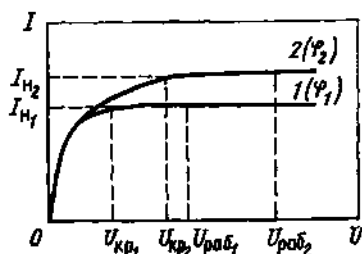


Рис. 3.2. Вольт-амперные характеристики ионизационной камеры для двух значений плотности потока нейтронов ($\phi_2 > \phi_1$)

При увеличении интенсивности излучения I_n также увеличивается. Одновременно увеличивается и $U_{кр}$ в связи с большей вероятностью рекомбинации ионов из-за их большей плотности. В качестве рабочего напряжения на ИК обычно берут $U_{раб} \approx 2U_{кр}$. Камеры должны работать в режиме насыщения. В этом случае ток камеры пропорционален плотности потока нейтронов. Если напряжение на камере недостаточно для получения тока насыщения, измерения теряют точность. Значение тока насыщения обратно пропорционально квадрату расстояния между электродами. Значительное превышение $U_{кр}$ может привести к зажиганию самостоятельного разряда в газе или к пробое изолятора ионизационной камеры.

Как отмечалось выше, для регистрации нейтронов в ИК вводится вещество — радиатор. В качестве такого радиатора может служить, например, слой аморфного бора или делящегося вещества, нанесенный на один из электродов или на оба. Условно такой слой изображен на рис. 3.1 на отрицательном электроде ИК. На этом же рисунке показано направление тока, обусловленного нейтронами и γ -квантами и измеряемого гальванометром. Принято называть ИК со слоем делящегося вещества камерой деления (КД), хотя принципиально такой детектор не отличается от ИК с борным покрытием электродов.

γ -Кванты, попадающие в ИК, образуют электроны как в газе, так и в веществе электродов. Вторичные электроны ионизируют газ и в цепи создается электрический ток. Поскольку нейтронное излучение в реакторе всегда сопровождается γ -излучением, то приходится принимать специальные меры для выделения сигнала от нейтронов и компенсации γ -фона.

Свойства газа, наполняющего ИК, очень важны. Кроме средней энергии, затрачиваемой в газе на образование пары ионов, большое значение имеет средний свободный пробег заряженной частицы в газе, который определяется типом частицы, свойствами газа и его давлением. В качестве примера в табл. 3.1 приведены некоторые сведения, необходимые для оценки характеристик ИК.

Как видно из таблицы, энергия ионизации для большинства газов при нормальных условиях составляет около 30 эВ, а средний свободный пробег α -частиц — несколько сантиметров. Если давление газа отличается от атмосферного, то с достаточной для практических целей точностью можно считать средний свободный пробег частицы обратно пропорциональным давлению. Если расстояние между электродами меньше пробега частиц, то количество пар ионов, образовавшихся в ИК, можно с достаточной точностью считать пропорциональным отношению этого расстояния к длине пробега частицы.

Для регистрации нейтронов в присутствии γ -фона используют специальные *компенсированные ИК* (камера нейтронная компенсированная — КНК). Схематически такой детектор представлен на рис. 3.3. В отличие от обычной ИК у КНК имеются два размещенных рядом равных объема. В одном из объемов ионы образуются за счет как нейтронов, так и γ -квантов. В этом же объеме имеется радиатор нейтронов в виде слоя бора или делящегося вещества на электродах. Объем может быть заполнен также газом BF_3 . В другом объеме нейтронный радиатор отсутствует. Поэтому ионы образуются

Таблица 3.1

Средняя энергия образования пары ионов в газе (E_i) и средний свободный пробег частиц (при атмосферном давлении)

Газ	E_i , эВ	Пробег α -частицы с энергией 5,3 МэВ, см	Пробег протона с энергией 1 МэВ, см
Воздух	34,0	3,8	2,3
Аргон	24,9	4,0	2,6
Метан	27,4	4,2	2,2
Водород	36,0	18,2	10,1
Двуокись углерода	33,3	1,78	2,4

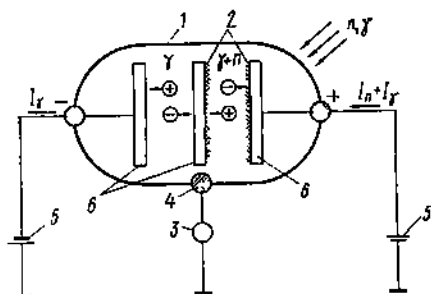


Рис. 3.3. Схема компенсированной ионизационной камеры:

1 — корпус; 2 — радиатор; 3 — измеритель тока; 4 — изолятор; 5 — источник питания; 6 — электрод

только в результате взаимодействия γ -квантов с веществом.

При включении измерительного прибора так, как указано на рис. 3.3, он будет регистрировать только ток I_n , пропорциональный плотности потока нейтронов.

Естественно, что полной компенсации γ -фона достичь не удастся, например, из-за неизбежного геометрического различия объемов или ионизирующих свойств газов (если, например, один из объемов камеры заполнен BF_3 , а второй — Xe). Современные компенсационные камеры позволяют снизить составляющую I_γ примерно в 100 раз по сравнению с обычной ИК. Подробнее характеристики ИК анализируются в § 3.3 настоящей главы.

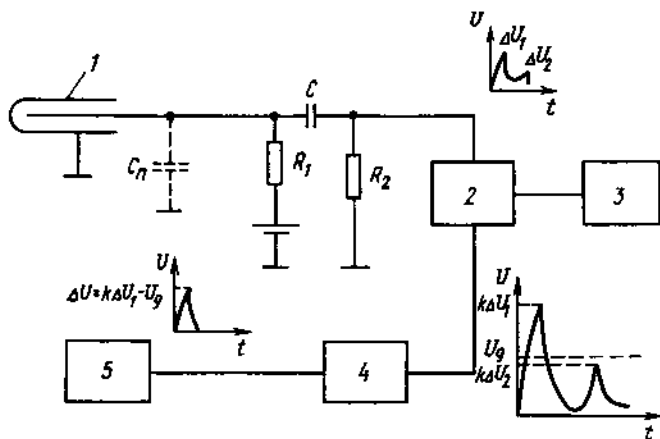


Рис. 3.4. Схема включения камеры в импульсном режиме:

1 — камера, 2 — пропорциональный усилитель импульсов с коэффициентом усиления k , 3 — источник питания, 4 — дискриминатор, 5 — регистрирующее устройство

Импульсные камеры и счетчики частиц представляют собой детекторы, работающие на том же принципе, что и токовые ионизационные камеры.

Рассмотренный выше токовый режим работы ИК осуществляется при больших потоках излучений, например, при установке ИК вблизи работающего реактора. В остановленном реакторе и в начальный период его пуска поток нейтронов может быть настолько мал, что удастся зафиксировать лишь отдельные импульсы тока, обусловленные пролетом в газе ИК α -частиц или осколков деления из радиатора.

Для обеспечения импульсного режима работы ИК схема ее включения должна быть изменена, например так, как это условно показано на рис. 3.4.

Электроды ИК, работающей в импульсном режиме, обычно изготавливают в виде центральной нити и коаксиального с ней цилиндра. В результате электрическое поле между электродами

неоднородно, и при некотором увеличении напряжения питания U_0 начальное количество пар ионов может быть значительно увеличено за счет вторичных ионов, образовавшихся в результате столкновения разогнанных в электрическом поле электронов с атомами наполняющего ИК газа.

Следует отметить, что импульсный режим работы можно осуществить и в ИК, имеющей плоские электроды, при таком же включении ее в электрическую схему. Однако для получения напряженности электрического поля, достаточной для дополнительной ионизации атомов, пришлось бы приложить напряжение в ИК в несколько раз большее, чем в случае цилиндрической камеры.

В цепь ИК (рис. 3.4) включено сопротивление R_1 , на котором появляется импульс напряжения $\Delta U(t) = I(t)R_1$, где $I(t)$ — импульс тока. Импульс напряжения $\Delta U(t)$ проходит через конденсатор C и усиливается пропорциональным импульсным усилителем переменного тока с входным сопротивлением R_2 . Далее импульс, пройдя через дискриминатор амплитуды, может быть зафиксирован механическим или электронным регистратором. Зная количество импульсов $N(\Delta t)$, зарегистрированных в течение некоторого интервала времени Δt , можно определить среднюю скорость регистрации $n_{\text{ср}} = N(\Delta t) / \Delta t$. Величина $n_{\text{ср}}$ может быть получена также с помощью специального прибора, называемого измерителем скорости счета или интенсиметром.

Рассмотрим зависимость амплитуды импульсов от приложенного к цилиндрической ИК напряжения при постоянной интенсивности излучений. Для наблюдения амплитуды импульсов может быть использован, например, электронный осциллограф или специальный анализатор амплитуд импульсов. Такая зависимость представлена на рис. 3.5. По оси абсцисс указано приложенное к ИК напряжение, а по оси ординат — логарифм амплитуды импульсов.

Для сравнения на одном и том же графике представлены результаты измерений, полученные при облучении камеры отдельно α - и β -частицами. Удельная ионизация α -частиц примерно в 10^3 раз больше, чем β -частиц, что и обусловило различие амплитуд импульсов на участках I—IV. Рассмотрим отдельные участки графика.

На участке I электрическое поле еще недостаточно для предотвращения рекомбинации образовавшихся ионов. Однако по мере увеличения напряжения на электродах ИК вероятность такой рекомбинации уменьшается.

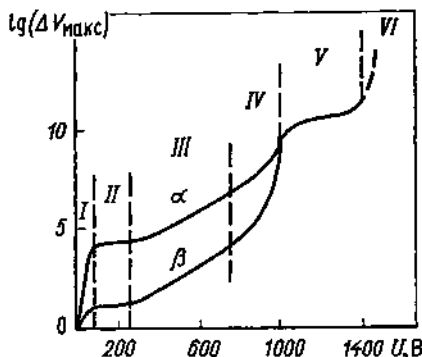


Рис. 3.5. Зависимость амплитуды импульсов камеры от напряжения источника питания

На участке II разность потенциалов достаточна для собирания на электродах всех образовавшихся при пролете частицы ионов. Это — область работы ионизационной камеры.

На участке III напряженность электрического поля вблизи нити оказывается достаточной для дополнительной ионизации атомов. Причем, в этой области дополнительная ионизация практически пропорциональна начальному количеству пар ионов. Это — область работы ПС. Коэффициент газового усиления счетчика может достигать 10^4 — 10^5 и более, что позволяет использовать усилители с меньшим коэффициентом усиления. Последнее снижает требования к ним и их стоимость.

В конце участка III и на участке IV наблюдается ограниченная пропорциональность амплитуды импульса начальному количеству пар ионов. Причем больший коэффициент газового усиления соответствует меньшей начальной ионизации частицей.

На участке V амплитуда импульса не зависит от природы частицы, так как она определяется полусамостоятельным разрядом между электродами. Это — область применения счетчиков Гейгера—Мюллера, названных так в честь ученых, впервые предложивших для регистрации частиц счетчики, работающие в этой области. Такие счетчики позволяют фиксировать лишь факт попадания заряженной частицы в чувствительный объем счетчика независимо от природы частицы или ее энергии. Они широко используются для исследования в различных областях науки и техники. Однако для контроля мощности реактора они непригодны из-за невозможности выделять с их помощью нейтроны на фоне γ -излучения.

Для контроля мощности реакторов наиболее часто используются ИК, электроды которых имеют покрытия, содержащие бор или делящееся вещество. Такие ИК работают как в токовом, так и в импульсном режимах в зависимости от потока нейтронов и примененной измерительной схемы.

Наряду с ИК, работающими в импульсном режиме, для контроля низких уровней потока нейтронов в реакторе часто используются ПС с борным покрытием электродов или заполненные газом BF₃.

Большим достоинством импульсных детекторов нейтронов (ИК и ПС) является возможность выделить с их помощью нейтроны на большом фоне γ -излучения, что особенно важно при повторных пусках реакторов, работавших длительное время на больших уровнях мощности. Выделение нейтронов на фоне γ -излучения основано на больших значениях импульсов, обусловленных нейтронами, чем γ -квантами. Импульс от α -частицы, появившийся в результате реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, может превышать импульс от электрона, образовавшегося в результате взаимодействия γ -кванта со стенкой детектора, в несколько десятков тысяч раз. Еще больше значение амплитуды импульса от осколков деления. Однако при большом γ -фоне количество импульсов от электронов значительно больше, чем от нейтронов. Это приводит к наложениям

импульсов от электронов и к появлению ложных импульсов, сравнимых с импульсами от α -частиц или от осколков деления. Такие ложные импульсы и являются ограничивающим фактором при регистрации нейтронов на большом фоне γ -излучения. Выделение нейтронных импульсов на фоне γ -квантов значительно улучшается при уменьшении постоянной времени усилителя импульсов.

Выделение больших импульсов на фоне небольших осуществляется с помощью специального дискриминатора, как показано на рис. 3.4. Перед дискриминатором все импульсы усиливаются пропорционально их значению. Из рисунка видно, что дискриминатор не пропускает импульсы ниже определенного значения, называемого *порогом дискриминации* U_d . Пропускаются импульсы с амплитудой ΔU_1 и задерживаются импульсы с амплитудой ΔU_2 . Порог дискриминации подбирается экспериментально так, чтобы фиксировались только нейтроны.

Следует учитывать, что слой делящегося вещества в КД в результате естественной α -радиоактивности излучает α -частицы с энергией около 4,5 МэВ. Именно α -частицы ограничивают количество делящегося вещества в камере, так как наложение импульсов от α -частиц может дать импульс, равный или даже больший, чем импульс от осколка деления. В связи с этим количество делящегося материала в КД, например, изотопа урана-235, обычно не превышает 1 г. При этом излучается около 10^5 α -частиц в секунду, что еще не приводит к появлению большого количества ложных импульсов. При больших уровнях потока нейтронов импульсы следуют с такой большой частотой, что скорость их появления нельзя зарегистрировать с помощью самой современной быстродействующей импульсной техники. В связи с этим на уровне мощности больше 10^{-8} — 10^{-6} от номинального уровня обычно переходят на контроль с помощью токовых ИК, а импульсные детекторы извлекают из области больших потоков нейтронов для предотвращения «выгорания» нейтронно-чувствительного слоя.

Чувствительность нейтронных ионизационных камер есть коэффициент пропорциональности между сигналом и плотностью потока нейтронов ϕ . Для импульсных камер сигналом является скорость счета

$$N = \eta_{\text{имп}} \phi. \quad (3.1)$$

Здесь $\eta_{\text{имп}}$ — чувствительность камеры в импульсном режиме, $\text{имп} \cdot \text{см}^2 / \text{нейтр}$.

Для токовых камер сигнал определяется силой тока

$$I = \eta_{\text{ток}} \phi, \quad (3.2)$$

где $\eta_{\text{ток}}$ — чувствительность камеры в токовом режиме, $\text{А} \cdot \text{см}^2 \times \text{с} / \text{нейтр}$.

Флуктуационный режим работы ИК используется для регистрации нейтронов, когда их поток велик для применения импульсных методов, но еще мал для того, чтобы применять токовый режим. Флуктуационный метод регистрации излучений основан на

том, что заряд на электроде ИК, обусловленный поглощением нейтрона в ИК значительно больше, чем заряд от поглощения γ -кванта. В связи со случайным наложением импульсов появляется флуктуация тока ИК, обусловленная в значительной степени частицами с большей, чем у электронов, удельной ионизацией (α -частицы или осколки деления), что приводит к статистической дискриминации сигнала γ -излучения. Дополнительным преимуществом флуктуационного метода оказывается то, что флуктуации тока, вызванные токами утечки, незначительны, а именно токи утечки в ИК и линиях связи в первую очередь препятствуют измерению потоков нейтронов и γ -квантов при высоких температурах.

Усредненный квадрат амплитуд флуктуаций тока ИК пропорционален квадрату заряда, образованного частицей. Эта зависимость может быть представлена формулой

$$\langle (I(t) - \bar{I})^2 \rangle_{cp} = c \sum_i n_{i,cp} g_i^2, \quad (3.3)$$

где $I(t)$ и \bar{I} — мгновенное и среднее значения тока камеры; $\langle (I(t) - \bar{I})^2 \rangle_{cp}$ — усредненное по времени значение квадрата отклонения мгновенного значения тока ИК от его среднего значения; $n_{i,cp}$ — средняя скорость счета частиц сорта i , дающих в результате взаимодействия g_i пар ионов (или пропорциональный этому количеству заряд обоих знаков); величина $n_{i,cp}$ пропорциональна плотности потока частиц сорта i в месте установки детектора; c — коэффициент пропорциональности.

Если среди регистрируемых частиц имеются такие, которые дают заряд значительно больший, чем остальные, то с учетом квадратической зависимости $\langle (I(t) - \bar{I})^2 \rangle_{cp}$ от g_i именно эти частицы будут определять величину флуктуации тока. Таким образом, появляется возможность судить о средней скорости регистрации нейтронов, вызвавших (n, α) - или (n, f) -реакции в ИК, когда детектор в импульсном режиме уже не работает из-за просчетов аппаратуры.

Из сказанного следует, что для флуктуационного метода контроля наиболее целесообразно использовать камеры деления, поскольку осколки деления имеют наибольшую среди заряженных частиц удельную ионизацию. В этом случае происходит статистическая дискриминация γ -фона. Коэффициент выигрыша дискриминации по сравнению с токовым режимом пропорционален отношению g_n/g_γ . Для камер деления эта величина приблизительно равна 1000.

Регистрация флуктуаций тока проводится с помощью схемы, представленной на рис. 3.6. На выходе измерительного устройства получается величина, пропорциональная скорости счета нейтронов, т. е. мощности реактора. Подобные устройства применяются

для пуска реактора и вывода его на уровень мощности, близкий к номинальному.

Электронно-эмиссионные детекторы нейтронов (ЭДН) — детекторы нового типа, применяемые для регистрации нейтронов в реакторе. В последние годы они все шире стали применяться для внутриреакторных измерений. Принцип работы ЭДН чрезвычайно прост и основан на свойстве заряда центрального электрода (эмиттера) положительно, а оболочки — отрицательно в результате вылета быстрых электронов из радиоактивного эмиттера. Из

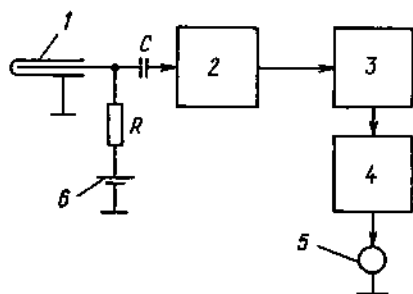


Рис. 3.6. Схема включения камеры при флуктуационном методе измерений:

1 — камера; 2 — усилитель переменного тока; 3 — квадрат; 4 — усредняющее устройство; 5 — показывающий прибор; 6 — источник питания

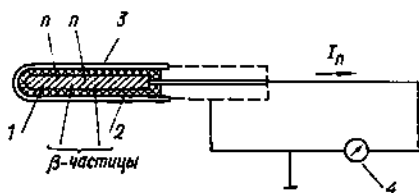


Рис. 3.7. Схема электронно-эмиссионного детектора нейтронов:

1 — эмиттер; 2 — изолятор; 3 — коллектор; 4 — измеритель тока

приведенной на рис. 3.7 измерительной схемы видно одно из основных достоинств ЭДН — детектор не нуждается в источнике питания, без которого ионизационные камеры работать не могут.

Электроны образуются в веществе эмиттера в результате взаимодействия с нейтронами. Одним из возможных типов взаимодействия является (n, γ)-реакция с веществом эмиттера с последующим образованием β -активного изотопа. Последний, распадаясь, становится источником электронов. Из сказанного ясно, что подобный вариант ЭДН, получивший название β -эмиссионного детектора нейтронов (БЭДН), имеет инерционность, определяемую периодом β -распада образующегося радиоактивного изотопа. Отсюда понятно стремление использовать в качестве эмиттера вещества, образующие короткоживущие изотопы.

Сила тока БЭДН рассчитывается по формуле

$$I(t) = A \sigma_{\text{акт}} g N [1 - \exp(-0,693t/T_{1/2})] \varphi, \quad (3.4)$$

где A — безразмерная постоянная, определяемая геометрией детектора и материалами; $\sigma_{\text{акт}}$ — сечение активации тепловыми нейтронами вещества эмиттера, см^2 ; g — заряд, испускаемый эмиттером после поглощения одного нейтрона, Кл; N — число ядер эмиттера; $T_{1/2}$ — период полураспада изотопа, образующе-

гося в эмиттере, c ; Φ — плотность потока тепловых нейтронов, нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

В стационарном состоянии ($t \gg T_{1/2}$) $I_0 = A \sigma_{\text{акт}} g N \Phi$.

Чувствительность БЭДН, т. е. сила тока детектора, отнесенная к единице плотности потока нейтронов, меньше чувствительности борных ИК и КД на 2—3 порядка. В результате ток от БЭДН, даже установленных в активную зону мощных реакторов, обычно не превышает 1—10 мкА. Это заставляет принимать специальные меры по подавлению различных электрических помех.

Присущего БЭДН недостатка — инерционности — нет у ЭДН, в которых электроны образуются мгновенно после захвата нейтрона в веществе эмиттера в результате взаимодействия захватного γ -кванта с веществом самого эмиттера. Появление быстрого электрона может быть обусловлено либо внутренней конверсией γ -кванта, либо комптон- и фотоэффектом. В этом случае детектор можно назвать КЭДН. Такие детекторы безынерционны, подобно ИК, но ток от них на 3—4 порядка меньше, чем от ИК, и на 1—2 порядка меньше, чем от БЭДН, имеющих например, родиевый эмиттер.

Простота конструкции ЭДН позволяет изготавливать их диаметром не более 2—3 мм, что особенно важно при использовании их для внутриреакторного контроля энергораспределения. Кроме того, применяя материалы эмиттера и коллектора с высокой температурой плавления и изоляцию из окиси магния, алюминия или бериллия, удается создать высокотемпературные детекторы нейтронов, работающие при температурах до 700—800°C и при давлениях, равных нескольким сотням атмосфер.

Термонейтронные датчики (ТНД) также используются в качестве детекторов нейтронов в реакторе. Они представляют собой термопары с нанесенным на горячий спай слоем урана или плутония. Деление ядер, вызываемое нейтронами, приводит к разогреву горячего спаия до более высоких, чем у окружающей среды, температур. Таким образом, термо-ЭДС является мерой потока нейтронов. ТНД используются в основном для внутриреакторных измерений. Они так же, как и ЭДН, не требуют для работы источников питания. Однако эксплуатация ТНД разных конструкций показала их нестабильность при облучении. К тому же они имеют значительно большие, чем ЭДН, размеры. По этим причинам ЭДН все чаще применяются для внутриреакторного контроля энерговыделения и практически уже вытеснили ТНД из этой области.

В заключение следует сказать, что наряду с рассмотренными выше детекторами ИК, КД и ЭДН для измерений потоков нейтронов, γ -квантов и заряженных частиц широко используются и другие детекторы излучений. Примером могут служить активационные, полупроводниковые и сцинтилляционные детекторы, искровые счетчики, камеры Вильсона и другие. Отсылая интересующихся работой этих приборов к специальной литературе, отметим лишь, что принцип регистрации частиц всегда основан на фиксации результата взаимодействия излучений с веществом. Однако многие

методы не могут использоваться для оперативного контроля и управления реактором по разным причинам. Например, активационные методы не обеспечивают непрерывный контроль потока нейтронов. Полупроводниковые и сцинтилляционные счетчики имеют слишком короткий срок службы в больших полях излучений. К тому же выделение нейтронов на фоне γ -квантов с их помощью оказывается очень трудной задачей.

Выбор ИК, КД и ЭДН для контроля мощности и энергораспределения в реакторах явился результатом длительных экспериментальных исследований и производственных испытаний.

§ 3.2. ДЕТЕКТОРЫ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ИХ ХАРАКТЕРИСТИКИ

В соответствии с назначением и режимами работы реактора (рис. 3.8) принято различать три типа детекторов энерговыделения: контроля мощности реактора (внешонные), контроля энергораспределения по активной зоне (внутризонные) и пусковые.

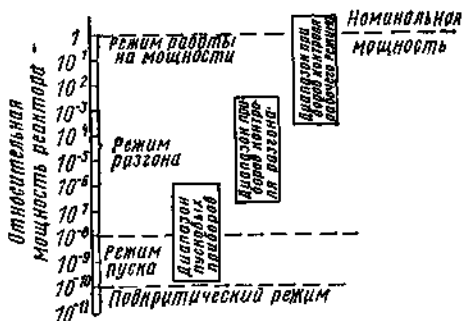


Рис. 3.8. Диапазоны контроля мощности реактора

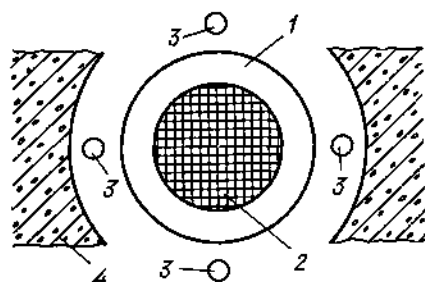


Рис. 3.9. Схема размещения детекторов контроля мощности в реакторе: 1 — отражатель, 2 — активная зона; 3 — детектор нейтронов; 4 — биологическая защита

Детекторы контроля мощности устанавливают за пределами активной зоны (обычно в пространстве между отражателем и биологической защитой, а в корпусных реакторах — между корпусом и защитой). Схематически их размещение показано на рис. 3.9. Иногда такие детекторы называют *внешонными*.

Выбор места установки детекторов обусловлен несколькими причинами.

Во-первых, находясь вне реактора, эти детекторы регистрируют нейтроны утечки, т. е. нейтроны, вылетающие из реактора. Как показывают расчеты и эксперименты, количество нейтронов утечки при неизменной форме распределения пропорционально среднему потоку нейтронов в реакторе, а следовательно, мощности реактора. Для лучшего усреднения потока нейтронов утечки обыч-

но устанавливают несколько детекторов симметрично относительно оси реактора вблизи центральной горизонтальной плоскости (рис. 3.9).

Во-вторых, в местах установки детекторов вне реактора плотность потока нейтронов на 3—4 порядка ниже, чем в активной зоне, и обычно не превышает 10^{10} — 10^{11} нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$). При таких плотностях потоков выгорание чувствительного элемента детектора (бора или урана) незначительно и влияние излучения на электрическую изоляцию мало, поэтому изменением чувствительности детектора можно пренебречь.

В-третьих, в месте установки детекторов контроля мощности нет существенных ограничений габаритных размеров, которые не-

избежны при введении детекторов внутрь активной зоны. Кроме того, вне активной зоны могут быть созданы более благоприятные температурные и другие условия, необходимые для нормальной эксплуатации детекторов.

В качестве детекторов контроля мощности реактора обычно используют ИК с электродами, покрытыми слоем бора, так как подобные ИК могут длительное время стабильно работать при

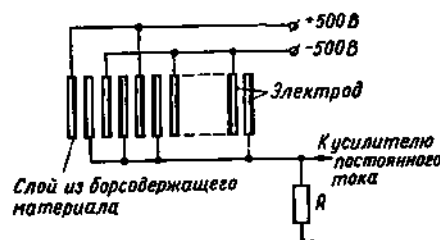


Рис 3.10. Схема включения компенсированной ионизационной камеры типа КНК-53

указанных выше плотностях потоков нейтронов. На больших уровнях мощности реактора определяющим током ИК является ток, обусловленный нейтронами. Поэтому в принципе могут быть использованы ИК без компенсации γ -фона. При уровнях мощности ниже энергетического диапазона необходимо применять компенсированные ИК. Часто компенсированные ИК используют во всем диапазоне энергетических мощностей.

Ниже рассмотрены *конструкционные особенности и характеристики* некоторых чувствительных к нейтронам ИК, выпускаемых отечественной промышленностью.

На рис. 3.10 показана схема включения компенсированной по γ -излучению ионизационной камеры типа КНК-53, чувствительной к нейтронам. Нейтроны регистрируются в ней по вторичным α -частицам, возникающим в результате реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$.

Аморфный бор тонким слоем нанесен на электроды. Общее количество электродов 164. Причем электроды со слоем бора и без него расположены так, что образуются чередующиеся объемы ИК, чувствительные к нейтронам и к γ -квантам и только к γ -квантам, что при соответствующем включении обеспечивает компенсацию γ -фона. Общая площадь покрытия бором составляет 1800 см^2 , давление газа-наполнителя (He) — $6 \cdot 10^{-5}$ Па. Чувствительность ИК к нейтронам $\eta_n = 1,4 \cdot 10^{-14}$ ($\text{А} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{с}$)/нейтр. Чувствительность

к γ -квантам $\eta_{\gamma}=10^{-5}$ кг, линейный диапазон работы до 15 МА при напряжении 500 В.

Следует отметить, что в зависимости от измеряемой плотности потока нейтронов, а следовательно, и тока камеры, сопротивление R должно иметь разные значения. Так, при токе ИК порядка $I \approx 10^{-10}$ А величина R обычно достигает $10^3 \text{ МОм} = 10^9 \text{ Ом}$, а при токе $I = 10^{-5}$ А и выше может не превышать 100 кОм.

Учитывая, что паразитная емкость электродов камеры и подводящих кабельных трасс относительно земли может достигать 1000 пФ и более и остается практически постоянной в процессе работы, постоянная времени датчика определяется сопротивлением R . Так, при $R \approx 10^9 \text{ Ом}$ $\tau_1 = RC \approx 1 \text{ с}$, а при $R_2 \approx 100 \text{ кОм}$ $\tau_2 \approx 10^{-4} \text{ с}$. Таким образом, скорость изменения мощности реактора, которую может зафиксировать измерительный прибор, определяется не только характеристиками детектора, но и особенностями самой измерительной схемы. Например, приведенная выше инерционность определяется характеристиками схемы, емкостью ИК и соединительных кабелей. Инерционностью же самой ИК, как правило, можно пренебречь, так как она определяется временем собирания ионов на электродах и обычно не превышает $10^{-4} - 10^{-5} \text{ с}$.

Вольт-амперные характеристики КНК приведены на рис. 3.2. Как уже говорилось в § 3.2, напряжение U_n , соответствующее току насыщения ИК, а следовательно, и рабочее напряжение $U_{\text{раб}}$ зависят от силы тока камеры, что наглядно видно из графика. При плотностях потоков нейтронов, в которых обычно находятся детекторы контроля мощности реактора $10^9 - 10^{10}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, для получения тока насыщения достаточно подать напряжение +500 В на одни электроды и -500 В на другие. Если плотности потоков нейтронов не превышают $10^7 - 10^8$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, то рабочее напряжение может быть при необходимости снижено до $\pm (100 \div 200) \text{ В}$. Однако необходимо помнить, что ИК, работающая

Таблица 3.2

Характеристики нейтронных ионизационных камер типа КНК

Тип камеры	Диаметр, мм	Длина, мм	Газ-наполнитель	Радиатор	Чувствительность к тепловым нейтронам, А/[нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$]	Рабочее напряжение, В	Максимальный рабочий ток, мкА
КНК-56	50	750	BF_3	$^{10}\text{В}$	$4 \cdot 10^{-12}$	500	500
КНК-53М	50	512	94% $^4\text{He} + 6\% \text{N}_2$	$^{10}\text{В}$	$1,4 \cdot 10^{-14}$	500	4000
КНК-57М	50	230	94% $^4\text{He} + 6\% \text{N}_2$	$^{10}\text{В}$	$3 \cdot 10^{-15}$	500	600
КНК-3	50	163	95% $^4\text{He} + 5\% \text{N}_2$	$^{10}\text{В}$	$3,3 \cdot 10^{-15}$	500	5000
КНК-3-1	50	163	95% $^4\text{He} + 5\% \text{N}_2$	$^{10}\text{В}$	$1,4 \cdot 10^{-14}$	500	5000
КНК-4	50	450	He	^3He	$1 \cdot 10^{-13}$	500	500
КНК-15	50	259	96% Ar + 2% N + 2% ^4He	^{235}U	$1,8 \cdot 10^{-13}$	500	5000
КНК-6-1	50	257	6,5% $^4\text{He} + 88,5\% ^4\text{He} + 5\% \text{N}_2$	^3He	$1 \cdot 10^{-14}$	600	1500

при пониженном рабочем напряжении в случае резкого возрастания потока нейтронов, может оказаться в нелинейной области рабочих характеристик и исказить в сторону уменьшения фактический выброс мощности реактора. К неправильному выводу о значении выброса мощности можно придти также при наличии большого R и соответственно при большом $\tau = RC$ измерительной цепочки, если время разгона мощности реактора значительно меньше τ . Может оказаться так, что короткий импульс мощности, вызвавший аварию реактора, вообще не будет зафиксирован измерительным прибором.

В табл. 3.2 для справки приведены основные характеристики камер типа КНК, выпускаемых нашей промышленностью.

На некоторых реакторах, охлаждаемых водой, для измерения полной мощности непрерывно контролируется γ -активность теплоносителя на выходе реактора, обусловленная, в основном, β -распадом изотопа ^{16}N по схеме $^{16}_7\text{N} \xrightarrow[\gamma]{\beta^-} ^{16}_8\text{O}$.

Радиоактивный изотоп образуется в результате пороговой реакции $^{16}_8\text{O}(n, p)^{16}_7\text{N}$. Несмотря на запаздывание информации, связанное с временем прохождения теплоносителя через реактор и временем движения его до детектора, этот метод контроля оказывается менее инерционным, чем теплотехнический. Он особенно удобен для контроля полной мощности в реакторах, охлаждаемых кипящей обычной или тяжелой водой. В результаты, полученные этим методом, необходимо вносить поправку на изменение расхода теплоносителя, так как оно изменяет время активации и доставки его к детектору. Появление дополнительной активности теплоносителя, вызванное, например, нарушением герметичности оболочки твэла, также приведет к искажению полученной информации о мощности реактора.

Внутризонные детекторы имеют некоторые особенности по сравнению с внезонными детекторами. Необходимость контроля не только полной мощности реактора, но и распределения мощности (энергораспределения) по активной зоне больших энергетических реакторов рассматривалась в гл. 2.

Внутризонные детекторы работают в больших радиационных полях (плотность потока нейтронов до $(2-5) \cdot 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и мощность экспозиционной дозы γ -излучения до 10^2 А/кг), а также при высоких температурах и давлениях, существующих в активных зонах энергетических реакторов (температура $300-800^\circ\text{C}$ и давление до 10^7 Па) и в условиях сильной вибрации. К этому следует добавить жесткие ограничения габаритных размеров для таких детекторов. Отсюда понятны трудности, с которыми связана разработка внутризонных детекторов энерговыделения.

В настоящее время изучены различные методы детектирования нейтронов и γ -квантов, пригодные в указанных выше тяжелых условиях. Большинство методов основано на измерении распределения потока нейтронов или γ -квантов по активной зоне реактора.

Для контроля энергораспределения в реакторах используются активационные индикаторы, малогабаритные камеры деления (МКД), ЭДН и ионизационные гамма-камеры (ГИК), регистрирующие γ -излучение.

Рассмотрим основные особенности контроля энергораспределения в реакторах.

Активация индикаторов — один из распространенных методов контроля распределения потока нейтронов в реакторе. В качестве твердых индикаторов используют золото, индий, марганец, вольфрам и т. д. в виде фольг, проволок, тросов и шариков. Сообщалось также о применении газообразных (аргон) и жидких (вода) индикаторов. Особенно удобными оказались индикаторы в виде проволок, тросов и шариков, поскольку при их применении удалось достигнуть необходимой точности измерений и воспроизводимости результатов. Некоторые реакторы оснащены такими активационными системами контроля.

Диапазон плотностей потоков, в котором могут применяться активационные методы, весьма велик и простирается от 10^2 — 10^3 нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ до 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и выше.

Принцип активации используется также для измерения полной и дифференциальной γ -активности ТВС после остановки реактора и извлечения из него ТВС с топливом. Активность ТВС обусловлена, в основном, γ -активностью долгоживущих осколков деления. Если перед остановкой реактор длительное время (1—2 месяца) работал на постоянном уровне мощности при практически неизменном поле энерговыделения, то γ -активность накопившихся в ТВЭлах осколков деления будет пропорциональна мощности, развиваемой этим элементом перед остановкой.

Следует подчеркнуть, что активационные методы в принципе не могут обеспечить оперативный контроль энергораспределения в реакторе, так как необходимо определенное время на активацию индикатора в потоке нейтронов, доставку его к детектору и на измерение γ - или β -активности. К этому времени необходимо добавить время, в течение которого часто приходится выдерживать индикатор для распада нежелательной активности, которая могла бы исказить результаты измерений, например, из-за малого периода полураспада, сравнимого с временем измерения активности.

Несмотря на это, активационный метод широко используется для периодических градуировочных измерений и аттестации детекторов, стационарно установленных в реакторе.

В качестве детекторов активности индикаторов (тросы, шарики) широко используются сцинтилляционные счетчики и счетчики Гейгера — Мюллера.

МКД представляют собой разновидность обычных нейтронных ИК, используемых вне активной зоны реактора. Однако условия работы МКД внутри реактора накладывают определенный отпечаток на их конструкцию и на выбор рабочих параметров детектора. Прежде всего, введение МКД в активную зону заставляет уменьшить их диаметр до нескольких миллиметров. В настоящее

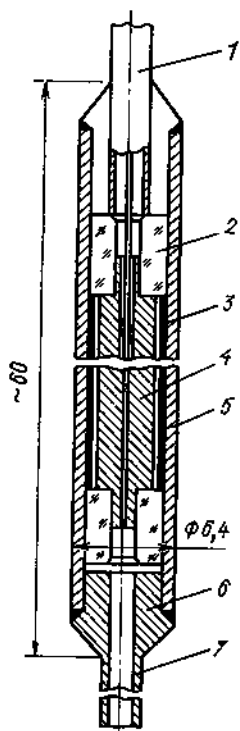


Рис. 3.11. Конструкция МКД:

1 — кабель; 2 — изолятор; 3 — слой урана; 4 — собирающий электрод; 5 — гильза; 6 — герметизирующая пробка; 7 — трубка для откачки

время успешно работают внутри активной зоны реакторов МКД диаметром от 2 до 6 мм.

Конструкция одного из вариантов МКД представлена на рис. 3.11. Здесь показаны цилиндрические электроды со слоем урана, обогащенного по изотопу урана-235, в виде сплава $U-Al$, содержащего 20% урана по массе. Такие камеры могут работать при температуре до $600^{\circ}C$ и давлении до $2 \cdot 10^7$ Па.

Малые геометрические размеры МКД не дают возможности компенсировать γ -фон способом, применяемым для везонных детекторов. Поэтому МКД позволяют надежно фиксировать нейтронную составляющую тока лишь в узком диапазоне (1—100% мощности реактора).

Для снижения рабочего напряжения давление газа (обычно аргона) в камере при ее наполнении составляет 0,3—0,5 атмосферного. В результате разогрева МКД в активной зоне давление возрастает, но не превышает атмосферного. С учетом сказанного и в связи с малым расстоянием между электродами (доли миллиметра) рабочее напряжение обычно не превышает 100 В. Снижение рабочего напряжения позволяет уменьшить требования к качеству изоляции.

Чувствительность МКД зависит от размеров и толщины слоя делящегося материала, типа и давления наполняющего рабочий объем газа. Обычно она лежит в пределах 10^{-18} — 10^{-17} ($A \cdot cm^2 \cdot c / \text{нейтр.}$). Необходимо отметить, что чувствительность стационарных МКД при больших плотностях потока нейтронов [выше 10^{13} нейтр./($cm^2 \cdot c$)] изменяется из-за выгорания изотопа урана-235.

Один из перспективных типов внутризонных детекторов — камера деления с охранным электродом, выполненная на основе коаксиального кабеля с двумя оболочками (триаксиальный кабель).

Ниже приведены технические характеристики внутризонной триаксиальной камеры деления (типа КТВ) диаметром 6 мм с охранным электродом в линии связи и в рабочем объеме (рис. 3.12). Герметичный цилиндрический корпус из коррозионно-стойкой стали диаметром 6 и толщиной 0,3 мм приварен через переходник к наружной оболочке триаксиального кабеля линии связи диаметром 4 мм. Центральный электрод камеры является продолжением центральной жилы триаксиального кабеля, а охранный электрод камеры — продолжением промежуточной оболочки кабеля. Часть оставшихся участков наружной оболочки и изоляции из окиси магния вместе с приваренными к ним дистанционирующими

кольцами образует дистанционирующие изоляторы, отделяющие охранный электрод от корпуса камеры. Остальные участки наружной оболочки электрически соединены изолированными от охрannого электрода перемычками с центральным электродом камеры и служат в качестве собирающего электрода; поверхность этих участков покрыта слоем делящегося материала.

Внутренний объем камер заполнен аргон-гелиевой смесью. При подключении электродов камеры к источнику напряжения в заполненном газом пространстве между секциями собирающего электрода и корпусом камеры возникает ток ионизации, пропорцио-

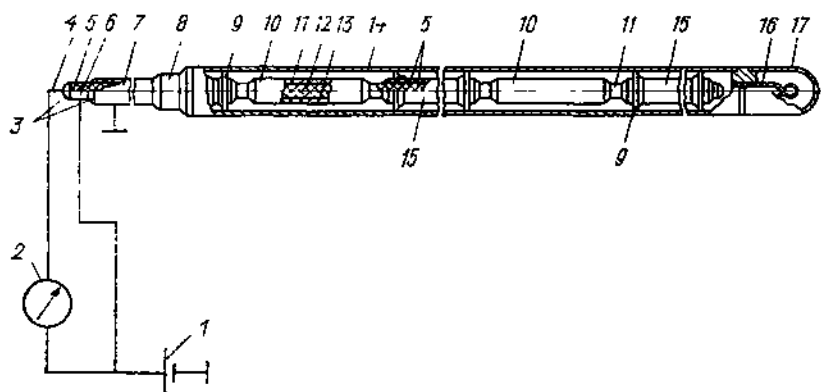


Рис. 3.12. Триаксиальная токовая камера деления:

1 — источник питания; 2 — измерительный прибор; 3 — герметизирующие изоляторы; 4 — центральная жила триаксиального кабеля; 5 — изоляция из окиси магния; 6 — промежуточный электрод; 7 — триаксиальный кабель; 8 — переходник; 9 — дистанционирующее кольцо; 10 — участок наружной оболочки триаксиального кабеля собирающего электрода; 11 — охранный электрод камеры; 12 — центральный электрод камеры; 13 — контактная перемычка; 14 — корпус камеры; 15 — участок наружной оболочки триаксиального кабеля дистанционирующего элемента; 16 — штенгель для заполнения и герметизации рабочего объема камеры; 17 — защитный колпачок

нальный плотности потока нейтронов. На охранный электрод, минуя низкоомный измерительный прибор, подается тот же потенциал, что и на собирающий электрод.

Наличие охрannого электрода в рабочем объеме камеры и в линии связи существенно (на 3—4 порядка) снижает требования к сопротивлению межэлектродной изоляции и обеспечивает работоспособность камеры при высоких температурах, вызывающих падение сопротивления изоляции и, следовательно, отказ камеры без охрannого электрода.

При наличии охрannого электрода уменьшается наклон плато вольт-амперной характеристики вследствие устранения эффекта утечки тока по изоляции и выравнивания электрического поля в рабочем объеме камеры. Благодаря низким требованиям к сопротивлению изоляции триаксиальные камеры деления надежны в течение длительной эксплуатации в реакторе.

Сигнал от камеры изменяется пропорционально плотности потока нейтронов в диапазоне 1—100% уровня мощности. Рабочее напряжение на электродах триаксиальных камер составляет 60—120 В, чувствительность камер — $(1-5)10^{-18}$ А·см²·с/нейтр., чувствительность к γ -излучению $(1-5)10^{-7}$ кг. Описанные триаксиальные камеры используются в качестве датчиков СУЗ реактора РБМК-1000 (гл. 8).

ЭДН в последнее время начали широко применяться для внутриреакторных измерений. Выше отмечалось, что малые геометрические размеры, простота конструкции (центральный электрод, электрод-оболочка и изолятор) и жаростойкость (при использовании соответствующих материалов) делают ЭДН особенно ценными для внутриреакторного контроля плотности потока нейтронов.

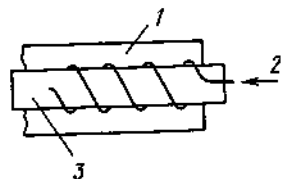


Рис. 3.13. Детектор ЭДН в виде спирали:

1 — внешняя циркониевая труба; 2 — ЭДН; 3 — внутренняя циркониевая труба

Простота конструкции ЭДН позволяет изготавливать их промышленным способом по технологии, применяемой для изготовления жаропрочных кабелей с изоляцией из MgO или Al₂O₃. Длина ЭДН в этом случае может при необходимости достигать более 10 м.

Это дает возможность использовать детекторы такого типа для контроля радиального энергораспределения, поскольку детектор длиной, равной высоте активной зоны, будет давать сигнал, пропорциональный средней по высоте реактора плотности потока нейтронов. К тому же появляется возможность увеличить чувствительность детектора за счет увеличения его длины, а для уменьшения размеров детектора его сворачивают в спираль, например так, как это показано на рис. 3.13.

Чувствительность ЭДН, как видно из формулы (3.4), зависит от материала и диаметра эмиттера и обычно относится к единице его длины или к единице массы эмиттера. Обычно она лежит в пределах от 10^{-23} до 10^{-19} (А·см²·с)/(нейтр.·м).

Наиболее чувствительными из применяемых являются ЭДН с эмиттером из родия, наименее чувствительными — ЭДН с эмиттером из кобальта. Неразрывно связано с чувствительностью детектора и выгорание элемента эмиттера в потоке нейтронов: чем выше чувствительность детектора, тем более значительным является выгорание. Правда, зависимость не является пропорциональной, так как она искажается, с одной стороны, блокировкой внутренних слоев материала эмиттера внешними, а с другой — изменением депрессии потока нейтронов за счет поглощения их материалом эмиттера.

При плотностях потоков нейтронов менее 10^{13} нейтр./см²·с выгоранием чувствительного элемента ЭДН можно практически пренебречь. Однако при плотностях потоков $1 \cdot 10^{13}$ нейтр./см²·с и выше необходимо вносить соответствующие поправки.

Технические характеристики ЭДН

Наименование детектора	Внешний диаметр, мм	Эмиттер		Изолятор		Чувствительность $\Delta \text{см}^2 \cdot \text{с} \cdot 10^{-10}$ м.нейтр.	Идентичность по чувствительности, %	Длина эмиттера, мм	Рабочая температура, °C
		Материал	Диаметр, мм	Материал	Толщина, мм				
ДПЗ-1	1,8	Rh	0,8	SiO ₂	0,2	21,2	2	100—500	650
ДПЗ-7	6—8	Rh	0,5	Al ₂ O ₃	0,25	14,2	2	6000	650
ДПЗ-8	3	Ag	0,8	MgO	0,7	10	20	До 10 000	650
ДПЗ-8П	1,5	Ag	0,4	MgO	0,4	3	22	До 10 000	650
ДПЗ-10	2	V	1,0	SiO ₂	0,7	2,8	3	До 10 000	100
ДКЭ	6	Ag	0,6	MgO	0,8	9	12	7000	350

Примечание. Принадлежное в таблице название ДПЗ детекторы прямого заряда) возникло при первых исследованиях ЭДН и не отражает принципа работы датчика. ДКЭ — детектор контроля энерговыделения, применяемый на реакторах РБМК-1000

Скорость выгорания существенно зависит от материала эмиттера.

При выборе типа ЭДН необходимо учитывать не только его чувствительность, но и инерционность. Как говорилось выше, все БЭДН обладают инерционностью, определяемой периодом полураспада, образующегося в эмиттере радиоактивного изотопа. КЭДН не имеют этого недостатка, но чувствительность их на 1—2 порядка ниже, чем у БЭДН. Обычно у БЭДН больше и скорость выгорания эмиттера.

Если основным требованием является обеспечение безынерционности контроля энергораспределения, например, для использования детектора в системе автоматического регулирования энергораспределения, то необходимо выбирать в качестве датчиков КЭДН. Если же изменение энергораспределения может происходить лишь очень медленно, то в качестве внутриреакторных датчиков энерговыделения целесообразно использовать БЭДН, периодически внося поправку на выгорание эмиттера.

В настоящее время выпускается большое количество ЭДН с эмиттером, коллектором и изолятором из различных материалов, а также разных диаметров и длин. Это позволяет выбрать оптимальный вариант детектора для того или иного типа реактора. В качестве примера в табл. 3.3 приведены характеристики ЭДН, выпускаемых отечественной промышленностью.

ЭДН обладают также температурной погрешностью, определяемой наличием в них тока термоэлектронной эмиссии, имеющего направление, обратное току, вызванному β -излучением с эмиттера.

Зависимость теплового тока ЭДН от температуры имеет характер показательной функции (рис. 3.14). При работе ЭДН в таком диапазоне температур, при котором температурная погрешность их становится значительной, необходимо применять специальные средства компенсации этой погрешности.

Детекторы γ -излучения также могут применяться для контроля энергораспределения.

Измерение интенсивности γ -излучения внутри реактора при работе его в стационарном или квазистационарном режиме позволяет также получить информацию об энергораспределении. Это связано с тем, что основная доля γ -излучения в активной зоне (около 85—90%), обусловленная мгновенными γ -квантами деления и запаздывающим γ -излучением продуктов деления, пропорциональна скорости делений и мощности.

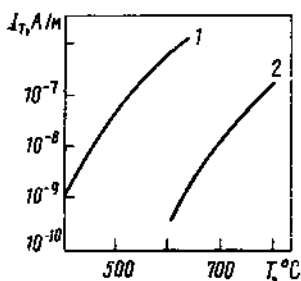


Рис. 3.14. Зависимость тока ЭДН от температуры:

1 — детектор с серебряным эмиттером; 2 — кабель с жилой из нержавеющей стали

Как было показано выше [см. формулу (1.4)], энерговыделение пропорционально произведению плотности потока нейтронов на макроскопическое сечение деления горючего Σ_f . Поэтому по мере выгорания горючего мощность может поддерживаться постоянной при условии, что плотность потока нейтронов будет увеличиваться обратно пропорционально макроскопическому сечению деления. Таким образом, плотность потока нейтронов должна, хотя и медленно, но возрастать в стационарно работающем реакторе.

В отличие от потока нейтронов мощность дозы γ -излучения в реакторе, работающем на постоянном уровне мощности, сохраняется неизменной. Поэтому контроль интенсивности γ -излучения имеет здесь определенное преимущество.

Дополнительное преимущество детекторов γ -излучения — стабильность чувствительности, поскольку они не содержат материалов с большими сечениями реакций, вызываемых нейтронами.

Основным недостатком, препятствующим широкому внедрению детекторов γ -излучения для контроля энергораспределения, является запаздывание γ -излучения продуктов деления относительно момента деления. Это ведет к появлению инерционности метода контроля энерговыделения при резких скачках мощности. Причем эта инерционность не связана с инерционностью датчика или какого-либо другого звена измерительной цепи, а обусловлена природой контролируемого излучения. Таким образом, скачок мощности, который немедленно был бы зафиксирован с помощью нейтронного детектора, без принятия специальных мер будет отмечен детектором с запаздыванием, когда может уже наступить аварийная ситуация.

Однако специальные исследования кинетики γ -излучения показали, что примерно 70% сигнала детектора γ -излучения следует за изменением мощности мгновенно и что характеристики инерционности остаются практически неизменными в процессе работы реактора. Это позволяет непрерывно вводить поправку на инерционность контроля по специальному алгоритму на ЭВМ или с помощью аналогового корректора инерционности.

В качестве детекторов интенсивности γ -излучения внутри реакторов используются ГИК. ГИК по существу представляют собой варианты МКД, но без слоя делящегося вещества. Так же, как и МКД, они имеют центральный электрод, межэлектродные изоляторы и оболочку, являющуюся одновременно вторым электродом. При включении ГИК в измерительную схему необходимо учитывать, что внешний электрод — оболочка — заземлен, а центральный электрод находится под напряжением, как показано на рис. 3.15.

Геометрические размеры ГИК, например диаметр, могут быть такими же, как у МКД, т. е. составлять несколько миллиметров. В то же время ГИК, в которых не требуется наносить слой делящегося элемента, при необходимости изготавливаются гораздо большей, чем МКД, длины, например для измерений средней по высоте реактора интенсивности γ -излучения. Такое усреднение позволяет судить о мощности близлежащих от ГИК каналов с горючим. Неидентичность ГИК по чувствительности меньше, чем МКД, в которых разброс толщины делящегося слоя приводит к разбросу чувствительности. При работе МКД в разных потоках нейтронов их чувствительность изменяется различно, что требует повторных тарировок активационными или теплотехническими методами. ГИК не имеют этого недостатка.

Чувствительность ГИК зависит как от ее конструктивных особенностей и параметров, так и от спектрального состава потока γ -квантов в месте ее установки внутри реактора. Для оценки чувствительности ГИК необходимо знать мощность дозы γ -излучения. Тогда ток ГИК можно определить по формуле

$$I_{\gamma} = qD(p/p_0)V_k, \quad (3.5)$$

где q — объемная плотность электрического заряда одного знака в газе, наполняющем камеру при нормальных условиях, при экспозиционной дозе γ -излучения равной $2,6 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг (для воздуха $q = 3,3 \cdot 10^{-4}$ Кл/м³), Кл/м³; D — мощность дозы γ -излучения, А/кг; p_0 и p — соответственно нормальное давление газа и давление его в камере, Па; V_k — объем камеры, м³.

Чувствительность ГИК определяется как

$$\eta = I_{\gamma}/D = q(p/p_0)V_k. \quad (3.6)$$

В качестве примера можно привести ГИК, изготовленные для реакторов Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова. Они имеют внешний диаметр 6 мм и длину рабочего объема 6 м, равную высоте реактора (при общей длине ГИК около 13 м). Камеры помещаются в опускную трубку испарительного канала, где омываются во-

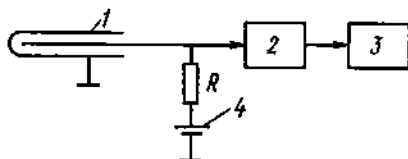


Рис. 3.15. Схема включения ионизационной гамма-камеры (ГИК):

1 — ГИК; 2 — усилитель постоянного тока; 3 — показывающий прибор; 4 — источник питания

дой первого контура при температуре 300°C и давлении $1,30 \times 10^7$ Па. Диаметр центрального электрода равен 2 мм, а межэлектродное расстояние — 1 мм. Камеры заполнены аргоном при давлении $5 \cdot 10^4$ Па. Изолятором служит окись алюминия высокой чистоты и плотности. Рабочее напряжение составляет 60 В. Чувствительность ГИК равна 0,58 мкА на 1 кВт мощности испарительного канала, в который камера установлена. На номинальной мощности реактора — 200 МВт (эл.) — ток камеры достигает 500 мкА. Средний срок службы ГИК около двух лет.

Следует отметить, что выбор типа внутриреакторного детектора во многом определяется особенностями конструкции, физическими свойствами и режимами работы реактора. Поэтому в настоящее время нет единственного типа внутриреакторных детекторов, который мог быть рекомендован для применения в любом реакторе.

Рассмотрим теперь *пусковые детекторы*, применяемые для контроля потока нейтронов при пуске реактора.

Следует различать первый пуск реактора со свежезагруженным горючим и повторный пуск реактора, работавшего перед этим на большом уровне мощности. В первом случае γ -излучение, сопровождающее увеличение мощности, фактически пропорционально мощности. Во втором случае даже в заглушенном реакторе, когда плотность потока нейтронов на 10 и более порядков меньше номинального уровня, мощность дозы γ -излучения обычно не снижается меньше, чем на 5—6 порядков от ее значения на номинальном уровне мощности. Этот γ -фон, обусловленный продуктами деления и радиоактивными изотопами, образовавшимися в материа-

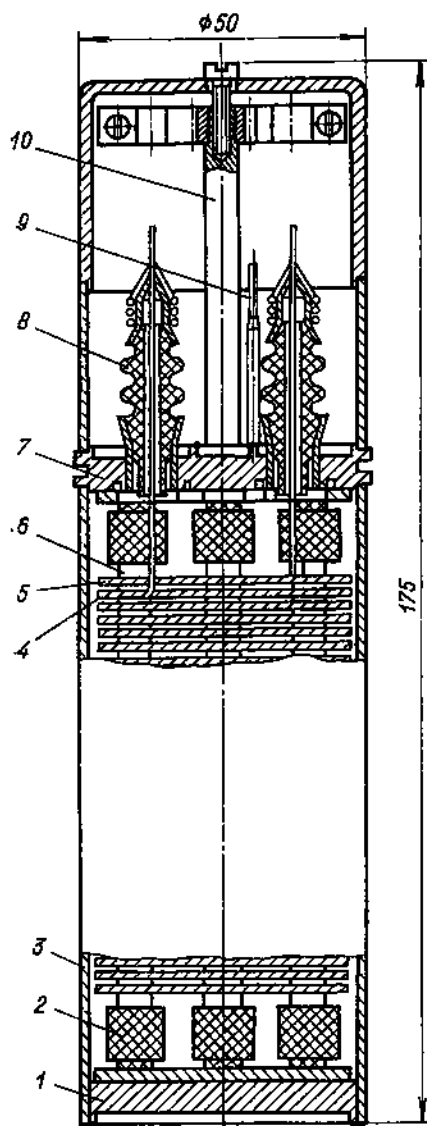


Рис. 3.16. Конструкция импульсной ионизационной камеры типа КИТ-54-1: 1, 7 — фланцы; 2 — опорный изолятор; 3 — корпус; 4, 5 — электроды; 6 — стойка; 8 — выводной изолятор; 9 — откачная трубка; 10 — кронштейн

лах активной зоны, является серьезным препятствием при повторных пусках реактора. В связи с этим были разработаны специальные пусковые детекторы для измерения низких плотностей потоков нейтронов [начиная с $(1-10)$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$] при наличии большого γ -фона, мощность экспозиционной дозы которого $(10^{-4}-10^{-2}$ А/кг и выше).

Остановимся на некоторых наиболее распространенных типах пусковых детекторов.

Особенно удобными для измерения низких плотностей потоков нейтронов в условиях большого γ -фона оказались камеры деления, работающие в импульсном режиме (ИКД), и ПС с борным покрытием электродов, а также счетчики, заполненные газом BF_3 или ^3He . Принцип их работы обсуждался выше.

Промышленностью выпускаются ИКД различных типов и назначений, в том числе малогабаритные ИКД (МИКД), устанавливаемые в реакторе на время пуска и подъема мощности.

На рис. 3.16 приведена конструкция отечественной ИКД типа КНТ-54-1 с указанием ее основных габаритных размеров. Камера представляет собой набор пластинчатых электродов в виде дисков, заключенных в корпус диаметром 50 мм из нержавеющей стали. Диски через один подключены к общим токовым выводам. На один токовый вывод подается положительное напряжение, на другой — отрицательное. Каждый электрод состоит из 50 пластин. Количество пластин можно при необходимости изменить. Расстояние между пластинами 1,6 мм.

На пластины-электроды с обеих сторон нанесен слой урана в виде U_3O_8 толщиной 1 мг/см². Общая площадь покрытия 1000 см². Рабочее напряжение камеры 500 В. В зависимости от измерительной схемы можно снимать импульс как положительной, так и отрицательной полярности. Однако обычно регистрируют отрицательный импульс с помощью схемы измерения, приведенной на рис. 3.17. Это обусловлено тем, что электроны, образующиеся в результате ионизации, более подвижны, чем положительные ионы. Различие в скоростях достигает 2—3 порядков. В результате приложенного на собирающем электроде положительного потенциала удается зафиксировать заряженную частицу еще до того, как положительные ионы достигнут отрицательно заряженного электрода.

Спротивление R выбирается таким, чтобы импульс напряжения, появляющийся на нем при регистрации нейтрона, был достаточно большим для работы усилителя и дискриминатора. Однако величина R определяет длительность спада импульса. Это связано с тем, что камера и подводящие кабели имеют паразитную емкость C_n относительно земли (см. рис. 3.17). Таким образом, спад импульса происходит с постоянной времени $T=RC_n$, а емкость C_n зависит от конструкции камеры, типа и длины соединительных кабелей.

Так, для камеры КНТ-54-1 при сопротивлении нагрузки $R=1,2$ кОм и емкости $C_n=300$ пФ постоянная времени $T=0,36$ мкс.

лированными экранами вокруг центральной жилы. Напряжение на охранный электрод подается по первому от жилы экрану. Внешний экран заземляется. В дальнейшем регистрация импульсов происходит так же, как было показано на рис. 3.17.

Отметим, что импульсные камеры в принципе не отличаются от токовых ионизационных камер и могут работать не только в импульсном, но и в токовом режиме. Для этого сопротивление R должно быть увеличено в целях увеличения постоянной времени $T=RC_a$ и усреднения тока от импульсов (см. рис. 3.17). В таком случае разделительный конденсатор C_1 отсутствует, а сигнал подается на усилитель постоянного тока или прямо на гальванометр. При токовом режиме работы средняя скорость следования импульсов должна быть значительно больше $1/T$. Это может быть достигнуто при установке детектора в области достаточно больших потоков нейтронов. Отметим, что чувствительность камеры КНТ-54-1 в токовом режиме составляет $1,5 \cdot 10^{-13}$ А·см²·с/нейтр.

При работе камеры деления в токовом режиме необходимо учитывать ток от α -частиц урана-235, который определяется количеством делящегося материала в чувствительном слое и может достигнуть 10^{-8} А. Поэтому сигнал от нейтронов должен превышать это значение в несколько раз. Отсюда оценивается нижний предел потока нейтронов, в котором ИКД можно использовать в токовом

Таблица 3.4

Характеристики камер деления типа КНТ

Тип камеры	Диаметр камеры, мм	Материал радиатора	Вид покрытия	Плотность покрытия, мг/см ²	Площадь покрытия, см ²	Длина покрытия, мм	Чувствительность к тепловым нейтронам, нп/нейтр.·см ²	Чувствительность к нейтронам деления, нп. (нейтр.·см ²)	Порог деления, МэВ
КНТ2	7	²³² Th	ThO ₂	5	1	10	—	$6 \cdot 10^{-7}$	1,3
КНТ3	7	²³³ U	U ₃ O ₈	0,5	1	5	$5 \cdot 10^{-1}$	—	—
КНТ5	7	²³⁵ U	U ₃ O ₈	1	1	5	$5 \cdot 10^{-1}$	—	—
КНТ7	7	²³⁷ Np	NpO ₂	1,5	2	10	—	$4 \cdot 10^{-6}$	0,4
КНТ8	7	²³⁸ U	U ₃ O ₈	5	2	10	—	$2 \cdot 10^{-6}$	1,2
КНТ9	7	²³⁹ Pu	PuO ₂	0,5	1	5	$5 \cdot 10^{-1}$	—	—
КНТ10	7	¹⁰ B	B	0,5	1	5	$5 \cdot 10^{-4}$	—	—
КНТ2-4	4	²³² Th	ThO ₂	3	29	250	—	$5,4 \cdot 10^{-6}$	1,3
КНТ5-4	4	²³⁵ U	U ₃ O ₈	1	29	250	$1,5 \cdot 10^{-2}$	—	—
КНТ7-4	4	²³⁷ Np	NpO ₂	1	29	250	—	$1,2 \cdot 10^{-1}$	0,4
КНТ8-4	4	²³⁸ U	U ₃ O ₈	3	29	250	—	$1,8 \cdot 10^{-4}$	1,2
КНТ10-4	4	¹⁰ B	B	1	29	250	$7,5 \cdot 10^{-3}$	—	—
КНТ2-3	3	²³² Th	ThO ₂	3	0,4	5	—	$7 \cdot 10^{-6}$	1,3
КНТ5-3	3	²³⁵ U	U ₃ O ₈	1	0,4	5	$2 \cdot 10^{-1}$	—	—
КНТ7-3	3	²³⁷ Np	NpO ₂	3	0,4	5	—	$1 \cdot 10^{-6}$	0,4
КНТ8-3	3	²³⁸ U	U ₃ O ₈	3	0,4	5	—	$2 \cdot 10^{-7}$	1,2
КНТ9-3	3	²³⁹ Pu	PuO ₂	1	0,4	5	$5 \cdot 10^{-4}$	—	—
КНТ10-3	3	¹⁰ B	B	1	0,4	5	$5 \cdot 10^{-4}$	—	—
КНТ-54	50	²³⁵ U	U ₃ O ₈	1	1000	—	0,6	—	—
КНТ-31	30	²³⁵ U	U ₃ O ₈	1	500	—	0,3	—	—

режиме. Для камеры КНТ-54-1 плотность потока нейтронов должна превышать по крайней мере 10^5 нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Подобный фоновый ток отсутствует в камерах, где в качестве радиатора применен бор, так как изотопы бора стабильны.

Другие ИКД, например типа КНТ-31, в конструкционном отношении похожи на КНТ-54-1 и отличаются от последней иным числом дисковых электродов или размером дисков и размером корпуса. Для сравнения основные параметры камер типа КНТ приведены в табл. 3.4.

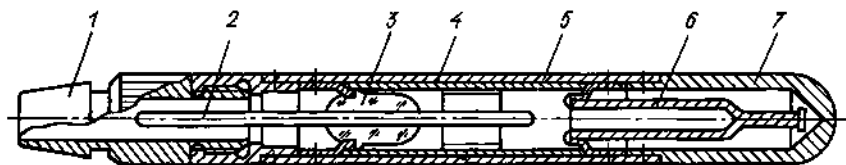


Рис. 3.19. Импульсная малогабаритная камера деления:

1 — трубка для вакуумирования; 2 — собирающий электрод; 3 — изолятор; 4 — радиатор; 5 — корпус; 6 — хвостовик для кабеля; 7 — защитный чехол

Для проведения исследований спектра нейтронов в реакторах и критических сборках используются радиаторы из различных делящихся материалов (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U). Имеются также камеры с нуклидами (^{238}U , ^{237}Np и ^{232}Th), делящимися только быстрыми нейтронами. Однако последний вариант камер непригоден для работы при высоких уровнях γ -излучения из-за малой их эффективности к нейтронам при большом количестве ложных импульсов.

МИКД могут иметь преимущество перед пусковыми камерами, установленными вне активной зоны, поскольку поток нейтронов в активной зоне на 3—4 порядка выше, чем в месте установки камер большого диаметра (например, КНТ-54 или КНТ-31) за отражателем. Применение пусковых камер, равномерно размещенных по активной зоне в больших реакторах, позволяет также лучше контролировать процесс подхода к критическому состоянию и предотвращает возможность образования локальных критических масс. Поэтому МИКД с ураном-235 (рис. 3.19) также используются для пуска реакторов.

В активной зоне остановленного после длительной работы реактора мощность дозы γ -излучения может достигать 10^{-1} — 10 А/кг. Однако, как мы видели выше, такой γ -фон не является препятствием для работы МИКД.

Переходя от импульсного режима работы МКД к флуктуационному и затем к токовому, удается контролировать реактор с помощью стационарно установленных в активную зону камер во всем диапазоне изменения мощностей от подкритического состояния до номинального уровня. Переход с режима на режим работы МКД осуществляется посредством изменения схемы включения камеры и измерительной аппаратуры. Принципиальный характер режимов был рассмотрен выше.

Если МКД используются только для пуска реактора, то для уменьшения выгорания делящегося вещества их обычно после вывода реактора на энергетические уровни мощности удаляют из активной зоны в область меньших потоков нейтронов. Следует отметить, что МКД, долго работающие в больших потоках нейтронов, имеют не только пониженную чувствительность к нейтронам из-за выгорания радиатора, но и повышенный фон и ухудшенные счетные характеристики из-за большого количества радиоактивных продуктов деления, образовавшихся в радиаторе. Поэтому, несмотря на принципиальную возможность применения МКД одного типа, стационарно установленных в активной зоне, обычно используют конструкционно однотипные, но разные по назначению МКД: пусковые импульсные; работающие во флукуационном режиме; стационарные и подвижные камеры, работающие на полной мощности. Пусковые камеры, как было сказано выше, после вывода реактора на мощность, достаточную для контроля ее другими детекторами, удаляют из активной зоны.

Целесообразно указать, что приведенная в этом параграфе классификация детекторов является в значительной мере условной. Сейчас уже действуют реакторы, у которых полная мощность контролируется не по врезонным детекторам, а по суммарному сигналу внутризонных детекторов энерговыделения. Причина этого заключается в том, что врезонные детекторы, установленные на реакторах с большими активными зонами, не отражают в достаточной степени перераспределение энерговыделения по активной зоне. Наоборот, суммарный или усредненный сигнал внутрореакторных датчиков с максимально возможной степенью достоверности отражает полную мощность реактора. Препятствием для широкого внедрения такого наиболее прогрессивного метода контроля мощности реактора является недостаточная пока надежность работы внутрореакторных детекторов энерговыделения.

§ 3.3. УСТАНОВКА ДЕТЕКТОРОВ В РЕАКТОР И ЛИНИИ СВЯЗИ

В зависимости от назначения, условий работы и типа детектора выбирают место установки в реактор, способ крепления его и подводящих кабелей, а также характеристики линий связи детектора с измерительной аппаратурой. Например, детекторы, контролирующие полную мощность реактора, обычно устанавливают между отражателем и биологической защитой вне активной зоны. Детекторы энергораспределения вводят в активную зону реактора и они должны работать в существующих там условиях.

С учетом сказанного перейдем к рассмотрению установки указанных выше двух типов детекторов.

Установка врезонных детекторов контроля мощности. Врезонные детекторы устанавливают в специальные вертикальные каналы, называемые каналами ИК, которые при необходимости могут охлаждаться прокачиваемым теплоносителем. Охлаждение требуется в тех

случаях, когда температура ИК превышает допустимые для ее работы пределы. Обычно температура внезонных ИК не должна превышать 300°C. Причинами разогрева ИК являются как высокая температура окружающих материалов, так и тепловыделение в материалах самой ИК, обусловленное γ -излучением из реактора.

Каналы ИК представляют собой заваренные снизу трубы, диаметр которых должен обеспечивать свободную установку в них ИК вместе с поддерживающей сборкой, называемой подвеской ИК. Сверху труба сообщается с реакторным залом, что дает возможность заменять вышедшие из строя ИК. Такая смена проводится

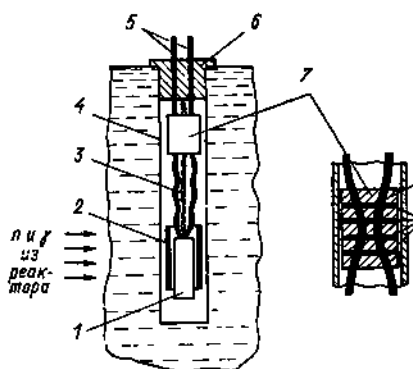


Рис. 3.20. Схема конструкции подвески ИК:

1 — ИК; 2 — экран; 3 — крепление подвески; 4 — канал; 5 — токоведущие жилы; 6 — опорная пробка; 7 — защитная пробка, 8 — чугун; 9 — графит

обычно во время остановки реактора. Для предотвращения аварийной остановки реактора из-за выхода ИК из строя обычно имеются резервные ИК, которые и используют взамен вышедших из строя. В верхней части канала ИК ставится опорная пробка, которая вместе с защитой в подвеске ИК уменьшает интенсивность излучений из канала до допустимых пределов.

Подвеска ИК представляет собой специальную сборку, в которой крепится сама ИК и токоведущие трассы. Схематично конструкция подвески показана на рис. 3.20.

Из рисунка видно крепление подвески к опорной пробке с помощью троса или цепи. Это позволяет разгрузить токоведущие трассы. Последние представляют собой либо оголенные медные жилы, на которые сверху надета керамическая или кварцевая соломка, либо высоковольтные кабели с полиэтиленовой, резиновой или минеральной (MgO , Al_2O_3) изоляцией. При выборе типа изоляции следует учитывать флюенс нейтронов и дозу γ -излучения за время работы ИК. Практика показала, что использование минеральной или кварцевой изоляции в значительной степени гарантирует от выхода из строя подвески с ИК из-за нарушений изолирующих свойств.

Видна также защитная пробка подвески, которая так же, как и опорная пробка, обычно изготавливается из чугуна или стали. Однако в защитной пробке имеются также слои легкого вещества, например графита, для рассеивания летящих на нее снизу быстрых нейтронов, которые, попав в окружающую защиту, поглощаются в ней. Каналы в защитной пробке для токоведущих жил или кабелей от ИК делают обычно искривленными или в виде спирали по периферии пробки для предотвращения прямого прострела излучений из реактора.

Длину крепящего подвеску троса и токоведущих трасс подбирают часто таким образом, чтобы ИК располагалась вблизи центральной плоскости реактора. Это обеспечивает наилучшее измерение полной мощности реактора. Однако поток в месте установки ИК может оказаться столь большим, что ИК будет работать в нелинейной области вольт-амперной характеристики. К тому же в больших потоках происходит выгорание чувствительного слоя ИК. Для регулирования потока нейтронов на ИК используются специальные экраны из сильно поглощающего нейтроны материала, например кадмия. Изменяя положение экрана относительно ИК, можно добиться необходимого потока нейтронов, а следовательно, и тока ИК, на номинальном уровне мощности. На рис. 3.20 показан экран, который надвигается на ИК, но возможны и другие способы регулирования потока нейтронов, падающих на камеру. Например, можно изменять поток нейтронов посредством перемещения подвески с ИК по высоте канала. Однако такой способ менее удобен, так как ИК перемещается обычно к верхней части реактора, где экранирующее действие стержней на ее сигнал сказывается сильнее, чем в центральной плоскости реактора.

Для обеспечения регулирования потока нейтронов, действующего на ИК, необходимо в процессе выбора месторасположения камеры предусмотреть завышенный поток на ИК. В случае ошибки в расчетных потоках целесообразно подобрать ИК с большей чувствительностью к нейтронам, чем имеет выбранная по проекту. Это оказывается возможным в связи со стандартизацией размеров наиболее широко применяемых ИК типа КНК (КНК-53, КНК-53М, КНК-56).

Токоведущие линии от ИК в области больших потоков нейтронов и γ -квантов целесообразно делать с изоляцией, не подвергающейся разрушению в результате облучения в течение срока службы ИК с подвеской. Как отмечено выше, наиболее радиационно- и температуростойким видом изоляции является кварц и окиси магния, кремния или алюминия. Именно эти материалы и применяются в качестве изолирующих в наиболее ответственных случаях. После вывода кабеля за пределы биологической защиты реактора к нему специальных требований не предъявляют. Однако должны быть приняты все меры для предотвращения попадания на кабели влаги и для защиты от воздействия на них магнитных и электрических помех.

Влага может вызвать коррозию оболочки кабеля и потерю его герметичности с последующим резким снижением сопротивления изоляции. Ясно, что ИК становится неработоспособной, если ток утечки сравним с током самой камеры или больше него. Для нормальной эксплуатации ИК ток утечки всей линии связи, включая ИК, не должен превышать 1% сигнала камеры на нижней границе диапазона ее работы. Например, для измерения тока ИК от 1 мкА и выше сопротивление изоляции должно быть не ниже $5 \cdot 10^{10}$ Ом при напряжении между электродами 500 В. Для измерения меньших токов в период пуска реактора сопротивление трассы изоля-

ции кабеля и ИК должно быть еще выше. При расчетах сопротивление изоляции нормально подготовленной к эксплуатации камеры можно принимать равным 10^{12} Ом.

Сопротивление изоляции линии связи можно определить посредством измерения вольт-амперной характеристики ИК. На рис. 3.21 показаны такие вольт-амперные характеристики двух одинаковых по характеристикам и условиям облучения ИК, полу-

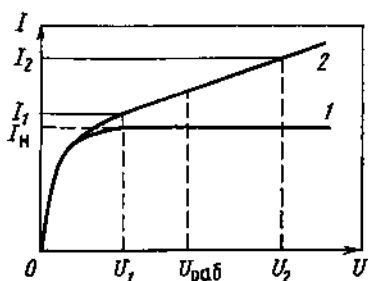


Рис. 3.21. Вольт-амперные характеристики ИК:

1 — нормальное сопротивление изоляции кабеля; 2 — пониженное сопротивление изоляции кабеля

ченные на работающем реакторе, при разных сопротивлениях утечки цепи.

Сопротивление утечки цепи вместе с ИК определяет наклон характеристики — чем меньше сопротивление, тем больше наклон. В области нормальной работы ИК при постоянной интенсивности ее облучения ток остается постоянным, равным току насыщения. Если же сопротивление утечки линии связи заметно понижено, то к току насыщения добавится ток утечки, который будет линейно возрастать с ростом напряжения.

Сопротивление утечки легко рассчитать по формуле

$$R_{ут} = (U_2 - U_1) / (I_2 - I_1), \quad (3.7)$$

где U_2 и U_1 — напряжение соответственно конца и начала выбранного участка характеристики; I_2 и I_1 — токи, соответствующие U_2 и U_1 .

Таким образом, определив сопротивление $R_{ут}$, можно вносить поправку в измеренное значение тока ИК, зная рабочее напряжение на камере $U_{раб}$. Несмотря на возможность учета сопротивления утечки, если оно не слишком мало, желательно добиваться повышения его до достаточно большого значения, чтобы ток самой ИК был определяющим. Особенно высокое сопротивление и малый ток утечки имеют кабели с двойной оболочкой вокруг центральной жилы (триаксальные кабели).

Подвески для пусковых ИКД и борных ПС в принципе не отличаются от рассмотренной выше подвески для токовых ИК. Однако при их проектировании необходимо принимать меры для снижения паразитной емкости $C_{п}$ токоведущих проводов относительно земли. Это обусловлено тем, что максимальное значение импульса ΔU равно отношению заряда одного знака в импульсе q к емкости $C_{п}$, т. е.

$$\Delta U = q / C_{п}. \quad (3.8)$$

В остальном требования к линиям связи пусковых детекторов с измерительной аппаратурой такие же, как и к линиям связи токовых ИК.

Установка внутризонных детекторов и линии связи. Внутризонные детекторы в отличие от внезонных ИК не имеют специальных подвесок из-за ограниченности места для их размещения внутри зоны. Детекторы (МКД, ЭДН или ГИК) устанавливаются обычно в специальные гильзы, заваренные снизу и открытые сверху, что позволяет устанавливать и извлекать детекторы во время останова реактора. Гильзы и детекторы изготавливаются и размещаются так, чтобы вносить минимальное возмущение в распределение потока нейтронов по ячейке и по всему реактору. Возмущение по реактивности от гильз и детекторов оценивается расчетным и экспериментальными способами для выбора оптимального количества детекторов с точки зрения не только контроля, но и вызванных ими возмущений.

Линии связи от внутризонных детекторов в отличие от линий связи внезонных детекторов обычно проходят по верхней, наиболее нагретой части реактора и должны обеспечивать передачу сигнала при температурах 500°C и выше. Та часть линии связи, которая проходит от детектора внутри активной зоны, подвержена сильному воздействию излучений.

При использовании ЭДН в качестве внутризонных детекторов энерговыделения важно знать влияние термических и радиационных воздействий на электрические свойства детекторов и кабелей в условиях активных зон ядерных реакторов.

Для линии связи ЭДН применяется жаростойкий кабель с изоляцией из окиси магния или окиси алюминия. В практике отечественного реакторостроения применяются кабели с изоляцией из окиси магния [кабель типа КНМС(с)]. Для изготовления ЭДН часто применяется технология, используемая при производстве кабелей с магниевой изоляцией; такая технология позволяет организовать серийное производство ЭДН практически без ограничения по длине чувствительной части датчика. В частности, внутризонные детекторы контроля энерговыделения в реакторах РБМК изготавливаются по указанной технологии.

Работоспособность ЭДН совместно с линией связи определяется, в основном, двумя факторами — значением сопротивлений изоляции и фоновых токов детектора и линии связи. При падении сопротивлений изоляции и увеличении фоновых токов нарушается пропорциональность сигнала ЭДН значению плотности потока нейтронов. Необходимо, чтобы сопротивления изоляции оставались значительно большими, чем входное сопротивление измерительного прибора, а вклад фоновых токов в ток ЭДН не превосходил заданное значение.

Сопротивления изоляции датчика и кабеля зависят от температуры и интенсивности облучения и выражаются следующим образом:

$$R_{из} = (1/R_{рад} + 1/R_T)^{-1},$$

где $1/R_{рад}$ — радиационно-термическая составляющая проводимо-

сти изоляции; $1/R_T$ — термическая составляющая проводимости изоляции при заданной температуре вне реактора.

Экспериментально установлено, что радиационно-термическая составляющая проводимости гораздо больше термической и $R_{\text{рад}}$ в основном определяет полное сопротивление. Полученная эмпирическая зависимость $R_{\text{рад}}$ от температуры T имеет вид

$$R_{\text{рад}} = T^{-3/2} \exp(a + b/T^2 + c/T),$$

где a , b , c — некоторые численные коэффициенты.

Значение $R_{\text{из}}$ для ЭДН с эмиттером из серебра и оболочкой из стали, изготовленным по кабельной технологии, при плотности потока тепловых нейтронов 10^{13} — 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ меняется в пределах $(10^9$ — $10^4)$ Ом·м при изменении температуры от 100 до 800°C. Сопротивление изоляции кабеля с внутренним и внешним проводниками из стали и изоляцией из окиси магния на один—два порядка выше сопротивления изоляции ЭДН при одинаковой температуре и интенсивности облучения.

В кабелях связи под влиянием различных факторов могут возникать токи, обусловленные распадом радиоактивных изотопов, образующихся при облучении кабеля нейтронами, токи, генерируемые γ -квантами реактора, термотоки и т. п.

Обычно ток, генерируемый в кабеле γ -квантами реактора, составляет 80—90% всего тока линии связи и равен $(1$ — $2) 10^{-8}$ А/м при мощности дозы γ -излучения, равной $\sim 10^2$ А/кг для кабеля типа КНМС(с). Вклад термотоков кабеля связи становится сравнимым с током, обусловленным γ -излучением, при температурах выше 600—700°C (см. рис. 3.14).

§ 3.4. МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ ПО СИГНАЛАМ ДЕТЕКТОРОВ

Общие сведения. Внутризонные детекторы устанавливают не в каждом канале или в топливной сборке реактора, а в некоторых точках активной зоны. По результатам измерений в этих точках необходимо восстановить энергораспределение по всему объему реактора.

Наглядно представление о применяемых методиках контроля можно получить на основании рассмотрения упрощенной модели реактора. Предположим, что реактор условно может быть разделен на n одинаковых по объему областей, каждая из которых имеет детектор нейтронов. Для простоты предположим, что загрузка реактора однородна и поток нейтронов в каждой области постоянен. Таким образом, отношение измеренных сигналов детекторов, пропорциональных потоку нейтронов в соответствующей области, равно отношению мощностей, создаваемых в этих областях реактора, что позволяет записать следующее соотношение:

$$I_i/I_j = q_i V_i / q_j V_j, \quad (3.9)$$

где I_i и I_j — токи детекторов, установленных соответственно в i -м

и j -м объемах V_i и V_j ; q_i и q_j — удельные тепловые мощности в i -м и j -м объемах реактора.

Тепловая мощность $q(r)$ (Вт/м³), выделяемая в единичном объеме реактора, есть

$$q(r) = 3 \cdot 10^{-20} \Sigma_f(r) \phi(r).$$

В связи с тем, что в процессе работы реактора макроскопическое сечение деления $\Sigma_f(r)$ меняется медленно, величина $q(r)$ пропорциональна плотности потока нейтронов $\phi(r)$, которая может использоваться для контроля за энерговыделением в данной точке реактора. В качестве контролируемого параметра, косвенно характеризующего локальное энерговыделение, может быть использована не только плотность потока нейтронов, вызывающих процесс деления, но и, как отмечалось выше, плотность потока γ -квантов, сопровождающих процесс деления. Однако в последнем случае необходимо учитывать γ -излучение, обусловленное β -распадом продуктов деления и захватом нейтронов в материалах активной зоны и в теплоносителе.

Полная тепловая мощность реактора Q_p связана с удельной мощностью $q(r)$ следующим соотношением:

$$Q_p = \int_{V_{a.z}} q(r) dV = q_{cp} V_{a.z} = q_{max} V_{a.z} / k_v, \quad (3.10)$$

где $V_{a.z}$ — объем активной зоны, м³; q_{cp} и q_{max} — среднее и максимальные значения энерговыделения в реакторе, Вт/м³; $k_v = q_{max} / q_{cp}$ — объемный коэффициент неравномерности энерговыделения; Q_p — тепловая мощность, Вт. Тепловая мощность реактора на энергетических уровнях может быть измерена обычными теплотехническими средствами.

Тепловая мощность, выделяемая в реакторе, охлаждаемом однофазным теплоносителем, определяется приближенно по формуле

$$Q_p = 1,163 G c_p \Delta T, \quad (3.11)$$

где c_p — удельная теплоемкость теплоносителя при постоянном давлении и средней температуре теплоносителя в активной зоне, ккал/(кг·К); G — массовый расход теплоносителя, кг/ч; ΔT — разность температур теплоносителя на входе в реактор и выходе из него, К. Измерение величин ΔT и G позволяет определить тепловую мощность реактора.

Более точно тепловая мощность реактора (Q_p , кВт) рассчитывается по формуле

$$Q_p = G (i_{вых} - i_{вх}) / (860 v_{вх}), \quad (3.12)$$

где G — расход теплоносителя по первому контуру, м³/ч; $i_{вых}$, $i_{вх}$ — теплосодержание (энтальпия) теплоносителя соответственно на выходе из реактора и входе в него, ккал/кг; $v_{вх}$ — удельный объем теплоносителя, соответствующий температуре, при которой

измеряется расход, м³/кг. Для конкретного энергетического реактора расчетные формулы определения мощности учитывают потери тепла в различных вспомогательных системах и поэтому имеют более сложный вид.

Величины $i_{\text{вых}}$, $i_{\text{вх}}$, $v_{\text{вх}}$ определяются после измерения температуры и давления теплоносителя с помощью специальных таблиц.

Теплотехнические методы контроля позволяют определить фактическую тепловую мощность реактора, затем с использованием соотношения (3.10) величину $q_{\text{макс}}$ или запас до критических тепловых нагрузок ($k_3 = q_{\text{пред}}/q_{\text{макс}}$, где $q_{\text{пред}}$ — предельная величина энерговыделения). Коэффициент неравномерности энергораспределения по объему реактора k_v равен при условии независимости распределения нейтронного потока по высоте реактора от его радиуса произведению коэффициентов неравномерности по радиусу реактора k_r и его высоте k_z (для реактора цилиндрической формы). Коэффициенты неравномерности определяются обычно физическими методами, но в реакторах канального типа k_r может быть определен и теплотехническими методами.

Полная тепловая мощность реактора Q_p , измеренная теплотехническими средствами, может быть использована для абсолютной тарировки детекторов путем приравнивания суммы относительных величин энерговыделения к полной мощности:

$$Q_p = k_1 \sum_i I_i = \sum_i q_i V_i, \quad (3.13)$$

где k_1 — коэффициент пропорциональности; \sum_i — символ суммирования по всем областям активной зоны.

Таким образом, локальная тепловая мощность, выделяемая в j -й области активной зоны, определяется по формуле

$$q_j V_j = k_1 I_j = \frac{Q_p}{\sum_i I_i} I_j. \quad (3.14)$$

В действительности принятые допущения, конечно, не выполняются. Контролируемые объемы не однородны, поток в пределах каждой области не остается постоянным и т. п. Поэтому должны быть введены соответствующие поправки, связывающие полную мощность контролируемого объема с сигналом детектора.

Определение подробного энергораспределения в активной зоне по результатам дискретных измерений проводится как с помощью сравнительно простых эмпирических соотношений, так и с привлечением результатов физического расчета энергораспределения. Эти методики получили название соответственно *эмпирической* и *расчетно-экспериментальной*. Рассмотрим подробнее каждую из них.

Эмпирическая методика определения энергораспределения основана на введении понятий *макрополя* и *микроструктуры*. Макро-

полем энерговыделения $W_M(r)$ в точке с координатой r считается распределение мощности условных тепловыделяющих сборок (ТВС), имеющих все горючее одинакового обогащения и выгорания и достаточно удаленных от органов регулирования реактора и других возмущающих факторов, чтобы их влиянием можно было пренебречь. Микроструктурой поля энерговыделения $\Psi(r)$ называют произведение коэффициентов, учитывающих влияние различных возмущающих факторов на мощность той или иной ТВС. В число этих факторов входит положение близлежащих органов регулирования СУЗ, обогащение и выгорание горючего в ТВС, а также различие в конструкциях ТВС, установленных в реактор.

Таким образом, задача контроля сводится к определению макрополя в местах расположения детекторов

$$W_M(r_d) = I(r_d) / \psi(r_d). \quad (3.15)$$

Затем осуществляется интерполяция (и экстраполяция) значений $W_M(r_d)$, полученных с помощью детекторов энерговыделения, установленных в ТВС (или вблизи ТВС). Полученное непрерывное по активной зоне распределение $W_M(r)$ еще не соответствует фактическому и является вспомогательным. Для определения абсолютных мощностей ТВС необходимо значение $W_M(r)$ в точке их размещения умножить на коэффициент микроструктуры для ТВС, т. е.

$$Q(r) = k_1 W_M(r) \psi(r). \quad (3.16)$$

Анализ различных способов интерполяции $W_M(r_d)$ показал, что практически наиболее простой и удобной является линейная, которая может осуществляться вручную и обеспечивает удовлетворительную точность интерполяции. Наряду с этим широко используется более совершенный метод статистической интерполяции, основанный на теории случайных функций.

Линейная интерполяция основана на предположении линейной зависимости W_M от расстояния до точек, где расположены детекторы энерговыделения. Предположим двумерное распределение энерговыделения и используем плоскостную интерполяцию для ТВС, расположенных в пределах треугольника, образованного тремя ближайшими друг к другу детекторами.

На рис. 3.22 условно представлены значения макрополя W_1 , W_2 и W_3 в местах размещения датчиков, а $W_M(x, y)$ является значением макрополя в точке (x, y) , полученным двумерной линейной (плоскостной) ин-

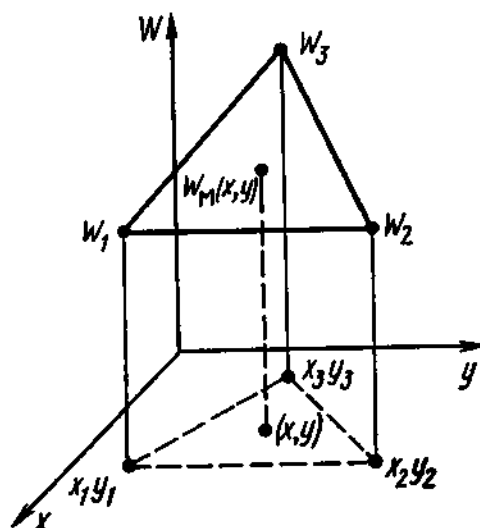


Рис. 3.22. К методике интерполяции значений макрополя энерговыделения

терполяцией. Аналогичным образом может быть осуществлена и объемная интерполяция по сигналам датчиков, дискретно размещенных по объему активной зоны.

Для статистической интерполяции макрополя энергосредств необходимо использование ЭВМ, поскольку требуется проведение большего объема расчетов, чем при линейной интерполяции. Точность контроля при статистической интерполяции по сравнению с использованием линейной интерполяции повышается, но незначительно. Зато появляется возможность учитывать изменение расстановки датчиков в активной зоне, например, в результате выхода их из строя, без существенных изменений алгоритма обработки данных.

Расчетно-экспериментальная методика определения энергораспределения основана на одновременном использовании результатов измерения с помощью детекторов и результатов физического расчета реактора. При этом в результате расчета получается поле энергосредств $Q_{расч}(r)$ (или нейтронное поле).

Далее составляется отношение измеренного сигнала датчика $I_{изм}(r_d)$ к рассчитанной величине сигнала $I_{расч}(r_d)$, т. е.

$$f(r_d) = I_{изм}(r_d) / [I_{расч}(r_d)]. \quad (3.17)$$

Значения $f(r_d)$, полученные в местах установки датчиков, интерполируются так же, как и $W_M(r_d)$ при использовании эмпирической методики.

Для получения относительного энергосредств в некоторой точке r активной зоны $Q_{отн}(r)$ расчетная величина $Q_{расч}(r)$ умножается на интерполированное (или экстраполированное) значение $f(r)$ в этой же точке

$$Q_{отн}(r) = Q_{расч}(r) f(r). \quad (3.18)$$

Удельное абсолютное энергосредств $Q(r)$ в точке r определяется через $Q_{отн}(r)$, тепловую мощность реактора Q_p и коэффициент k_2 по формуле

$$Q(r) = k_2 Q_{отн}(r), \quad (3.19)$$

где коэффициент k_2 рассчитывается по формуле

$$k_2 = Q_p / \left[\int_{V_{a.s}} Q_{отн}(r) dr \right].$$

Расчетно-экспериментальная методика позволяет получить значение локальной мощности с меньшей погрешностью, чем могут обеспечить каждый из способов (эмпирический или расчетный) раздельно.

Погрешность контроля энергораспределения зависит от многих факторов, в том числе от формы поля, характеристик детекторов, используемых для контроля, от количества и способа их размещения в реакторе, а также от выбранной методики восстановления непрерывного поля энергосредств по результатам измерений в дискретных точках.

Использование цифровых ЭВМ на АЭС позволяет вести непрерывный расчет мощности каждой топливной сборки по результатам дискретных измерений в активной зоне. Для расчетов могут быть использованы приведенные выше формулы.

§ 3.5. СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ

Назначение. Системы контроля энергораспределения в реакторе (СКЭ) в наиболее совершенном виде предназначены для определения мощности всего реактора, отдельных ТВС, а также выдачи информации оператору об отклонениях энергораспределения от заданного. Применение СКЭ на мощных реакторах, и особенно на энергетических, позволило обеспечить большую равномерность энерговыделения, большую тепловую мощность реактора, большую надежность работы твэлов и реактора в целом, большую равномерность и глубину выгорания горючего, чем в реакторах, не оснащенных СКЭ. Эти и другие, не упомянутые здесь факторы, позволили СКЭ занять важное место в контроле и управлении реактором.

СКЭ включает в себя следующие основные части: внутризонные детекторы энерговыделения — обычно МКД, ЭДН или ГИК; линии связи детекторов с измерительной аппаратурой и с ЭВМ; измерительную и регистрирующую аппаратуру для контроля энерговыделения в дискретных точках и сигнализации об отклонениях от заданных уставок; математическое обеспечение ЭВМ для обработки информации, поступающей от СКЭ, в которое входят расчетные программы, реализующие алгоритмы обработки.

Основные составные части СКЭ обсуждались выше. Рассмотрим системы контроля на реальных примерах.

СКЭ, основанные на активационном методе измерения потока нейтронов в работающем реакторе исторически были созданы первыми. Для контроля энерговыделения использовались стальные тросики, содержащие марганец, медные и вольфрамовые проволоки и т. п. Была реализована довольно сложная аппаратура для облучения индикаторов, выдержки, измерения их активности и записи результатов измерений на самописцах.

Предусматривалась также взаимная градуировка индикаторов и детекторов активности и автоматическое внесение поправок на распад активности индикаторов.

Измерения проводились в специальных гильзах реактора и давали довольно полную картину распределения потока тепловых нейтронов. Это позволяло получить распределение мощностей, оценить запас до кризиса теплосъема и другие параметры. Вся процедура, включая установку, извлечение, выдержку и измерение индикатора, была автоматизирована, но могла выполняться и под контролем оператора. Полная картина распределения потока нейтронов выдавалась оператору через 8—10 ч.

Активационный метод может обеспечить только периодический контроль и непригоден для оперативного управления полями энерговыделения. Тем не менее ряд зарубежных водо-водяных энергетических реакторов оснащен СКЭ с активацией стальных шариков диаметром 1,6 мм. Шарики вводятся в 20—30 специальных гильз внутри реактора. Внутренний диаметр гильз $\sim 1,8$ мм, что обеспечивает надежную фиксацию шариков по диаметру и высоте гильзы. Количество шариков в гильзе должно быть таково, чтобы высота столбика шариков была равна или несколько больше высоты активной зоны. После активации в течение ~ 2 мин шарики пневматическим способом подаются на специальные держатели и активность их поочередно измеряется сцинтилляционными счетчиками. Периодический характер измерений энергораспределения такими СКЭ в значительной степени компенсируется высокой относительной точностью контроля мощности ($\sigma \approx 2,5\%$) и хорошим пространственным разрешением ($\sim 1,6$ мм).

Типовая СКЭ с МКД для корпусных кипящих реакторов типа BWR мощностью 600 МВт (эл.) и выше является одной из систем оперативного контроля пространственного энерговыделения в реакторе, используемых на АЭС в США и ФРГ. Необходимо отметить, что СКЭ в этих реакторах практически составляет единую систему со стандартной системой управления и защиты реактора, так как внезонные датчики для контроля полной мощности, о которых говорилось в предыдущих разделах, вообще отсутствуют и полную мощность определяют по суммарному току внутризонных стационарных датчиков СКЭ.

Пуск реактора из подкритического состояния до мощности $Q_p \approx 10^{-3}\%$ осуществляется с помощью импульсных МКД диаметром около 15 мм, которые вводятся в активную зону только на время пуска, а затем удаляются в область меньших потоков для уменьшения выгорания делящегося слоя. Вывод реактора от $Q_p \approx 10^{-3}\%$ до $Q_p \approx 50\%$ номинальной мощности осуществляется с помощью МКД такого же диаметра, но с другим оптимальным расстоянием между цилиндрическими электродами для получения максимального заряда при регистрации одного нейтрона. Эти МКД подключены к флуктуационной измерительной системе. После вывода реактора на мощность $\sim 1\%$ номинальной и выше возможно управление им с помощью внутризонных стационарно установленных МКД, которые подключены как к СКЭ, так и к СУЗ реактора.

Датчиками СКЭ служат стационарные МКД (СМКД) внешним диаметром менее 6 мм, которые дают непрерывный сигнал пропорциональной мощности, выделяемой в близлежащих к ним областях активной зоны. Они устанавливаются в специальные гильзы по четыре СМКД в каждой равномерно по высоте реактора. Гильзы размещаются в топливных кассетах реактора.

На рис. 3.23 и 3.24 условно показано размещение СМКД. На рис. 3.23 стрелкой показана еще одна гильза меньшего диаметра, размещенная внутри первой вместе с СМКД. Она предназна-

на для перемещения в ней передвижной МКД (ПМКД). Последняя имеет такую же конструкцию, как СМКД, но диаметр ее ~ 5 мм. ПМКД используется для взаимных градуировок СМКД и для снятия подробного распределения потока нейтронов между точками размещения СМКД (A, B, C, D). Периодическая градуировка СМКД необходима для учета выгорания изотопа ^{235}U , который обеспечивает регистрацию нейтронов. После градуировки ПМКД удаляется из реактора.

В связи с тем, что смена СМКД во время работы и кратковременных остановок невозможна, они рассчитаны на работу в реакторе в течение 1—2 лет. За это время чувствительность их к нейтронам снижается от начальной, равной $\eta_{n0} \approx 1,7 \cdot 10^{-17}$ А·см²·с/нейтр. до $\eta_n \approx 0,3 \cdot 10^{-17}$ А·см²·с/нейтр. Чувствительность же к γ -излучению остается практически неизменной, равной $\eta_\gamma \approx 2 \times 10^{-7}$ кг. Именно возрастание γ -составляющей тока заставляет заменять СМКД новыми.

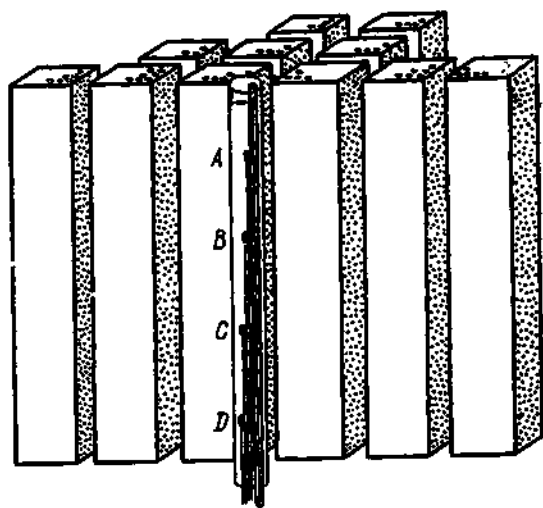


Рис. 3.23. Размещение стационарных и передвижных МКД в реакторе BWR

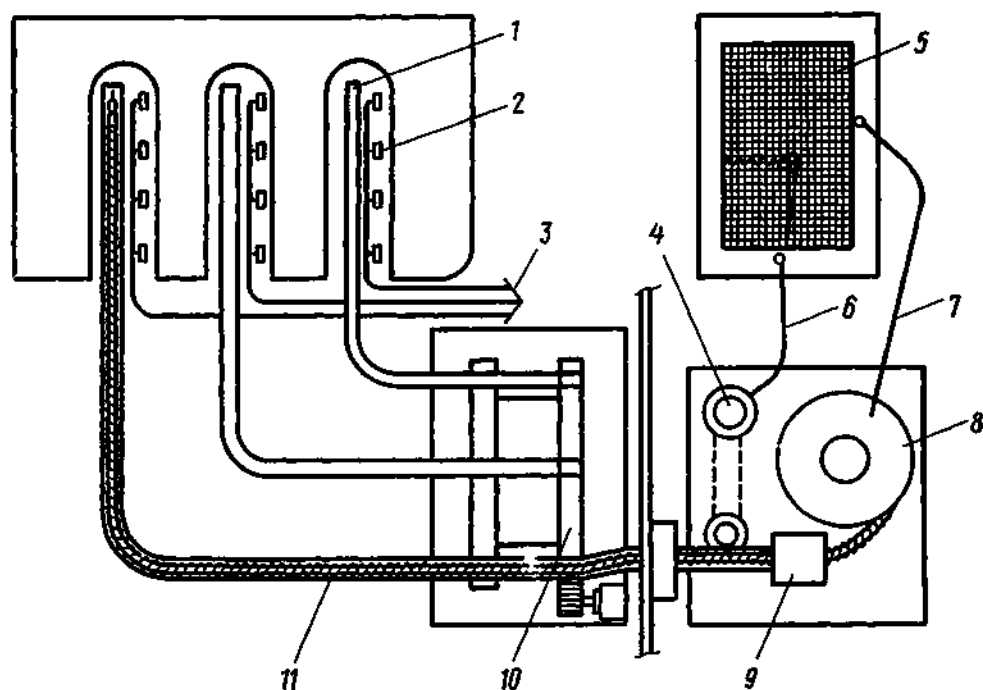


Рис. 3.24. Система автоматической перестановки передвижных МКД в реакторе BWR:

1 — канал для установки ПМКД; 2 — СМКД; 3 — линии связи СМКД с вторичной аппаратурой; 4 — датчик положения ПМКД; 5 — регистрирующее устройство; 6 — автоматическое управление регистрирующим устройством; 7 — линия связи ПМКД; 8 — приемное устройство; 9 — привод; 10 — распределительное устройство; 11 — линия связи ПМКД с вторичной аппаратурой

Всего в типовых кипящих реакторах мощностью 600 МВт (эл.) и выше устанавливается равномерно по активной зоне от 16 до 45 таких гильз, т. е. от 64 до 180 СМКД в реакторе. Они позволяют надежно контролировать объемное энергораспределение в реакторе. Количество ПМКД обычно составляет от 2 до 5, причем одна ПМКД может вводиться поочередно в 9—10 гильз для измерений. Для этого имеется специальная система автоматической перестановки ПМКД (см. рис. 3.24). Одна гильза на каждые две ПМКД используется для их взаимной градуировки. Таким образом, измеренная картина распределения потока нейтронов нормирована, несмотря на использование датчиков с различной степенью выгорания делящегося слоя из-за облучения их различными потоками нейтронов, существующими в разных областях активной зоны.

В целом система обеспечивает относительный контроль локальной мощности реактора с погрешностью 4—5%. Подробное описание системы управления реакторами типа BWR дано в гл. 8.

Основные характеристики СКЭ канального реактора с кипящим теплоносителем типа РБМК-1000. Предварительно дадим описание конструкции реактора.

Реактор РБМК-1000 представляет собой канальный уран-графитовый реактор, охлаждаемый кипящей водой. Тепловая мощность реактора составляет 3200 МВт, электрическая мощность 1000 МВт.

Реактор размещен в бетонной шахте. Графитовая кладка реактора цилиндрической формы диаметром 14000 мм и высотой 8000 мм состоит из отдельных собранных в колонны графитовых блоков квадратного сечения с осевым цилиндрическим отверстием, в котором размещаются технологические (парогенерирующие) циркониевые каналы (ТК) диаметром 88 мм и толщиной стенки 4 мм или каналы под стержни СУЗ. Каналы проходят по осям блоков и образуют квадратную решетку с шагом 250 мм. В технологический канал помещается кассета с двумя ТВС. Каждая ТВС состоит из 18 твэлов. Твэл представляет собой трубу из циркониевого сплава с наружным диаметром 13,6 мм и толщиной стенки 0,9 мм, заполненную таблетками из двуокиси урана. Центральная труба ТВС (19-я) диаметром 15 мм, толщиной стенки 1,25 мм служит для крепления дистанционирующих элементов. Внутри ее проходит либо несущий циркониевый стержень, либо несущая циркониевая трубка диаметром 12 мм и толщиной стенки 2,5 мм, центральное отверстие которой предназначено для размещения детекторов энерговыделения.

Общее число ТК в реакторе равно 1693, число каналов под стержни СУЗ—179. Загрузка реактора проводится низкообогащенным ураном по изотопу ^{235}U . Высота активной зоны 7000 мм, диаметр 12000 мм. Вне пределов активной зоны циркониевые каналы соединены со стальными трубами, по которым осуществляется подвод теплоносителя и отвод его. Реакторная установка, как уже отмечалось выше, выполнена по одноконтурной схеме с принудительной циркуляцией теплоносителя через каналы реактора.

Контур циркуляции состоит из двух самостоятельных петель, включающих каждая по два барабана-сепаратора, четыре ГЦН с обвязкой (всасывающий и напорный коллекторы, запорная и регулирующая арматура), опускные трубы (связь между барабан-сепараторами и всасывающим коллектором ГЦН), раздаточные групповые коллекторы с отходящими от них нижними водяными коммуникациями (НВК).

В месте подсоединения труб НВК устанавливаются индивидуальные для каждого ТК запорно-регулирующий клапан (ЗРК) и расходомерное устройство. По трубам НВК вода подается в каждый ТК, где частично испаряется и по отходящим пароводяным коммуникациям (ПВК) поступает в барабан-сепараторы. В работе находятся 6 насосов ГЦН и по одному насосу в каждой петле — в резерве.

После сепарации пар направляется к двум турбинам мощностью 500 МВт каждая. Конденсат после конденсаторов турбин, пройдя регенеративные подогреватели, смешивается с водой сепараторов и циркуляционными насосами вновь подается в ТК. Температура воды на входе в ТК равна 270°C . Температура насыщенного пара в сепараторе — 284°C , давление — $70 \cdot 10^5$ Па, расход теплоносителя составляет $37,5 \cdot 10^3$ т/ч.

Управление энергоблоком с реактором РБМК-1000 осуществляется с помощью автоматизированной системы централизованного контроля (СЦК), СУЗ реактора и СКЭ.

СКЭ связана с ЭВМ, входящей в состав СЦК, хотя и может выполнять свои основные функции при отказе ЭВМ. Описание СУЗ реактора РБМК-1000 дано в гл. 8, системы СЦК «Скала» на примере Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина — в гл. 9.

СКЭ реактора РБМК предназначена для измерений потоков нейтронов, характеризующих локальное энерговыделение в активной зоне реактора.

Осуществляя первичную обработку сигналов, поступающих от детекторов энерговыделения, сравнивая их с наперед заданными оптимальными и предельными величинами (уставками), СКЭ выдает оператору рекомендации для формирования энергораспределения. Расчет оптимальных и предельных уставок для внутриреакторных детекторов проводится на внешней ЭВМ.

Для осуществления оперативной корректировки энергораспределения с учетом производимых на реакторе работ, предусмотрена связь СКЭ с электронной вычислительной машиной, обеспечивающей периодический расчет энерговыделения для каждого топливного канала.

Включая в себя достаточно большое число (130) детекторов энерговыделения по радиусу реактора, распределенных равномерно по активной зоне, СКЭ обеспечивает надежный и достаточно оперативный контроль не только локальной, но и полной мощности реактора.

СКЭ реактора РБМК-1000 включает в себя следующие основные части: детекторы контроля энерговыделения по радиусу реак-

тора ДКЭ(р); детекторы контроля энерговыделения по высоте реактора ДКЭ(в); детекторы градуировочные; вспомогательную систему для измерения наведенной активности в стальных тросах и активности извлекаемых из реактора тепловыделяющих сборок; вторичную, измерительную часть системы; систему сигнализации.

В конструкции реактора с целью дополнительного контроля за энергораспределением предусмотрена установка, кроме 130 детек-

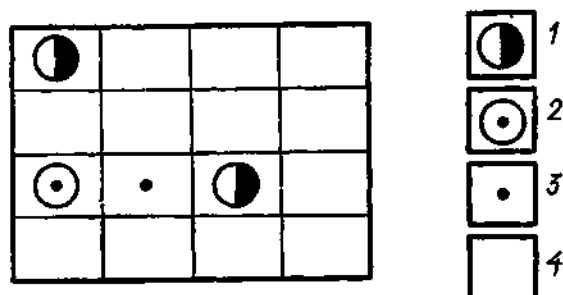


Рис. 3.25. Ячейка периодичности реактора РБМК-1000:

1 — ячейка со стержнем СУЗ; 2 — ТВС с детектором ДКЭ(р); 3 — ТВС под градуировочные ГИК; 4 — ТВС

для размещения детекторов. В эти гильзы поочередно вводятся МКД в период физического пуска и градуировочные детекторы типа ГИК в период остановки реактора.

В СКЭ в качестве детекторов контроля энерговыделения по радиусу реактора ДКЭ(р) используются 130 бета-эмиссионных нейтронных детекторов (БЭДН) (см. табл. 3.3), равномерно размещенных в активной зоне реактора. Порядок размещения

ДКЭ(р) выбран следующим образом. Активную зону реактора можно представить состоящей из 117 идентичных полиячеек, так называемых ячеек периодичности (рис. 3.25). На одну полиячейку приходится две ячейки со стержнями СУЗ, 14 каналов с ТВС. В одной ТВС расположен ДКЭ(р), соседняя ТВС используется под градуировочные ГИК.

ДКЭ(р) состоит из трех основных частей: чувствительного элемента — детектора БЭДН, предохранительной гильзы с головкой и линии связи из высокотемпературного кабеля с магнизиальной изоляцией. Длина чувствительного элемента из кабеля с серебряной жилой и магнизиальной изоляцией равна высоте активной зоны, диаметр его составляет 3 мм.

Значение измеряемого тока детекторов колеблется от 5 до 10 мкА в зависимости от их расположения в активной зоне. Среднеквадратический разброс чувствительности не превышает 12%.

Высокотемпературный кабель трассы, соединяющий датчик с измерительной аппаратурой, конструкционно аналогичен кабелю датчика, но центральная жила его выполнена из нержавеющей стали.

В СКЭ реактора РБМК-1000 используется 12 семисекционных детекторов для контроля энерговыделения по высоте реактора ДКЭ(в). ДКЭ(в) расположены равномерно по активной зоне реактора (рис. 3.26) вблизи специальных укороченных стержней СУЗ (УСП), предназначенных для регулирования энергораспределения по высоте реактора. Для размещения ДКЭ(в) используются каналы под стержни СУЗ.

Детектор представляет собой полую гильзу диаметром 70 мм, внутри которой размещено 7 равноудаленных друг от друга сек-

ций БЭДН. Центры нижней и верхней секций смещены относительно границ активной зоны к центру на 500 мм. Чувствительный элемент каждой секции выполнен в виде спирали из кабеля с серебряной жилой, магниевой изоляцией и стальной оболочкой. Сигнал от чувствительного элемента выводится с помощью высокотемпературного кабеля.

Вся конструкция с датчиками поддерживается специальной центральной трубкой, одновременно служащей для установки в реактор троса для активационных измерений.

Измерительная часть СКЭ реактора РБМК-1000 выполнена в виде отдельных функциональных блоков.

По своему назначению и выполнению измерительная часть СКЭ может быть разделена на две части контроля энергораспределения — по радиусу и высоте реактора.

В системе используется принцип последовательного опроса детекторов, что обеспечивает многократное использование общих узлов и однородность обработки показаний всех детекторов.

Сигналы от каждого ДКЭ(р) через обтекающее устройство поступают в усилитель, где происходит нормирование (деление) их величины на суммарный ток всех ДКЭ(р), пропорциональный полной мощности реактора. Такая операция обеспечивает относительный контроль энергораспределения без изменения опорных сигналов уставок заданного распределения в зависимости от мощности и значительно снижает влияние на работу системы запаздывания, имеющего место в БЭДН при переходных процессах.

При достижении реактором уровня мощности, близкого к номинальному, нормировка осуществляется на фиксированный сигнал, соответствующий току от всех датчиков, ожидаемому на номинальном уровне мощности. Таким образом, на номинальном уровне мощности контроль ведется в «абсолютном» масштабе. Уровень мощности, при котором система переходит автоматически в режим абсолютного контроля, может быть изменен, исходя из конкретных требований к системе.

С выхода усилителя сигнал поступает в устройство обнаружения отклонения, где сопоставляется с опорным сигналом, значение которого устанавливается с помощью датчика опорных сигналов и индивидуальных датчиков уставок.

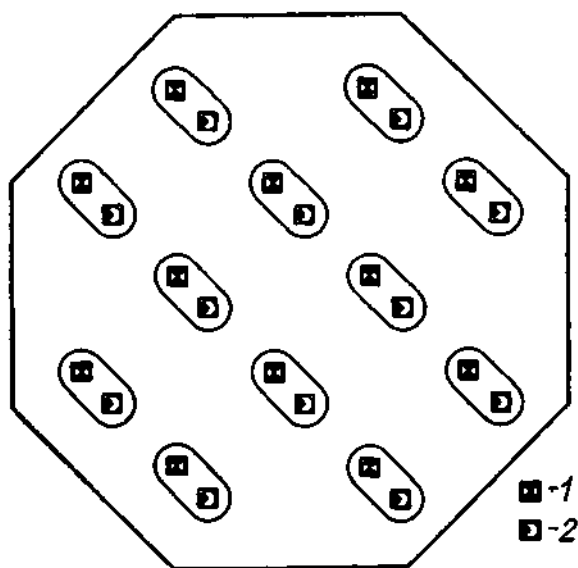


Рис. 3.26. Схема расположения детекторов контроля энерговыделения по высоте ДКЭ(в) реактора РБМК-1000 и укороченных стержней-поглотителей (УСП):

1 — ячейка с ДКЭ(в); 2 — ячейка со стержнем УСП

Датчик опорных сигналов предусматривает возможность проводить плавное изменение значений всех опорных сигналов на $\pm 15\%$, что позволяет оператору судить о степени приближения энергораспределения к заданному (оптимальному). В случае отклонения от него на мнемотабло включается световая сигнализация, соответствующая завышению, занижению или аварийному завышению заданного энергораспределения. Величины уставок могут, в случае необходимости, изменяться в широком диапазоне.

СКЭ осуществляет автоматический поиск и регистрацию районов с наибольшими отклонениями в сторону увеличения мощности. Передача данных из системы СКЭ в ЭВМ для последующего использования при расчете мощностей всех ТВС осуществляется по запросу ЭВМ без нарушения основного алгоритма работы СКЭ.

Суммарный ток ДКЭ(р), пропорциональный полной мощности реактора, регистрируется непрерывно с помощью самопишущего потенциометра.

Для контроля энергораспределения по высоте реактора также используется принцип последовательного обегания секций высотного датчика с дальнейшей нормировкой сигнала секции на суммарный сигнал секций контролируемого датчика.

Световая сигнализация осуществляется при отклонении от величин уставок: «занижение», «завышение» и «аварийное завышение» соответственно зеленым, красным или мигающим красным светом.

Для непрерывного контроля предусмотрена возможность подключения семи секций любого ДКЭ(в) на измерительные приборы. Данные сигналов всех 12 ДКЭ(в) могут быть отпечатаны на ленте или переданы в ЭВМ.

Для периодических измерений энергораспределения по объему реактора предназначена вспомогательная система. Полученные в результате этих измерений данные необходимы для определения основных метрологических характеристик, характеризующих систему в целом.

Вспомогательная система состоит из двух устройств:

- а) вспомогательная система контроля за распределением по радиусу реактора;
- б) устройство для тарировки ДКЭ и измерения активности ТВС.

Для вспомогательного контроля энергораспределения по радиусу реактора использована связь между γ -активностью в ТВС остановленного реактора с мощностью ТВС перед остановкой реактора. Измерения проводятся с помощью специальных ГИК, устанавливаемых в 153 центральные гильзы ТВС. Двухэлектродная ГИК имеет длину чувствительной части, равную высоте активной зоны, внешний диаметр ее составляет 6 мм.

Устройство для тарировки датчиков обеспечивает измерение распределения плотности нейтронов по высоте реактора при его работе и распределения активности осколков деления в ТВС, извлеченных из реактора.

В первом случае измеряется наведенная гамма-активность стального троса, устанавливаемого в центральную гильзу ДКЭ(в). Измерения проводятся с помощью специальной коаксиальной гамма-камеры с коллиматором, обеспечивающим хорошее разрешение. Эта же камера используется для измерения осколочной активности ТВС, извлеченной из реактора и пропускаемой через центральное отверстие гамма-камеры.

В системе СКЭ реактора РБМК-1000 предусматривается сравнение показаний датчиков с заданными уставками. Сигнализация отклонения в ту или другую сторону указывает на отклонение энергораспределения от оптимального.

При расчете оптимального энергораспределения по радиусу были выбраны два критерия: исключение в любой ТВС мощности, превышающей допустимую; обеспечение максимально возможной полной мощности реактора.

Расчет энергораспределения по радиусу проводится с использованием расчетно-экспериментальной методики, базирующейся на одновременном использовании результатов физического расчета и данных дискретного контроля по СКЭ.

Опыт эксплуатации показал, что СКЭ реактора РБМК-1000 обеспечивает контроль энергораспределения в диапазоне от 20 до 100% мощности со среднеквадратической погрешностью 5%. Суммарный сигнал ДКЭ(р) — основная величина, характеризующая полную тепловую мощность реактора.

Глава 4

ОРГАНЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТИВНОСТИ

§ 4.1. СПОСОБЫ УПРАВЛЕНИЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИЕЙ ДЕЛЕНИЯ

Как отмечалось ранее, регулирование реактора осуществляется изменением коэффициента размножения за счет изменения скорости производства нейтронов, поглощения их или утечки. Скорость производства нейтронов можно регулировать, изменяя количество ядер горючего в активной зоне; скорость утечки регулируется в основном эффективностью отражателя; скорость поглощения может регулироваться изменением количества находящихся в активной зоне ядер элементов с большим сечением поглощения нейтронов (без образования вторичных нейтронов). Рассмотрим эти способы регулирования.

Способ регулирования количества ядер горючего позволяет обеспечить большие изменения реактивности посредством создания регулирующего органа, состоящего из топлива (например, в нижней части) и поглотителя нейтронов (например, в верхней части). Таким образом, выведение поглотителя из активной зоны сопровождается одновременным вводом топлива и наоборот. Наряду с указанным достоинством этот способ имеет существенный недо-

статок, связанный с необходимостью перемещения такого ответственного элемента активной зоны, как ТВС. Так как должен быть обеспечен надежный теплосъем, то усложняется конструкция регулирующего органа. Возникает необходимость перемещения в больших реакторах значительных по массе конструктивных элементов, в которых появляются дополнительные динамические нагрузки. Поэтому указанный способ регулирования применяют редко.

Способ регулирования утечки нейтронов может быть применен только в реакторах с небольшими активными зонами. Утечка нейтронов в таких реакторах велика и изменение ее, например, путем перемещения отражателя нейтронов или части его, приводит к достаточно большому изменению реактивности. Такой способ применяется, например, в исследовательских реакторах на быстрых нейтронах и в реакторах для ЯРД.

Способ регулирования количества веществ, поглощающих нейтроны, нашел наиболее широкое применение. Используются твердые, жидкие или газообразные материалы, содержащие ядра с большими сечениями поглощения нейтронов (более 100 б).

Для сравнения отметим, что эффективное сечение захвата нейтронов для стали ОХ18Н9Т — одного из конструктивных материалов, широко применяемых в реакторостроении — составляет 2,8 б.

Вне зависимости от материала-поглотителя можно различать следующие основные *методы реализации управления цепной реакцией* посредством изменения количества поглотителя в активной зоне:

а) управление, основанное на введении в активную зону стержней-поглотителей;

б) управление, осуществляемое изменением уровня жидкого поглотителя в активной зоне, концентрации поглощающих ядер в растворе или какого-либо другого параметра, приводящего к изменению количества ядер-поглотителей в активной зоне. В частности, поглотитель может вводиться в жидкий замедлитель или теплоноситель;

в) управление, основанное на изменении в активной зоне давления газообразного поглотителя;

г) введение в активную зону поглотителя, «выгорающего» за счет захвата нейтронов. Выгорание поглотителя должно быть согласовано с выгоранием ядерного топлива.

Выгорающий поглотитель может быть использован как некоторая составляющая композиции твэла или в виде самостоятельного элемента. При использовании выгорающих поглотителей значительно уменьшается диапазон изменения реактивности за счет выгорания ядер делящегося вещества. Применение выгорающего поглотителя дает следующие преимущества:

а) при одном и том же объеме активной зоны может быть увеличена загрузка топлива, что позволяет увеличить продолжительность работы данной активной зоны без перегрузки;

б) количество стержней компенсации начальной избыточной реактивности сокращается;

в) выгорающие поглотители можно использовать для выравнивания энергораспределения.

Примерное изменение реактивности в высокотемпературном графитовом реакторе с газовым охлаждением в течение кампании его эксплуатации с использованием выгорающих поглотителей изображено на рис. 4.1.

Кривая 1 относится к случаю эксплуатации реактора без выгорающих поглотителей. В отсутствие выгорающих поглотителей средства компенсации избыточной реактивности должны обеспечивать компенсацию избытка коэффициента размножения $\delta k_1 = 0,14$. Кривые 2 и 3 изображают изменение реактивности реактора в течение кампании его эксплуатации при использовании выгорающих поглотителей. Кривая 2 соответствует реактору с использованием гомогенного борного выгорающего поглотителя, а кривая 3 — реактору с использованием блокированного выгорающего поглотителя.

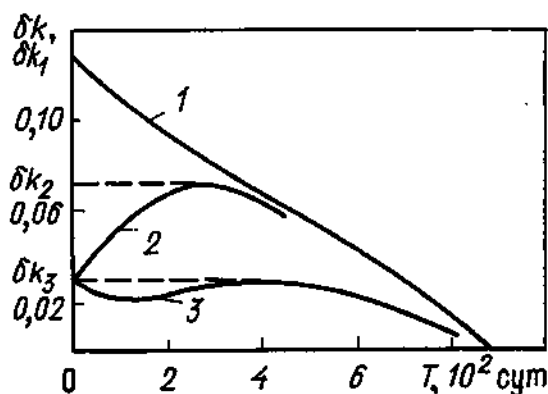


Рис. 4.1. Влияние выгорающих поглотителей на зависимость избытка эффективного коэффициента размножения нейтронов (δk) от времени работы (T) реактора на номинальной мощности:

1 — без выгорающих поглотителей; 2 — равномерно распределенный борный поглотитель; 3 — блокированный борный поглотитель

Таблица 4.1

Поглощающие материалы и их характеристики

Материал	Температура плавления, °C	Плотность, г/см ³	Микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов, б	Приближенное значение резонансного интеграла, б	Материал	Температура плавления, °C	Плотность, г/см ³	Микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов, б	Приближенное значение резонансного интеграла, б
Бор (¹⁰ B)	2300	2,4	3840	—	Иридий	2442	22,4	440	2000
Бор (естественный)	2300	2,4	755	280	Литий	186	0,5	71	28
Кадмий	321	8,6	2450	—	Осмий	3000	22,5	15,3	180
Кобальт	1495	8,7	37	48	Рений	3180	21,0	86	650
Диспрозий	1400	8,6	950	1000	Родий	1960	12,4	156	575
Эрбий	1550	9,1	173	—	Самарий	1052	7,8	5600	1800
Европий	900	5,2	4300	1000	Серебро	961	10,5	63	700
Гадолиний	1350	8,0	46 000	67	Тантал	2996	16,6	21	500
Гафний	2220	13,1	105	1800	Тулий	1650	9,4	127	—
Гольмий	1500	8,8	65	—	Вольфрам	3410	19,3	19	170
Индий	156	7,3	196	2700	Циркаллоу-2*	1852	6,6	0,180	3,5
					Железо*	1535	7,9	2,53	2,3

* Приведено для сравнения с поглощающими материалами (сплав циркаллоу-2 содержит около 98% Zr, 1,5% Sn, 0,15% Fe, 0,10% Cr и 0,05% Ni).

теля. Поскольку сечение поглощения тепловых нейтронов у ^{10}B выше, чем у делящихся изотопов этого реактора, то коэффициент размножения сначала растет, а затем падает по мере работы реактора. Можно видеть, что максимальные избытки реактивности в течение кампании реактора δk_2 и δk_3 существенно снижаются по сравнению с δk_1 при сохранении постоянной длительности кампании.

В табл. 4.1 приведены сведения о свойствах материалов, которые могут быть использованы для регулирования.

Сечения поглощения приведены для нейтронов с энергией 0,0253 эВ. В области тепловых энергий сечения поглощения большинства элементов изменяются обратно пропорционально скорости нейтронов (закон $1/v$). В области энергии нейтронов равной нескольким электрон-вольтам и выше у многих из приведенных в таблице элементов имеются резонансы в сечениях поглощения. Такие элементы поглощают как тепловые, так и надтепловые нейтроны, попадающие в процессе замедления в область резонансов.

§ 4.2. РАСЧЕТ ЭФФЕКТИВНОСТИ СТЕРЖНЕЙ РЕГУЛИРОВАНИЯ

Эффективность стержня определяют в процентах реактивности, которую он может компенсировать.

Методику расчета эффективности цилиндрического стержня радиусом $R_{\text{ст}}$, помещенного в цилиндрическую гомогенную активную зону радиуса R и высотой H , рассмотрим при следующих условиях: радиус стержня существенно меньше радиуса активной зоны; стержень размещен по оси активной зоны; радиус активной зоны существенно больше длины диффузии.

Вычислим значение коэффициента размножения k для двух состояний системы: k_1 — коэффициент размножения активной зоны при отсутствии стержня; k_2 — коэффициент размножения той же активной зоны, но с введенным в нее на полную глубину поглощающим стержнем.

Эффективность стержня может быть найдена из формулы

$$\delta k_{\text{ст}} = k_1 - k_2. \quad (4.1)$$

В одnogрупповом приближении

$$\nabla^2 \varphi + B^2 \varphi = 0. \quad (4.2)$$

В случае отсутствия стержня $B^2 = B_0^2$. Представим φ в виде произведения $\varphi = \varphi(z)\varphi(r)$, где $\varphi(r)$ — составляющая, описывающая распределение плотности потока нейтронов по радиусу активной зоны; $\varphi(z)$ — составляющая, описывающая распределение плотности потока нейтронов по высоте активной зоны.

Значение k_1 может быть получено при решении системы уравнений:

$$\left. \begin{aligned} \frac{1}{\varphi(r)} \left[\frac{d^2 \varphi}{dr^2} + \frac{1}{r} \frac{d\varphi}{dr} \right] &= -\alpha^2; \\ \frac{1}{\varphi(z)} \frac{d^2 \varphi}{dz^2} &= -\beta^2, \end{aligned} \right\} \quad (4.3)$$

где $\alpha^2_0 + \beta^2_0 = B^2_0$.

Уравнения (4.3) получены путем разделения переменных в волновом уравнении (4.2), описывающем в цилиндрических координатах (r, z) распределение плотности потока нейтронов в гомогенной цилиндрической активной зоне.

Решения системы уравнений (4.3) при нулевых граничных условиях будут: $\varphi(r) = A_1 J_0(\alpha_0 r)$ и $\varphi(z) = A_2 \sin \beta_0 z$, где J_0 — функция Бесселя нулевого порядка первого рода; A_1, A_2 — произвольные постоянные.

Коэффициент размножения при отсутствии стержня есть

$$k_1 = (\alpha^2_0 + \beta^2_0) M^2 + 1,$$

где значения α_0 и β_0 , найденные из граничных условий, равны $\alpha_0 = 2,4/R$; $\beta_0 = \pi/H$.

Для нахождения k_2 система уравнений (4.3) рассматривается с учетом нахождения в центре активной зоны абсолютно «черного» для нейтронов стержня радиусом $R_{\text{ст.эф}}$. В качестве критерия черноты иногда выбирают такое количество поглощающего материала, для которого величина $\Sigma_a t = 2$, где t — толщина стержня. При этом изменяются граничные условия первого уравнения (4.3), а следовательно, и значение константы α . Второе уравнение (4.3) и граничные условия, определяющие константу β , останутся неизменными. Тогда

$$k_1 - k_2 = \delta k_{\text{ст}} = (\alpha^2_0 - \alpha^2) M^2 = \Delta \alpha M^2. \quad (4.4)$$

Значение $\Delta \alpha$ может быть найдено из уравнения

$$J_0(\alpha R_{\text{ст.эф}}) / Y_0(\alpha R_{\text{ст.эф}}) = J_0(\alpha R) / Y_0(\alpha R), \quad (4.5)$$

где Y_0 — функция Бесселя нулевого порядка второго рода; $R_{\text{ст.эф}}$ — эффективный радиус стержня.

Для больших реакторов $R_{\text{ст.эф}} \ll R$ и изменения α малы $\alpha = \alpha_0 + \Delta \alpha$, $\Delta \alpha \Delta \alpha_0 \ll 1$. При этом функция $J_0(\alpha R)$ может быть разложена в ряд по $\Delta \alpha R$. Пренебрегая в этом разложении всеми членами, кроме первых двух, получаем

$$J_0(\alpha R) \approx J_0(\alpha_0 R) + \frac{dJ_0(\alpha_0 R)}{d(\alpha_0 R)} \Delta \alpha R = J_0(\alpha_0 R) - J_1(\alpha_0 R) \Delta \alpha R = -0,519 \Delta \alpha R.$$

Далее, ввиду малости $\alpha - \alpha_0$ имеем $Y_0(\alpha R) \approx Y_0(\alpha_0 R) \approx 0,51$. При малых значениях $R_{\text{ст.эф}}$, когда $\alpha R_{\text{ст.эф}} \ll 1$, получаем $J_0(\alpha R_{\text{ст.эф}}) \approx 1$. Аналогично, при малых аргументах $Y_0(\alpha R_{\text{ст.эф}}) \approx -(2/\pi) [0,116 + \ln(R/2,4 R_{\text{ст.эф}})]$. Окончательно расчетная формула примет вид

$$\delta k_{\text{ст}} = \frac{7,5 M^2}{R^2 [0,116 + \ln(R/2,4 R_{\text{ст.эф}})]}. \quad (4.6)$$

Величина $R_{\text{ст.эф}}$ (эффективный радиус стержня) может быть найдена из формулы $R_{\text{ст.эф}} = R_{\text{ст}} \exp(-\lambda_{\text{тр}} \gamma / R_{\text{ст}})$, где $\lambda_{\text{тр}}$ — транспортная длина пробега нейтронов в среде, окружающей стержень; $R_{\text{ст}}$ — геометрический радиус стержня; γ — постоянный коэффициент, равный

$$\gamma = 4/3 - (R_{\text{ст}}/\lambda_{\text{тр}}) F(R_{\text{ст}}/\lambda_{\text{тр}}). \quad (4.7)$$

Значения $F(R_{\text{ст}}/\lambda_{\text{тр}})$ приведены в табл. 4.2.

Таблица 4.2

Значения величины F

$\frac{R_{\text{ст}}}{\lambda_{\text{тр}}}$	F	$\frac{R_{\text{ст}}}{\lambda_{\text{тр}}}$	F	$\frac{R_{\text{ст}}}{\lambda_{\text{тр}}}$	F	$\frac{R_{\text{ст}}}{\lambda_{\text{тр}}}$	F
0,1	1,8	0,4	0,9	0,7	0,6	1,0	0,5
0,2	1,3	0,5	0,8	0,8	0,6	5,0	0,1
0,3	1,1	0,6	0,7	0,9	0,5	10,0	0,06

Из формулы (4.6) видно, что эффективность стержня регулирования в значительной мере определяется свойствами активной зоны и размерами реактора и в меньшей степени зависит от размеров самого стержня. В больших реакторах эффективность одного стержня (называемая иногда «весом» стержня) мала. Так, «вес» одного стержня регулирования на реакторе РБМК-1000 составляет в среднем $50 \cdot 10^{-5}$ единиц реактивности. Поэтому в больших реакторах для компенсации избыточной реактивности приходится вводить большое количество стержней.

Используя теорию возмущения, можно показать, что влияние возмущения пропорционально квадрату плотности невозмущенного потока нейтронов в той области, где произошло возмущение. Следовательно, эффективность стержня регулирования пропорциональна квадрату плотности невозмущенного потока нейтронов.

Эффективность полностью погруженного стержня, расположенного на радиусе r , выражается через эффективность центрального стержня δk_0 в виде

$$\delta k(r) = \delta k_0 \varphi^2(r) / \varphi^2_0, \quad (4.8)$$

где φ_0 , $\varphi(r)$ — плотность невозмущенного потока нейтронов в центре реактора и на радиусе r соответственно.

Интерференция стержней. При размещении в активной зоне реактора не одного, а нескольких поглощающих стержней суммарная эффективность их может быть не равна сумме эффективности каждого.

Это неравенство возникает вследствие искажения поля нейтронов, характер которого может быть иллюстрирован эпюрами (рис. 4.2). Эпюры показывают, что при близком расположении стержней (стержни 2 и 3) их суммарная эффективность будет уменьшаться, а при достаточно удаленном расположении (стержни 3 и 4) — увеличиваться.

Эффект изменения суммарной эффективности называют *интерференцией* стержней.

Изменение реактивности при извлечении стержня может быть найдено из соотношения

$$\delta k(z) = \delta k(H) \frac{\int_0^z \varphi^2(z) dz}{\int_0^H \varphi^2(z) dz}, \quad (4.9)$$

где $\delta K(H)$ — эффективность полностью погруженного стержня; H — высота активной зоны.

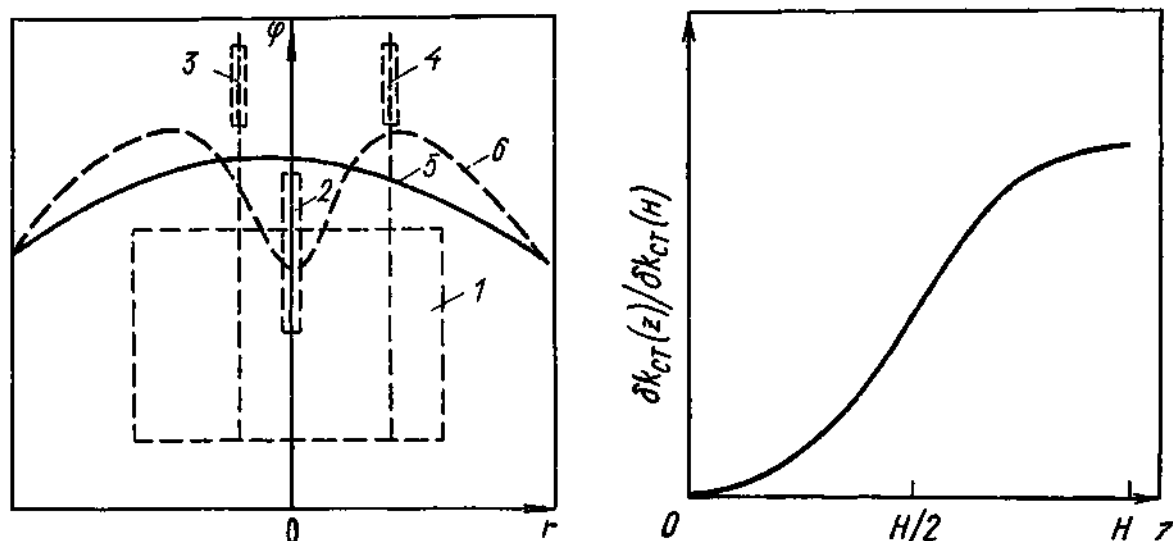


Рис. 4.2. Иллюстрация интерференции стержней:

1 — активная зона; 2 — центральный стержень; 3 — близко расположенный стержень; 4 — удаленный стержень; 5 — невозмущенная плотность потока; 6 — плотность потока нейтронов, возмущенная введением центрального стержня

Рис. 4.3. Зависимость эффективности стержня регулирования от его положения по высоте активной зоны

Если принять

$$\varphi(z) = \varphi_0 \sin(\pi z/H), \quad (4.10)$$

то можно получить

$$\delta k(z) = \delta k(H) \frac{z}{H} \left[1 - \frac{\sin(2\pi z/H)}{2\pi z/H} \right]. \quad (4.11)$$

Изменение реактивности при выведении стержня из реактора приведено на рис. 4.3. Следует заметить, что в реальных условиях распределение потока нейтронов по высоте реактора может отличаться от синусоидального, поэтому кривые веса (эффективности) стержней регулирования будут иметь другой вид.

При z близком к $H/2$ имеет место линейная зависимость эффективности стержня от z . Поэтому обычно стержни АР в рабочем состоянии располагают по высоте вблизи центра активной зоны.

Следует отметить, что приведенные формулы расчета эффективности стержней являются оценочными, полученными в одногрупповом диффузионном приближении. Они могут служить лишь для оценки размеров стержней, их размещения и числа. Для надежного определения эффективности стержней необходимо использовать сложные физические расчеты на ЭВМ и результаты измерений на полномасштабных критических сборках.

§ 4.3. ТРЕБОВАНИЯ К МАТЕРИАЛАМ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ

Ядерные свойства материала органа регулирования — одна из главных его характеристик. Основная функция активного элемента органа регулирования — поглощение нейтронов, как уже указывалось, требует применения материалов, обладающих возможно большим поперечным сечением захвата нейтронов при тех же энергиях, которые соответствуют наиболее существенной части энергетического спектра нейтронов в активной зоне реактора. С этой точки зрения выбор материала-поглотителя для реакторов на быстрых и на тепловых нейтронах не идентичен. Например, кадмий в реакторах на быстрых нейтронах имеет эффективность в качестве поглотителя нейтронов, не превышающую эффективность большинства других конструкционных материалов.

Поглощение нейтронов в стержнях регулирования сопровождается двумя видами ядерной реакции: захват нейтрона с γ -излучением — (n, γ) -реакция и захват нейтрона с α -излучением — (n, α) -реакция. Последняя реакция сопровождается большим выделением тепла, поэтому к выбору материала регулирующего стержня надо подходить и с учетом тепловыделения, обусловленного торможением продуктов ядерной реакции в стержне.

Существуют другие жесткие требования, предъявляемые к материалам-поглотителям органов регулирования. К ним относятся:

Необходимость обеспечения постоянной эффективности органа регулирования при длительной работе его в активной зоне реактора. На первый взгляд, учитывая неизбежное выгорание поглотителя, это требование может показаться невыполнимым. Однако это не так, и для его выполнения имеется следующий путь. Геометрические размеры поглотителя и плотность ядер элемента-поглотителя в нем выбираются такими, что орган регулирования представляет собой для нейтронов абсолютно черное тело, т. е. нейтроны данной энергии не проникают вглубь, а поглощаются только поверхностными слоями поглотителя. По мере выгорания поверхностных слоев нейтроны получают возможность проникать все глубже. Изменение эффективности поглощения органа регулирования в этом случае зависит только от изменения геометрических размеров его активной части.

Обеспечение требуемого постоянства формы, размеров и механических характеристик. Под действием облучения нейтронами в поглощающем материале происходят ядерные реакции, результатом которых является возникновение новых элементов. Вследствие этого происходят следующие явления:

а) изменяются плотность и геометрические размеры детали, выполненной из материала-поглотителя. Особенно резко это явление проявляется, если в результате ядерной реакции в твердом поглотителе возникает газообразный элемент. В этом случае происходит вспучивание материала, которое может привести к недопустимым изменениям формы и размеров детали.

Явление вспучивания материала-поглотителя должно учитываться при конструировании органов регулирования. Например, должны быть предусмотрены необходимые зазоры в конструкции органа регулирования;

б) изменяются механические и теплофизические характеристики материала-поглотителя. От применения материала, который, например, теряет требуемые прочность и теплопроводность после облучения его нейтронами, приходится отказываться;

в) изменяется также и коррозионная стойкость материала-поглотителя.

Выбор механических свойств материала-поглотителя существенно зависит от того, является ли он несущим элементом конструкции или не является.

В этом смысле органы регулирования могут быть разделены на два типа: органы регулирования, в которых материал-поглотитель является несущей основой конструкции (трубы, крестовины и прочее); органы регулирования, в которых имеются несущие элементы из конструкционного материала, а материал-поглотитель не несет механических нагрузок.

Требования к механическим характеристикам материала-поглотителя в каждом из этих случаев различны.

Если в первом случае механические характеристики материала-поглотителя должны обеспечивать достаточную прочность и стойкость конструкции при статических и ударных нагрузках, вибрациях, а также напряжениях, возникающих в результате неравномерного нагрева, действия аэро-и гидродинамических сил, а также ударов и усилий, возникающих при возможных заклиниваниях и заеданиях, то во втором случае все эти нагрузки воспринимает конструкционный материал.

Известно, например, использование порошковых поглощающих материалов, обладающих отсутствием прочности и постоянства формы.

Из теплофизических характеристик материалов-поглотителей наиболее важной является теплопроводность. Энерговыведение в материале, находящемся в активной зоне реактора с высоким значением плотности потока нейтронов, обладает значительной неравномерностью. Эта неравномерность возникает, как следствие влияния органа регулирования на распределение нейтронов. Вследствие неравномерности энерговыведения между отдельными участками конструкции органа регулирования возникают перепады температуры, которые, в свою очередь, вызывают термические напряжения в элементах конструкции.

Чем выше теплопроводность поглотителя, тем меньше эти перепады температуры и, следовательно, в тем более благоприятных условиях работает орган регулирования.

Ниже приведены данные, характеризующие теплопроводность основных поглощающих материалов органов регулирования.

Материал-поглотитель	λ , ккал/(ч·м·К)
Нержавеющая сталь	13,5
Гафний	19,4
Сплав Ag—In—Cd	49,1
Карбид бора	8,5

Важной проблемой, связанной с использованием поглощающих материалов в качестве органов регулирования, является обеспечение коррозионной стойкости конструкции.

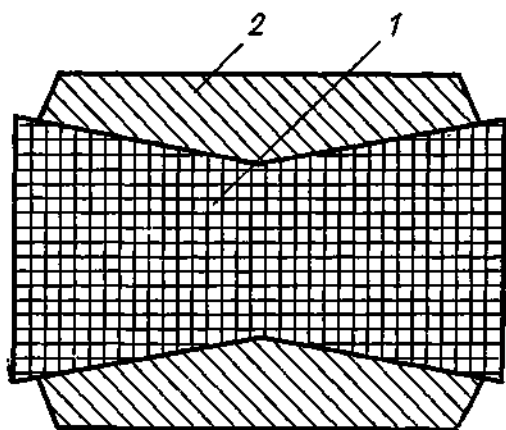


Рис. 4.4. Поперечный разрез части крестообразного стержня из гафния

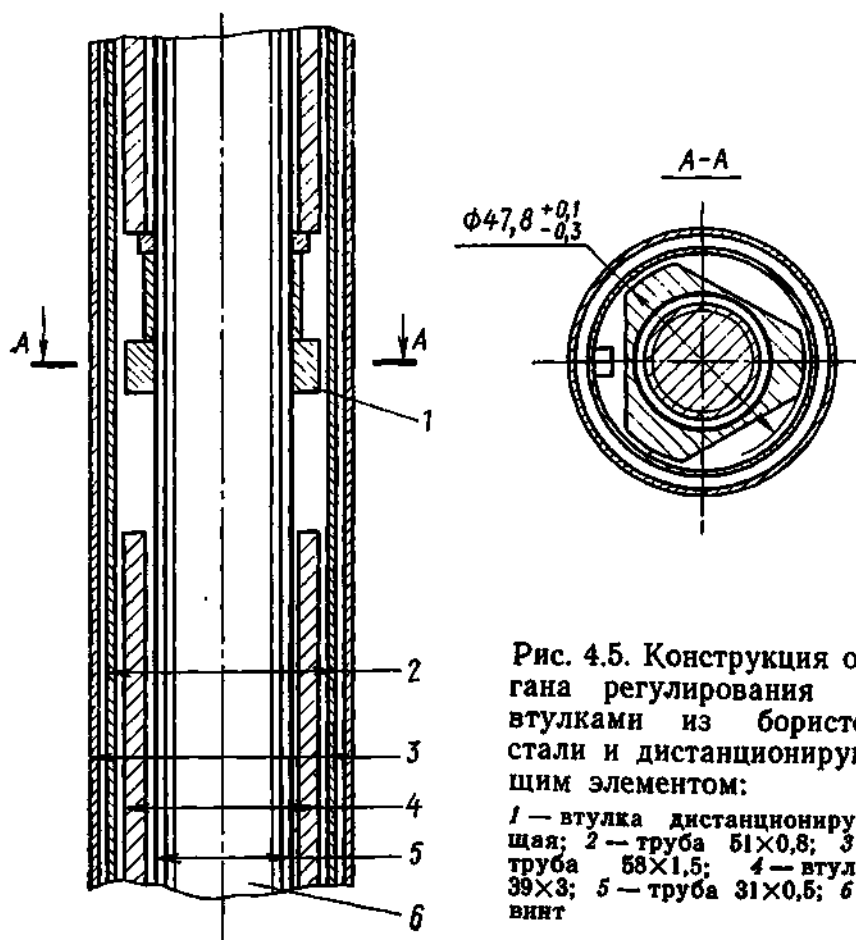


Рис. 4.5. Конструкция органа регулирования со втулками из бористой стали и дистанционирующим элементом:

1 — втулка дистанционирующая; 2 — труба 51×0,8; 3 — труба 58×1,5; 4 — втулка 39×3; 5 — труба 31×0,5; 6 — винт

При коррозии органа регулирования происходит разрушение активной части органа регулирования и загрязнение теплоносителя продуктами коррозии, которые имеют высокую активность.

Как следствие такого загрязнения возникают отложения радиоактивных материалов в различных местах первого контура, т. е. радиоактивное заражение оборудования, вынесенного за пределы биологической защиты.

Основным конструктивным решением, обеспечивающим коррозионную стойкость органов регулирования, является применение коррозионно-стойких покрытий в следующих видах: гальванические покрытия; плакирование; зачехление. Износоустойчивость конструкции органов регулирования должна так же, как и коррозионная стойкость, обеспечивать уменьшение попадания поглощающих и радиоактивных материалов в теплоноситель.

На рис. 4.4 и 4.5 изображены примеры конструктивных решений, обеспечивающих износоустойчивость органа регулирования.

На рис. 4.4 изображена часть поперечного сечения крестообразного гафниевого стержня (1) с дистанционирующими выступами из циркалия (2). На рис. 4.5 изображен орган регулирования, выполненный из втулок бористой стали (4) с дистанционирующей втулкой (1).

§ 4.4. МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ С ТВЕРДЫМ ПОГЛОТИТЕЛЕМ

Бор и его соединения наиболее часто применяют в качестве материала-поглотителя органов регулирования. Поглощение нейтронов бором обусловлено его изотопом ^{10}B . Естественный бор содержит около 18% ^{10}B . Бор используют в чистом аморфном или кристаллическом виде в составе таких распространенных химических соединений, как бура $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$, борная кислота H_3BO_3 , карбид бора B_4C , нитрид бора BN , а также в виде соединений с металлами. В целях повышения эффективности естественного бора он может быть обогащен. Обогащенный бор содержит до 90% ^{10}B .

Зависимость сечения поглощения нейтронов бором от их энергии изображена на рис. 4.6.

Наиболее часто используемый в качестве поглотителя материал при изготовлении органов регулирования — карбид бора. При плотности $2,5 \text{ г/см}^3$ в 1 см^3 карбида естественного бора содержится $2,3 \cdot 10^{22}$ ядер ^{10}B .

При поглощении бором нейтрона происходит реакция с образованием ядер гелия и лития

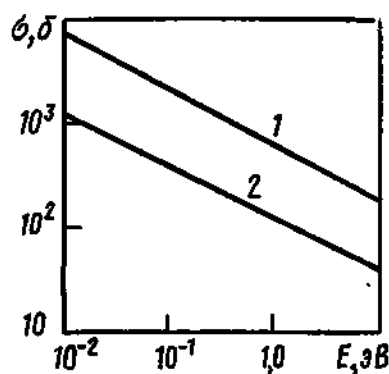
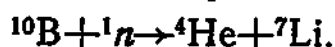


Рис. 4.6. Зависимость сечения поглощения нейтронов изотопом ^{10}B (1) и естественным бором (2) от энергии нейтронов

Облучение органа регулирования потоком нейтронов сопровождается выходом гелия из порошков или таблеток карбида бора. Этот выход по отношению к полному числу ядер гелия, образовавшихся в результате указанной выше реакции, зависит от многих факторов, в том числе от температуры, степени обогащения карбида бора изотопом ^{10}B , степени выгорания, спектра нейтронов и т. д.

На основании анализа экспериментальных данных по выходу гелия из порошков и таблеток карбида бора, облученных в потоке тепловых нейтронов при $300\text{--}600^\circ\text{C}$ до выгорания $(7\text{--}26) \times 10^{20}$ захв./см³, получено следующее выражение:

$$\alpha_{\text{He}} = A \exp(-B/RT), \quad (4.12)$$

где α_{He} — относительный выход гелия, %; $B=3600$ кал/моль — постоянная величина; $R=1,987$ кал/(моль·К) — газовая постоянная; T — температура, К; $A=\exp(C-1,85D)$, где $C=6,69$ (для таблеток); $C=7,12$ (для порошков); D — плотность, выраженная в долях теоретической.

Например, найдем выход He из таблеток из карбида бора, плотность которых равна $1,8$ г/см³ при температуре 300 и 600°C . Подставляя числовые данные в формулу (4.12) и учитывая, что $\rho_{\text{теор}}=2,5$ г/см³, получаем $\alpha_{\text{He}}=9,2\%$ (при $T=300^\circ\text{C}$); $\alpha_{\text{He}}=27,9\%$ (при $T=600^\circ\text{C}$).

При облучении потоком быстрых нейтронов значение выхода гелия составляет около 10% при температуре 600°C и $(25\text{--}30)\%$ при 1000°C .

Накопление гелия в свободном объеме стержня приводит к повышению давления внутри оболочки стержня. Допустимое давление определяется прочностью оболочки стержня.

При работе органов регулирования из карбида бора в активной зоне реактора имеет место также изменение их геометрических размеров. Последнее связано с внедрением в кристаллическую решетку атомов гелия и лития, зарождением и ростом гелиевых пузырьков и пор, макро- и микрорастрескиванием. Теоретический анализ этих процессов достаточно сложен. Скорость изменения геометрических размеров органов регулирования зависит от многих факторов, среди которых основными являются степень выгорания бора, температура облучения, плотность материала-поглотителя и выход гелия. Экспериментально установлено, что объемное распухание материала на 1% выгоревших ядер бора увеличивается с повышением температуры облучения, и вне зависимости от спектра потока нейтронов имеет следующие значения:

$T, ^\circ\text{C}$	$\delta, \%$
$T \leq 350$	0,3—0,4
450—500	0,6—0,8
500—550	(4,0—4,8)
600—650	(7—8,0)
$T \geq 700$	(9—10)

Тепловыделение в борсодержащем стержне $Q_{\text{ст}}$ (кВт) обусловлено в основном торможением α -частиц в материале стержня и

равно произведению числа поглощений нейтронов в секунду во всем объеме стержня N_n на энергию одной α -частицы $Q_\alpha = 2,8 \text{ МэВ}$:

$$Q_{\text{ст}} = N_n \cdot 4,5 \cdot 10^{-16}.$$

Максимальный тепловой поток (кВт/м^2) через поверхность стержня, связанный с поглощением нейтронов, есть $q_n^{\text{макс}} = 4,5 \cdot 10^{-16} N_n \times \times k_z / S_{\text{ст}}$, где $S_{\text{ст}}$ — поверхность стержня, м^2 , k_z — коэффициент аксиальной неравномерности энергораспределения.

Вторая основная причина тепловыделения в стержне связана с ослаблением γ -излучения из активной зоны в материале стержня. Максимальный тепловой поток через поверхность стержня за счет γ -излучения:

$$q_\gamma^{\text{макс}} = S_\gamma (\gamma_{\text{ст}} / \gamma_{\text{а.з.}}) V_{\text{ст}} \cdot 1,6 \cdot 10^{-16} k_\gamma (1 - f) (1 / S_{\text{ст}}), \quad (4.13)$$

где $S_\gamma = (F/V) Q_\gamma$, $Q_\gamma = 17 \text{ МэВ}$, f — доля γ -квантов, уходящих за пределы активной зоны, $\gamma_{\text{ст}}$ — средняя плотность материала стержня, $\gamma_{\text{а.з.}}$ — средняя плотность материала активной зоны; V , $V_{\text{ст}}$ — объем активной зоны и стержня соответственно, F — число делений (в секундах) во всем объеме активной зоны.

Рассмотрим основные свойства борсодержащих материалов, применяемых для изготовления органов регулирования ядерных реакторов. Распространение в практике получила бористая нержавеющая сталь, содержащая около 18% Сг, 14% Ni и от 0,5 до 2,4% В. Эта сталь имеет достаточную коррозионную стойкость при работе в реакторе, удовлетворительные технологические и конструкционные свойства. Технологические свойства бористых сталей могут быть охарактеризованы следующим образом. Плавка бористых сталей проводится в индукционных печах. При этом потери бора не превышают 5% начальной концентрации. Возможна обработка посредствомковки при температуре в интервале 1010—1150°C. При температурах ниже 1010°C сталь становится хрупкой, а при температурах выше 1150°C — красноломкой.

При прокатке и прессовании изделий из бористой стали возникают те же трудности, что при ковке.

Сварку бористых нержавеющих сталей с получением швов, эквивалентных по прочности свариваемому материалу, производят при двойной V-образной разделке свариваемых кромок и наплавлении шва аргонодуговой горелкой со специальным электродом.

Механическую обработку литых заготовок из бористых сталей, содержащих до 2% В, выполняют резцами из обычной быстрорежущей стали.

Радиационная стойкость бористых сталей характеризуется следующими данными:

уменьшение вязкости при флюенсе нейтронов $F = 3 \times 10^{20} \text{ нейтр./см}^2$ от 60 до 90%;

увеличение линейных размеров образцов при $F=1 \times 10^{20}$ нейтр./см² от 1 до 2%;

увеличение предела прочности при $F=3 \cdot 10^{20}$ нейтр./см² от 50 до 100%;

увеличение предела текучести при тех же условиях превышает 200%.

Приведенные данные показывают, что элементы органов регулирования из бористых сталей целесообразно выполнять литыми с последующей механической обработкой. Использование этих деталей в качестве несущих нежелательно, а монтаж их на несущих элементах должен обеспечивать возможность увеличения размеров в процессе работы в реакторе.

Таблица 4.3

Сечения поглощения тепловых нейтронов изотопами гафния

Массовое число изотопа	174	176	177	178	179	180	Естественная смесь
Содержание, %	0,18	5,15	18,38	27,08	13,77	35,44	
σ_a , б	1500	15	380	75	65	14	105

Карбид бора (B_4C) — химически устойчивое соединение. Температура плавления карбида бора — 2450°C. Важным свойством B_4C является то, что он не испаряется и не возгорается при температурах ниже 2450°C. Основной способ получения деталей из карбида бора — прессование из порошка при температуре 2400°C, либо более дешевое холодное прессование с последующим спеканием при температуре 2175°C в атмосфере водорода.

Хрупкость и невысокая стойкость к тепловым ударам деталей из B_4C не позволяют изготавливать из этого материала конструкционные детали.

В органах регулирования используется, как правило, B_4C , спрессованный в таблетки или брикеты.

Гафний (Hf) обладает умеренной эффективностью поглощения тепловых нейтронов и повышенным поглощением эпитепловых нейтронов. Высокая температура плавления ($T_{пл} \approx 2220^\circ C$), высокие механические свойства и хорошая коррозионная стойкость позволяют использовать его без оболочек в качестве поглощающего и одновременно конструкционного материала для регулирующих стержней ядерных реакторов.

Гафний состоит из шести изотопов, процентное содержание которых в естественном металле приведено в табл. 4.3.

Плавка гафния осуществляется в вакууме или атмосфере инертных газов методом дуговой или электронно-лучевой плавки. Ковка и горячая прокатка гафния осуществляется по технологии, аналогичной технологии обработки циркониевого сплава. Нагрев перед

обработкой ведется в печах, которые для снижения окисления металла продуваются аргоном до температуры 900—1100°C.

При горячей обработке гафния из него можно получить пластины, прутки и тонкие листы.

Возможна обработка изделий из гафния посредством холодной прокатки и штамповки с промежуточными обжигами. «Прихватка» свариваемых деталей может проводиться на воздухе с последующей сваркой в камере с инертным газом. Рекомендуются применение сварки изделий из гафния оплавлением гафния с гафнием и гафния с циркалоем в камере с инертным газом. Механическая обработка гафния с обеспечением точных размеров изделий осуществляется по обычной технологии. Обрабатываемость гафния подобна обрабатываемости циркония и его сплавов.

Сильным поглотителем тепловых нейтронов является кадмий. Зависимость сечения поглощения нейтронов кадмием от их энергии представлена на рис. 4.7. Однако низкая температура плавления (321°C), невысокие механические характеристики и низкая коррозионная стойкость вызывают затруднения в использовании изделий из чистого кадмия без оболочек в качестве элементов органов регулирования. Наибольшее распространение получили сплавы на основе серебра и сплавы серебра с кадмием и индием.

Индий — сильный резонансный поглотитель эпитепловых нейтронов (см. рис. 4.7), он позволяет получить эффективность сплава на основе серебра равную или даже бóльшую, чем эффективность гафния.

Серебро является технологичным и обладающим удовлетворительными механическими характеристиками и высокой теплопроводностью металлом. Сравнительно высокая температура плавления серебра (961°C) позволяет использовать сплавы на основе серебра с добавкой легкоплавких материалов In ($T_{пл}=156^\circ\text{C}$) и Cd ($T_{пл}=321^\circ\text{C}$) при рабочих температурах, превышающих 300°C, что соответствует условиям работы в водо-водяных реакторах корпусного типа.

Основным недостатком сплавов на основе серебра является их относительно низкие прочность и коррозионная стойкость в такой активной среде, как дистиллированная вода. В результате физико-химических процессов в теплоноситель реактора попадают высокоактивные ядра Ag, усложняющие условия эксплуатации реактора.

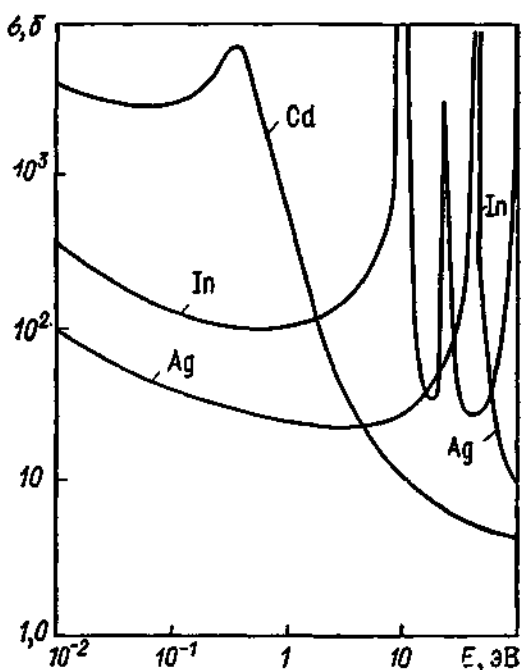


Рис. 4.7. Зависимость сечения поглощения нейтронов от их энергии для серебра, индия и кадмия

Вследствие этого поглощающие элементы из сплавов на основе Ag необходимо помещать в оболочки из нержавеющей стали для защиты от коррозии.

Значительный интерес представляет технология изготовления регулирующих стержней из сплава Ag—In—Cd методом порошковой металлургии. При этой технологии получают материалы с более высокими механическими характеристиками.

Поглотители из редкоземельных элементов (РЗЭ). Некоторые из РЗЭ обладают высокой эффективностью как поглотители нейтронов тепловых и эпитепловых энергий.

В табл. 4.1 приведены сечения поглощения тепловых нейтронов наиболее интересных в этом отношении РЗЭ (Sm, Eu, Gd, Dy, Er, Ho).

РЗЭ в регулирующих стержнях используются главным образом в виде концентрата окислов SmO_2 , Gd_2O_3 , Eu_2O_3 и Dy_2O_3 . Окислы РЗЭ используются в виде керамики и дисперсионных сплавов с нержавеющей хромоникелевыми сталями, титаном и никелем, обрабатываемых по обычной технологии.

Методом плакированного прессования могут быть получены плакированные инконелем никелевые трубки, содержащие до 30% окислов РЗЭ.

Из чистых РЗЭ наибольший интерес представляет гадолиний (Gd), обладающий исключительно высоким сечением поглощения тепловых нейтронов. В связи с этим представляют интерес сплавы конструкционных материалов, легированные гадолинием. Литые заготовки из нержавеющей стали, содержащей до 10% Gd, легко обрабатываются методом прокатки при температуре 845°C. При использовании плакирующей оболочки из нержавеющей стали содержание гадолиния может быть повышено до 38%.

Аналогичная технология позволяет получить сплавы титана с 20% Gd.

Большой интерес представляют также растворы солей гадолиния, например $\text{Gd}(\text{NO}_3)_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$, используемые для жидкостного регулирования ЯР.

§ 4.5. КОНСТРУКЦИЯ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Общие принципы. Конструкция органов регулирования определяется следующими факторами: типом реактора, его технологическими параметрами и конструкцией активной зоны, выбранным материалом-поглотителем.

Тип реактора характеризует свойства теплоносителя и определяет воздействие его на органы регулирования. Нельзя, однако, рассматривать тот или иной теплоноситель в отрыве от его рабочих параметров: температуры, давления и фазового состояния. В зависимости от типа реактора каналы, в которых размещаются органы регулирования, могут быть сухими или мокрыми, охлаждаемыми или неохлаждаемыми.

Конструкция активной зоны определяет форму и основные геометрические размеры органа регулирования. Каналы, в которых помещаются регулирующие стержни, могут быть круглыми, крестообразными или иметь какую-либо другую форму.

Как отмечалось выше, наибольшее распространение получили следующие материалы-поглотители: бористая сталь, сплав Ag—In—Cd , карбид бора B_4C , кадмий.

Каждый из применяемых материалов соответствует определенной конструкции стержней.

Бористые стали, особенно с достаточным содержанием никеля, коррозионно-стойкие и не требуют специальной защиты от влияния теплоносителя.

Таблетками из *карбида бора* обычно заполняют цилиндрические трубчатые несущие элементы, которые затем герметизируют.

Из сплава Ag—In—Cd изготавливают главным образом крестообразные или пластинчатые стержни, вводимые в активную зону в промежутки между тепловыделяющими элементами. Изделия из сплава Ag—In—Cd защищают от непосредственного контакта с теплоносителем чехлом из никеля или нержавеющей стали или покрывают никелем гальванически. Рассмотрим некоторые конструкции органов регулирования на действующих реакторах.

Стержни со специальным охлаждением, используемые на БАЭС им. И. В. Курчатова. Конструкция реакторов БАЭС описана в литературе. Стержни регулирования перемещаются в сухих вертикальных каналах с двойными концентрическими тонкими стенками, изготовленными из материала, слабо поглощающего нейтроны. В кольцевом зазоре (3 мм) между трубами циркулирует вода для отвода тепла, выделяющегося в стержнях и замедлителе (графите). Скорость воды составляет 1,5—2 м/с, давление — $4,5 \cdot 10^5$ Па, температура — около 80°C . Такая конструкция канала позволяет снизить до минимума количество воды в каналах в пределах активной зоны, создает возможность эксплуатировать стержни при относительно низких температурах и исключает нарушение работы стержней вследствие ухудшения скольжения их в трубе. (В данном случае направляющие ролики стержня, изготовленные из жаростойкого материала, катятся по трубе, имеющей температуру около 80°C). За весь период эксплуатации Белоярской АЭС не наблюдалось ни одного случая нарушения работы механизмов СУЗ вследствие нарушения скольжения стержня в трубе.

Для оперативного управления на реакторе Белоярской АЭС имеются системы: РР для компенсации запаса реактивности реактора и АР для автоматического поддержания заданного уровня мощности.

Стержень РР (рис. 4.8) состоит из двух звеньев, соединенных при помощи шарниров. Звено представляет собой набор втулок из бористого сплава (наружный диаметр 39 мм, длина 87 мм, толщина стенки 3 мм). Эффективность такой втулки составляет 70—80% эффективности втулки из карбида бора с такими же размерами. Втулки из бористого сплава насажены на жаропрочные

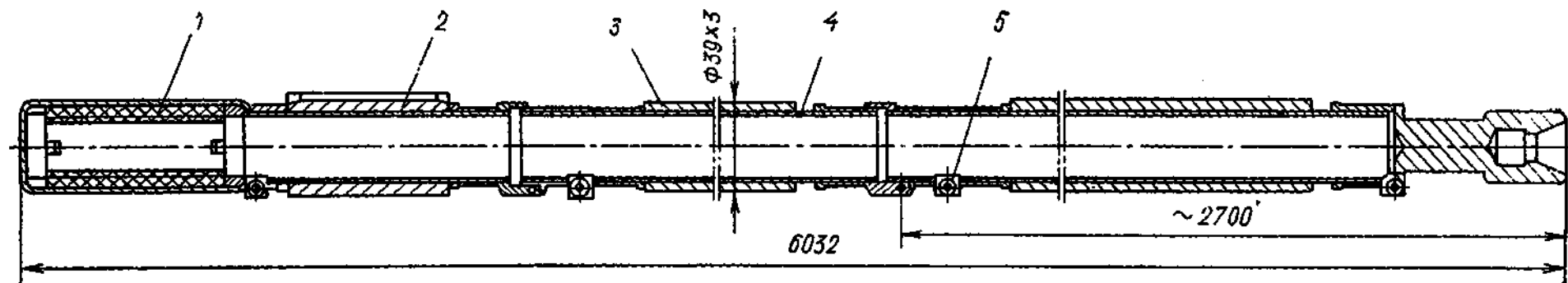


Рис. 4.8. Стержень ручного регулирования реактора БАЭС:

1 — графитовая гайка; 2 — направляющая втулка; 3 — бористый сплав; 4 — труба; 5 — ролик

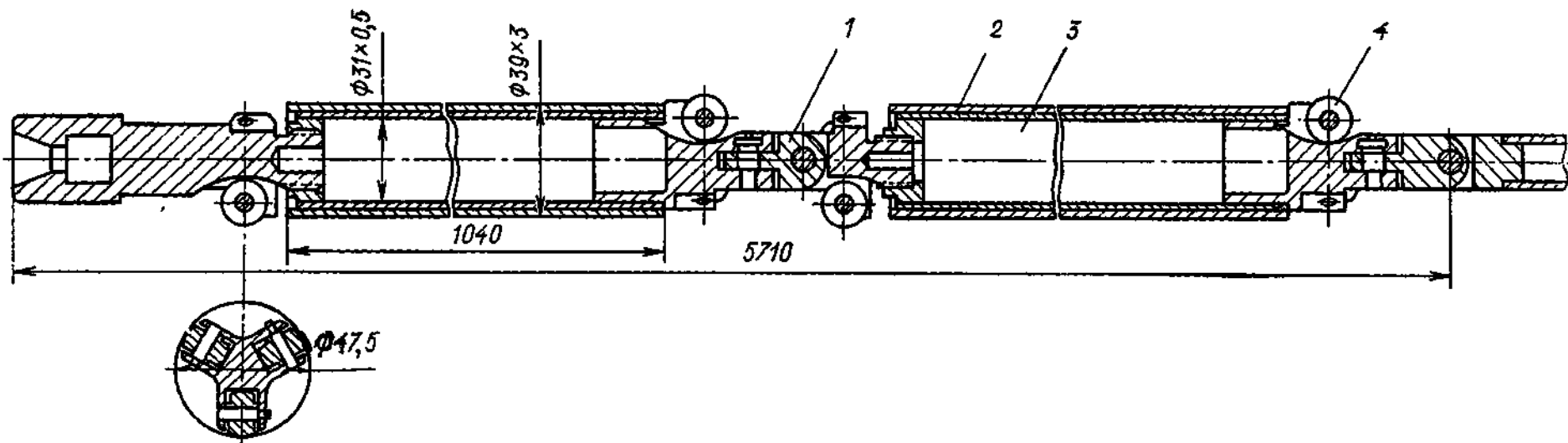


Рис.4.9. Стержень автоматического регулирования реактора БАЭС:

1 — шарнир; 2 — бористый сплав; 3 — труба; 4 — ролик

трубы диаметром 31 мм и толщиной стенки 0,5 мм. Каждое звено имеет направляющие ролики. Диаметр роликов 47,5 мм, что обеспечивает зазор между втулкой и охлаждаемой трубой канала, равный 4 мм. Общая длина поглощающей части стержня равна 6000 мм.

Тепловыделение в стержне, полностью введенном в активную зону, при номинальной мощности реактора составляет 7,5—10 кВт. Температура стержней, измеренная при мощности реактора, составляющей 50% номинальной, оказалась равной 400°C. Экстраполяция температуры на номинальную мощность дает температуру стержня 600—650°C, что соответствует расчетному значению. Прекращение охлаждения канала приводит к повышению температуры стержня приблизительно на 200—250°C.

Стержень АР (рис. 4.9) состоит из пяти звеньев, соединенных при помощи шарниров. Длина каждого звена (по поглотителю) составляет 1000 мм. На каждом звене расположены обоймы с тремя центрирующими роликами. В качестве поглотителей для этих стержней используются те же втулки из бористого сплава, что и в стержнях РР. Общая длина стержня равна 5700 мм.

Для изготовления втулок стержней РР и АР реакторов Белоярской АЭС был использован бористый сплав следующего состава: 2% бора, 18% хрома, 35% никеля, 2,5% алюминия, 2,5% кремния, 0,07% углерода, остальное — железо. По коррозионной стойкости на воздухе при 900°C сплав может быть отнесен к категории стойких. При нагревании втулок до 1100°C их форма и размеры не изменяются.

Органы регулирования реакторов ВВЭР. Реакторы ВВЭР являются гетерогенными реакторами на тепловых нейтронах. В качестве ядерного горючего используется слабообогащенная двуокись урана и образующийся в процессе работы плутоний. Замедлителем нейтронов и одновременно теплоносителем служит обычная (легкая) вода.

Активная зона реактора размещается в стальном корпусе, внутри которого поддерживается рабочее давление не менее 10^7 Па. Поэтому реакторы ВВЭР называют еще корпусными с водой под давлением. Теплоноситель посредством ГЦН подается в реактор, проходит снизу вверх через активную зону, где нагревается и поступает в парогенератор, отдавая свое тепло на генерацию пара во втором контуре.

Конструктивно реактор ВВЭР представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с крышкой. Внутри корпуса в специальной цилиндрической шахте устанавливается выемная корзина с активной зоной. Высота активной зоны составляет 2,5 м, диаметр — 3,0 м. Активная зона набирается из шестигранных топливных сборок (кассет). Органами регулирования являются кассеты СУЗ. Внутри кассет размещаются пучки твэлов. Твэлы располагаются по треугольной решетке и отделяются друг от друга дистанционирующими решетками, обеспечивающими необходимый зазор для течения теплоносителя.

Общее число кассет в активной зоне реактора ВВЭР, включая кассеты СУЗ, равно 349. Расположение кассет в активной зоне осуществляется по треугольной решетке с шагом 147 мм, размер шестигранных кассет «под ключ» — 144 мм.

Кассеты СУЗ с помощью приводов, расположенных на крышке реактора, могут перемещаться в активной зоне. Введением в активную зону или выводением из нее кассет СУЗ компенсируется реактивность и регулируется мощность. При помощи этих же кассет осуществляется аварийная защита реактора.

Следует отметить, что на реакторах ВВЭР используется довольно большое количество кассет СУЗ (37 на реакторе I блока НВАЭС ВВЭР-210 и 73 на реакторе II блока ВВЭР-365). Это обусловлено тем, что 10—15 рабочих кассет (в зависимости от обогащения ураном-235) создают критическую массу, и кроме того, сама компенсирующая кассета обладает малой эффективностью из-за небольшой длины диффузии в уран-водной решетке.

Кассеты СУЗ имеют надставку, хорошо поглощающую нейтроны. На реакторе ВВЭР-365 кассеты СУЗ являются унифицированными и называются кассетами АРК. Они выполняют функции аварийной защиты (А) путем быстрого вывода из активной зоны тепловыделяющей части и ввода поглотителя, регулирования (Р), компенсации медленных изменений реактивности (К) путем частичного или полного введения в активную зону реактора делящегося материала.

Кассета АРК состоит из тепловыделяющей сборки (рис. 4.10) и поглощающей надставки (рис. 4.11). Тепловыделяющие сборки кассет аналогичны рабочим кассетам. Хвостовики кассет АРК имеют демпфирующее устройство. Поглощающая надставка (см. рис. 4.11) представляет собой шестигранную трубу 2 из нержавеющей стали с размером «под ключ» 144 мм с вкладышами 3 из бористой стали (2% бора по массе). Надставка с помощью хвостовика 4 соединяется с головкой тепловыделяющей сборки 5. Для прохода воды предусмотрены отверстия 1. Общая длина кассеты АРК в сборе составляет 5700 мм, масса — 296 кг.

Механизмы приводов кассет СУЗ реактора типа ВВЭР описаны в гл. 5.

Стержни регулирования реактора РБМК-1000. Конструкция реактора РБМК-1000 была описана в гл. 3. Стержни регулирования перемещаются в вертикальных каналах (каналах СУЗ), пронизывающих графитовую кладку реактора. В каналах СУЗ циркулирует вода для отвода тепла, выделяющегося в стержнях регулирования. Температура воды на входе в каналы СУЗ составляет 40—42°C, на выходе при работе на номинальной мощности — 60—65°C.

Стержни регулирования делят на следующие группы: 3 группы автоматических регуляторов (1АР — 4 стержня, 2АР — 4 стержня, 3АР — 4 стержня (цифрой обозначен номер группы АР)); укороченные стержни поглотителя (УСП — 21 стержень); ручного регулирования (РР — 89 стержней); перекомпенсации и аварийной

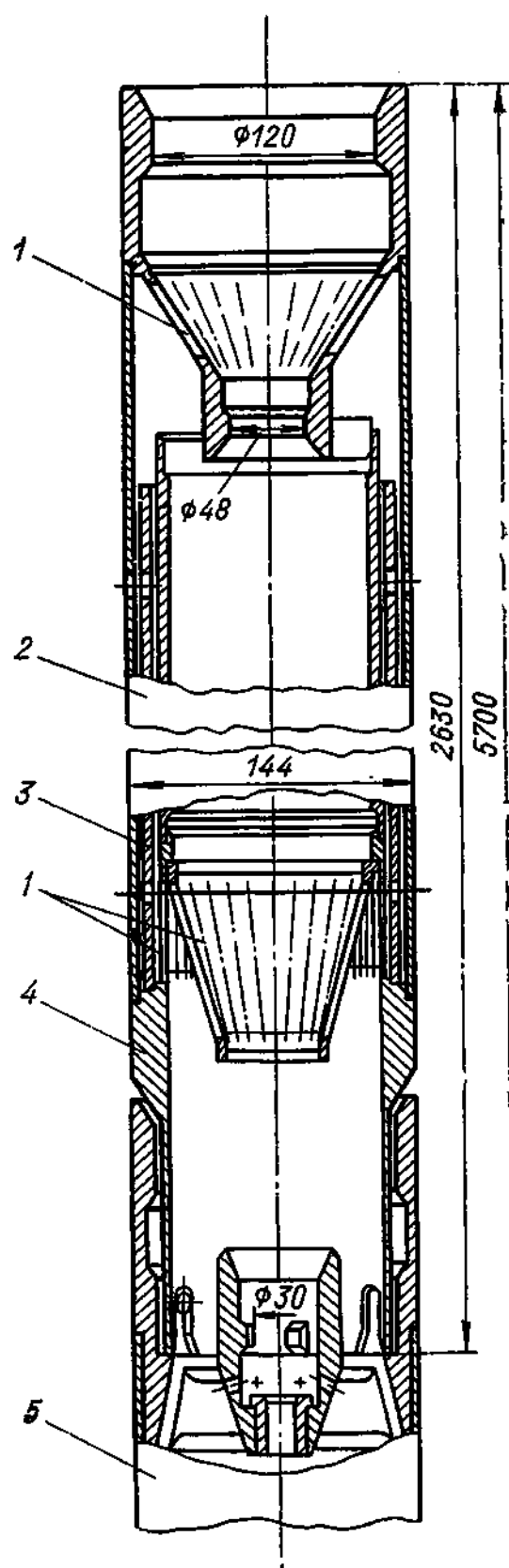
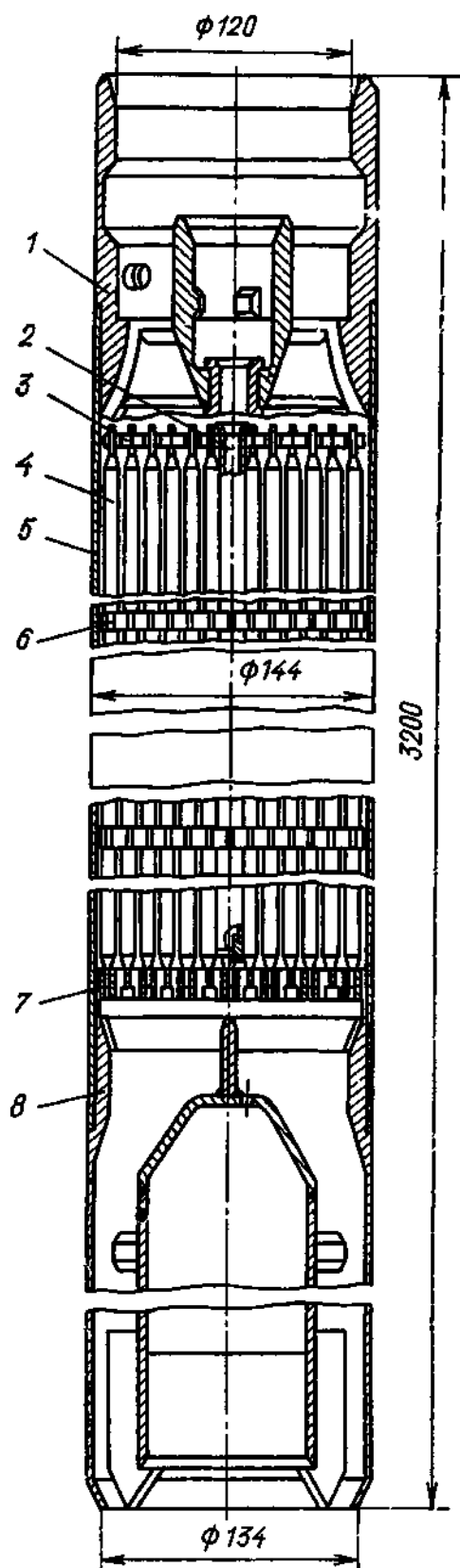


Рис. 4.10. Тепловыделяющая сборка кассеты АРК реактора типа ВВЭР:

1 — головка с захватом под привод; 2 — центральная трубка; 3 — верхняя дистанционирующая решетка; 4 — ТВЭЛ; 5 — чехол; 6, 7 — средняя и нижняя дистанционирующие решетки; 8 — хвостовик с цилиндром для демпфера

Рис. 4.11. Поглощающая надставка кассеты АРК реактора ВВЭР в соединении с тепловыделяющей сборкой

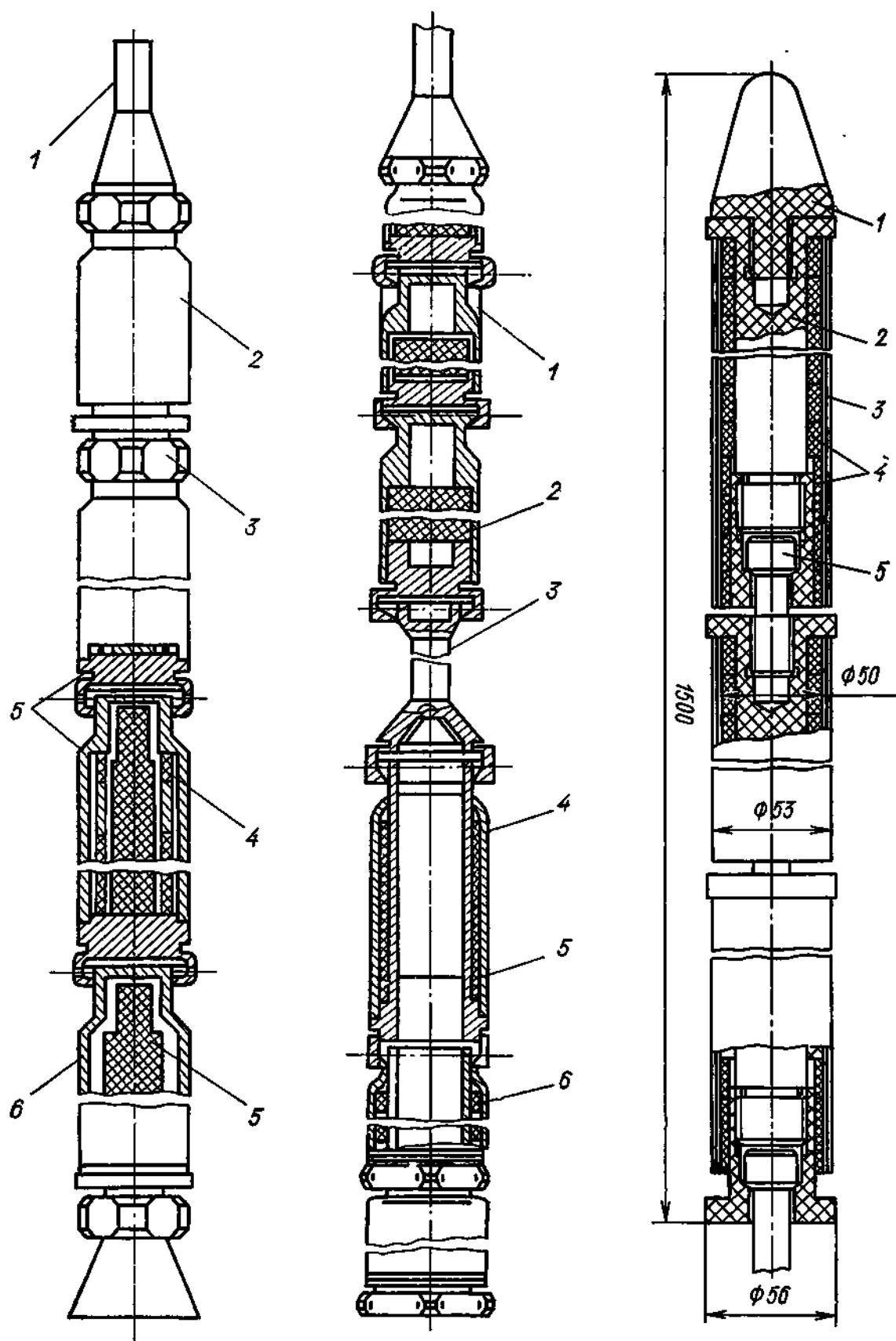


Рис. 4.12. Конструкция стержня РР реактора РБМК-1000:
1 — тяга; 2 — звено поглотителя; 3 — шарнирное соединение; 4 — кольца поглотителя из B_4C ; 5 — графит; 6 — звено вытеснителя

Рис. 4.13. Конструкция стержня УСП реактора РБМК-1000:
1 — звено вытеснителя; 2 — графит; 3 — переходник; 4 — звено поглотителя; 5 — кольцо поглотителя на B_4C ; 6 — шарнирное соединение

Рис. 4.14. Стержень автоматического регулирования реактора ИТР:
1 — наконечник; 2 — штанга; 3 — чехол из графита; 4 — поглотитель; 5 — шарнир

защиты (ПКАЗ — 36 стержней); аварийной защиты (АЗ — 21 стержень). Общее количество стержней СУЗ равно 179. Подробнее работа СУЗ реактора типа РБМК описана в гл. 8.

Стержень РР (рис. 4.12) состоит из двух сборок — поглотителя и вытеснителя. Поглотитель собран из пяти звеньев длиной около 1000 мм каждое, шарнирно соединенных между собой. Каждое звено состоит из внутренней (50×2 мм) и наружной (70×2 мм) труб, между которыми заложены кольца поглотителя из карбида бора. Звено омывается снаружи и изнутри водой. К верхнему звену подсоединена механическая тяга. Вытеснитель состоит из пяти звеньев длиной около 1000 мм каждое, шарнирно соединенных между собой. Каждое звено представляет собой трубу ($74 \times 2,5$ мм), концы которой заварены герметично. Все звенья вытеснителя, за исключением верхнего, заполнены графитом. Верхнее звено заполнено графитовыми кольцами. Вытеснитель подсоединен к поглотителю через телескопическое соединение, выполненное в виде штока, входящего в верхнее звено вытеснителя. При перемещении стержня в нижнее положение вытеснитель встает на упор, поглотитель же может продолжать движение вниз за счет телескопического соединения. Рабочий ход стержня РР равен 6250 мм, максимальное усилие на тяге при работе — 65 кгс.

Конструкция стержней АЗ и ПКАЗ аналогична конструкции стержней РР.

Стержень АР отличается от стержня РР тем, что не имеет вытеснителя и телескопической части. В нижнем звене стержня АР вмонтирована дроссельная шайба для распределения расхода воды между внутренней полостью стержня и зазором между стержнем и стенкой канала. Рабочий ход стержня составляет 4500 мм, максимальное усилие на тяге при работе — 20 кгс.

Стержень УСП (рис. 4.13) состоит из трех звеньев поглотителя и пяти звеньев вытеснителя. Конструкция звеньев поглотителя и вытеснителя такая же, как и аналогичных звеньев стержня РР. В нижней части стержня размещен поглотитель, а в верхней — вытеснитель. Подсоединение поглотителя к вытеснителю осуществлено через переходник с шарнирными связями. Рабочий ход стержня УСП равен 3500 мм, максимальное усилие на тяге при работе — 65 кгс.

Исполнительный механизм стержней СУЗ реактора РБМК-1000 описан в гл. 6.

Стержни без специального охлаждения, используемые в импульсном графитовом реакторе (ИГР). В случае, когда невозможно обеспечить охлаждение стержней, они должны быть изготовлены из такого материала, который обладал бы необходимой жаропрочностью и исключал бы спекание поверхности стержня с элементами окружающей его конструкции. Такая задача была решена при создании высокотемпературного исследовательского реактора ИГР.

Активная зона реактора ИГР представляет собой кладку из графитовых колонн. Колонны собраны из пропитанных ураном

графитовых блоков размером $100 \times 100 \times 150$ мм. Реактор предназначен для работы в импульсном режиме с различной продолжительностью импульсов мощности.

В активной зоне для стержней имеется 13 вертикальных каналов диаметром 65 мм. Каналы размещены в кладке в специальных графитовых колоннах без урана. Температура этих колонн из-за отсутствия в них урана ниже температуры активной зоны, что благоприятно сказывается на работе стержней. В реакторе ИГР успешно использовались регулирующие стержни (рис. 4.14), поглощающая часть которых содержит редкоземельные элементы. Рабочая часть этих стержней гибкая и состоит из соединенных шарнирами графитовых звеньев диаметром 56 мм, заполненных таблетками или кольцами из поглотителя.

Используемые в стержнях реактора ИГР поглощающие таблетки и кольца изготовлены из материала, представляющего собой дисперсию гадолиния в графите (гадолиния содержится до $0,04 \text{ г/см}^3$). Применение в высокотемпературных реакторах с вы-

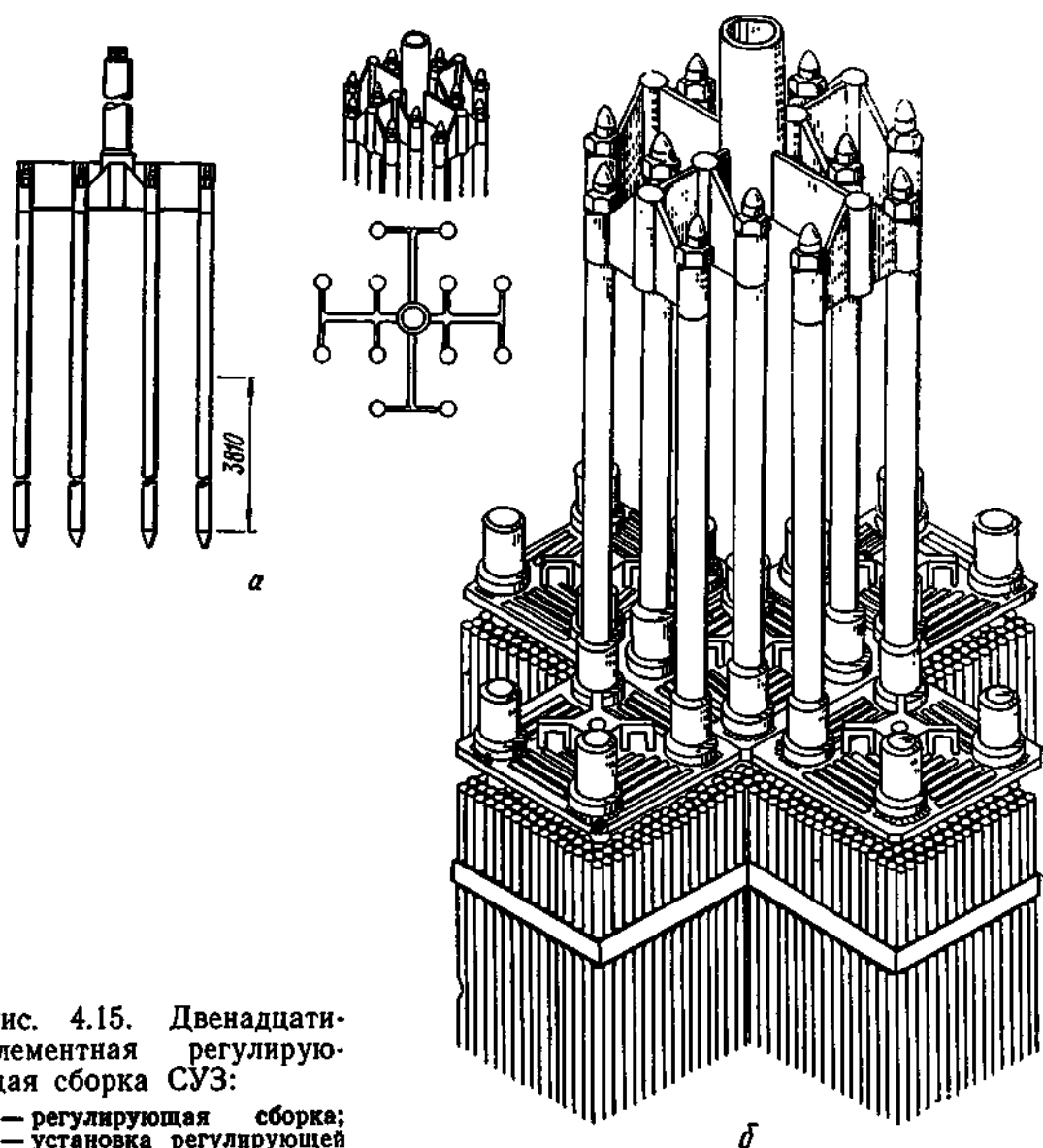


Рис. 4.15. Двенадцати-элементная регулирующая сборка СУЗ:

а — регулирующая сборка;
б — установка регулирующей сборки в пяти тепловыделяющих кассетах

сокой плотностью нейтронов дисперсий редкоземельных элементов в графите для стержней-поглотителей без специального охлаждения весьма перспективно. Эти дисперсионные материалы-поглотители имеют относительно низкую плотность и позволяют в широком диапазоне варьировать объемное содержание поглощающих элементов с различными ядерными свойствами.

Пучок стержней-поглотителей.

Обеспечение равномерности энергораспределения в активной зоне реактора требует увеличения количества и равномерного (или по определенному закону) распределения органов регулирования. Однако увеличение количества стержней-поглотителей требует увеличения количества механизмов, управляющих ими. Поэтому, в ряде случаев, применяется конструкция, в которой один механизм перемещает большое количество стержней. Примером этого может служить орган регу-

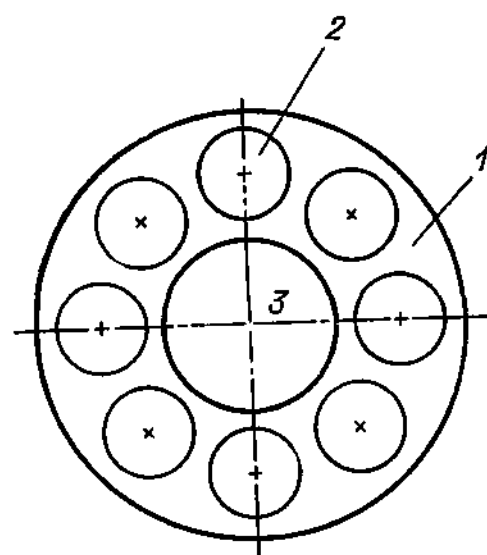
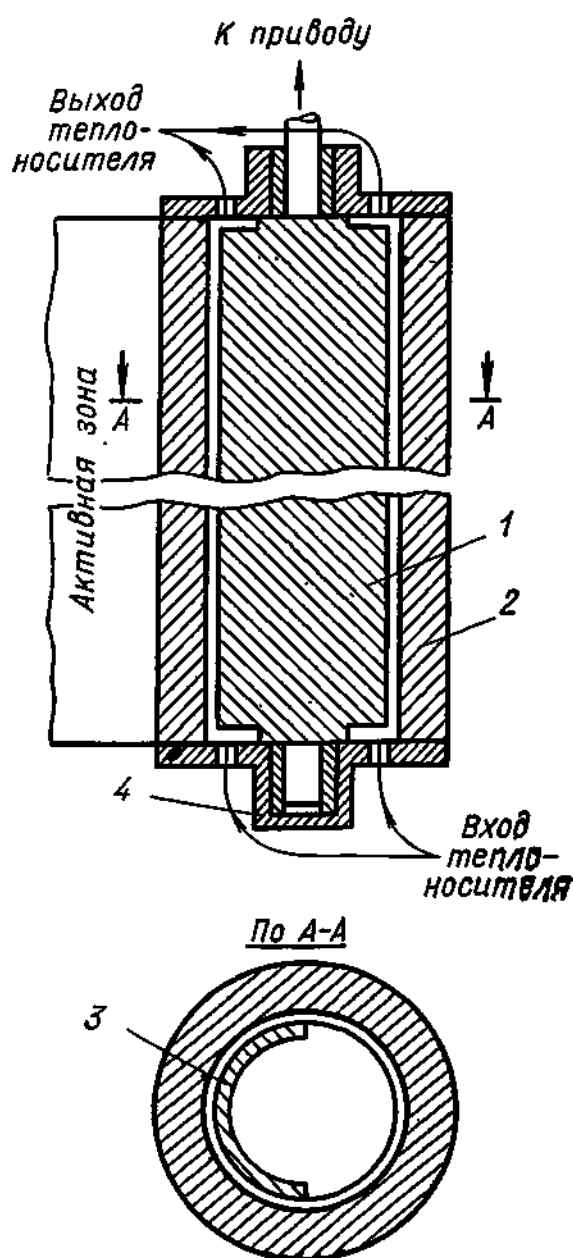


Рис. 4.16. Управляющий барабан реактора ЯРД:

1 — корпус барабана; 2 — отражатель; 3 — поглотитель; 4 — уплотнение

Рис. 4.17. Расположение управляющих барабанов в отражателе реактора ЯРД:

1 — отражатель; 2 — управляющий барабан; 3 — активная зона реактора

лирования одного из вновь проектируемых реакторов, в котором используются 8- и 12-элементные регулирующие сборки. На рис. 4.15 показана 12-элементная сборка реактора, обслуживающая пять соседних ТВС. Использование таких регулирующих органов по-

звolyет сократить общее количество механизмов управления и улучшить условия регулирования тепловыделения в отдельных топливных элементах и кассетах в целом.

Органы регулирования в реакторах ЯРД. Особенности компоновки реакторов ЯРД с твердой активной зоной требуют управления цепной реакцией деления изменением утечки нейтронов из активной зоны. Для осуществления такого управления имеются два способа: изменением эффективности отражателя посредством изменения его геометрических размеров, конфигурации или изменения ядерных свойств материала отражателя; изменением эффективности поглощающих элементов, помещенных в отражатель.

Оба способа реализуются с помощью управляющих барабанов, размещенных в толще отражателя. На рис. 4.16 приведен пример конструкции управляющих барабанов реактора ЯРД, а на рис. 4.17 их размещение в отражателе.

Большое значение имеет выбор вспомогательных элементов конструкции органов регулирования, к которым относятся:

а) элементы, связывающие орган регулирования с исполнительным механизмом, обеспечивающим его перемещение (несущие стержни, тросы или цепи для органов регулирования типа стержней или элементы передач для управляющих барабанов);

б) элементы, обеспечивающие дистанционирование и плавное перемещение органа регулирования в канале (различные направляющие, дистанционирующие ролики и т. д.);

в) элементы, предупреждающие коробление длинных тонких стержней (особенно стержней сложной формы) (шарнирные элементы, обеспечивающие секционирование стержней по длине);

г) элементы, обеспечивающие заданные изменения ядерных свойств в канале органа регулирования (например, вытеснители).

Вытеснители применяются при достаточно большом поперечном сечении канала органа регулирования, если в канале циркулирует теплоноситель, являющийся одновременно замедлителем. В этом случае извлечение управляющего стержня из канала приводит к существенному увеличению количества замедлителя в канале, что может вызвать недопустимое локальное повышение плотности потока нейтронов. Для устранения этого явления стержень-поглотитель имеет вытеснитель из слабопоглощающего материала, обладающего теми же свойствами по замедлению, что и поглотитель. Форма вытеснителя делается близкой к форме

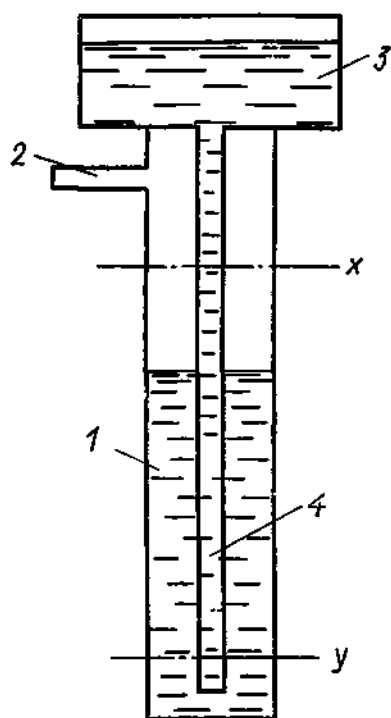


Рис. 4.18. Схема регулирующего канала с пневматическим управлением и с жидким поглотителем:

1 — канал; 2 — патрубок подачи газа; 3 — резервуар; 4 — вытеснительная труба (x—y — высота активной зоны)

стержня-поглотителя. Вытеснитель жестко связан со стержнем-поглотителем и занимает его место в активной зоне при его извлечении. Стержнями-поглотителями с вытеснителем являются, например, рассмотренные выше стержни регулирования реактора РБМК-1000.

Способ управления реактивностью с использованием твердых поглотителей наиболее распространен в современном реакторостроении. Однако в настоящее время ведутся исследовательские работы по созданию автономных средств жидкостного регулирования. Основные преимущества таких систем регулирования заключаются в улучшении энергораспределения по объему активной зоны и в отсутствии движущихся регулирующих элементов в активной зоне. В качестве иллюстрации принципа жидкостного регулирования на рис. 4.18 показано устройство, представляющее собой герметичный канал, заполненный поглощающей жидкостью, например, раствором борной кислоты. Уровень жидкости изменяется при закачке газа через патрубок. Она вытесняется из активной зоны через тонкую трубу в резервуар, расположенный над активной зоной. При аварийной ситуации по сигналу давление в канале снижается до атмосферного, и канал заливается поглотителем.

Недостатком автономных жидкостных систем регулирования является потенциальная опасность нарушения целостности контуров циркуляции поглощающего материала. В настоящее время жидкостное регулирование применяется в реакторах с водой под давлением, где для компенсации медленных эффектов реактивности используется изменение по всему объему активной зоны концентрации борной кислоты, растворенной в теплоносителе и замедлителе.

§ 4.6. ИЗМЕРЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ СТЕРЖНЕЙ РЕГУЛИРОВАНИЯ

Существуют различные методы измерения эффективности стержней регулирования. В настоящем параграфе рассматриваются методы, нашедшие практическое применение при пусках и эксплуатации энергетических ядерных реакторов.

Метод измерения асимптотического положительного периода. В гл. 1 было получено соотношение, известное как уравнение «обратных часов», между периодом и реактивностью. Метод измерения заключается в измерении положительного периода, возникающего при перемещении стержня на некоторое фиксированное расстояние в реакторе, находящемся перед началом измерения в критическом состоянии.

Стержень регулирования перемещается таким образом, чтобы положительный период был равен нескольким десяткам секунд. Необходима временная выдержка в течение нескольких периодов удвоения плотности потока нейтронов, чтобы достичь установившегося значения T и уменьшить вклад переходных процессов.

Измеренный период подставляют с учетом $\omega \equiv 1/T$ в соотношение (1.31), и таким образом определяют величину внесенной положительной реактивности.

Нижний предел вводимой реактивности при измерении методом положительного периода определяется колебаниями уровня мощности. Эта величина составляет примерно 0,01 β . Естественно, что верхний предел реактивности ограничен соображениями безопасности и составляет $\sim 0,5\beta$. Поэтому измерения полной эффективности стержня, которая превышает 0,5 β , проводят последовательно посредством его перемещения ступенями в указанных пределах изменения реактивности с компенсацией избытка реактивности другими стержнями регулирования. Между последовательными измерениями положительного периода должно пройти время порядка нескольких минут, в течение которого концентрация предшественников запаздывающих нейтронов достигает равновесного значения.

Задача компенсации избытка реактивности состоит в том, чтобы переместить стержень регулирования, эффективность которого определяется, в новое положение, не нарушив существенно распределение потока нейтронов. Для этого компенсацию стремятся проводить равномерно по всему объему активной зоны реактора. Следует отметить, что применение метода асимптотического периода ограничено низкими уровнями мощности реактора, так как в измерениях на высоких уровнях мощности трудно отделить вклад обратных связей по мощности.

К достоинствам метода измерения асимптотического периода следует отнести нечувствительность к эффектам высших гармоник распределения потока нейтронов в зависимости от положения детекторов нейтронов. Это обусловлено природой асимптотического периода, являющегося периодом экспоненциального изменения мощности реактора как одной «точки», после исчезновения всех высших гармоник. Поэтому погрешность измерения установившегося периода небольшая ($\mp 1\%$).

Метод сброса стержня. Если стержень или группа стержней быстро сбрасывается в реактор, находящийся перед сбросом в критическом состоянии, то поток нейтронов сначала быстро спадает из-за резкого уменьшения числа мгновенных нейтронов, а затем этот спад будет замедляться, определяясь распадом предшественников запаздывающих нейтронов. Кривую переходного процесса при сбросе стержня можно использовать для определения эффективности введенного стержня или его участка.

Для равновесных условий, существовавших до сброса стержня, уравнения кинетики при отсутствии внешнего источника и $k_{эф} = 1$ имеют вид

$$\left. \begin{aligned} 0 &= \frac{dn}{dt} = \frac{k_{p0} - 1}{l} n_0 + \sum_i \lambda_i c_{i0}; \\ 0 &= dc_i/dt = \beta_i n_0/l - \lambda_i c_{i0}, \end{aligned} \right\} \quad (4.14)$$

где $k_{p_0} = 1 - \beta$ — коэффициент размножения на мгновенных нейтронах (индекс относится к начальным условиям).

Таким образом,

$$n_0 = l \sum_i \lambda_i c_{i_0} / (1 - k_{p_0}) = l \sum_i \lambda_i \bar{c}_{i_0} / \beta. \quad (4.15)$$

После сброса стержня, в течение времени, равного нескольким $l/(\delta k + \beta)$, где δk — эффективность стержня, система достигает более низкого уровня мощности, определяемого новым коэффициентом размножения на мгновенных нейтронах $k_{p_1} = k_{p_0} - \delta k$, и остается некоторое время на этом «квазистатистическом» уровне, после чего происходит спад мощности, определяемый распадом предшественников запаздывающих нейтронов. В квазистатистических условиях концентрация первоначальных предшественников запаздывающих нейтронов практически не меняется ($dc_i/dt \approx 0$), так что

$$n_1 \approx l \sum_i \lambda_i c_{i_0} / (1 - k_{p_1}); \quad (4.16)$$

$$\frac{n_1}{n_0} = \frac{1 - k_{p_0}}{1 - k_{p_1}} = \frac{\beta}{1 - k_{p_1}} = \frac{\beta}{\beta + \delta k}. \quad (4.17)$$

Следовательно, эффективность сброшенного стержня равна

$$\delta k / \beta = (n_0 / n_1 - 1). \quad (4.18)$$

В принципе уровень мощности n_1 после сброса определяется экстраполяцией последующей кривой спада потока нейтронов к моменту сброса, что вносит некоторую неопределенность в измерение величины.

В настоящее время разработано много способов анализа кривой спада потока нейтронов после сброса. Например, используя технику интегрального счета после сброса стержня, можно получить эффективность стержня из выражения

$$\frac{\delta k}{\beta} \approx \frac{n_0 \sum_{i=1}^6 \beta_i / \beta \lambda_i}{\int_0^{\infty} n(t) dt} \approx \frac{12,75 n_0}{\int_0^{\infty} n(t) dt}, \quad (4.19)$$

где $\sum_{i=1}^6 \beta_i / \beta \lambda_i = 12,75$ для ^{235}U ; n_0 — скорость счета нейтронов до сброса стержня; $\int_0^{\infty} n(t) dt$ — полный счет после сброса стержня.

Необходимо отметить, что использование в методе сброса уравнений кинетики точечного реактора подразумевает, что про-

странственное распределение потока нейтронов не изменяется после сброса стержня. Локальные возмущения потока, особенно существенные для больших реакторов, приводят к погрешностям измерения эффективности методом сброса. Погрешности измерения возрастают с увеличением «веса» сбрасываемого стержня. Так же, как и метод асимптотического положительного периода, метод сброса применяется лишь при низких уровнях мощности, когда отсутствует обратная связь мощности с реактивностью.

Метод осциллирующего стержня. Этот метод заключается в измерении амплитуды колебаний потока нейтронов, создаваемых периодическими колебаниями стержня в критическом реакторе.

Если обозначить осциллирующую компоненту плотности нейтронов δn , а стационарную плотность нейтронов n , то можно записать:

$$\delta n/n = |W(j\omega)|\beta(\delta k/\beta), \quad (4.20)$$

где $\delta k/\beta$ — амплитуда колебаний реактивности; $W(j\omega)$ — передаточная функция реактора (передаточные функции реактора подробно обсуждались в гл. 2); ω — частота колебаний стержня.

Модуль передаточной функции можно рассчитать по соотношению (2.13) либо измерить, воспользовавшись эталонным значением реактивности, определенным, например, методом асимптотического положительного периода. Тогда получим

$$\delta k/\beta = \delta n/n |W(j\omega)|\beta. \quad (4.21)$$

Таким образом, регулирующий стержень может быть прокалиброван для последовательных положений.

Достоинствами метода осциллирующего стержня являются: оперативность, высокая точность, возможность применения на высоких уровнях мощности. В последнем случае, однако, необходимо создание осцилляций стержня на высокой частоте, чтобы вклад мощностной обратной связи был мал.

Недостатком метода осциллирующего стержня является необходимость использования сложного оборудования для создания осцилляций стержня регулирования и прецизионной электронной аппаратуры для измерения осциллирующей компоненты потока нейтронов. Естественно, что амплитуда колебаний реактивности в осцилляторных опытах должна быть небольшой с учетом применимости линеаризованных уравнений кинетики. Обычно $\delta k \leq 5 \cdot 10^{-2}\beta$ и $\delta n/n \leq 5 \cdot 10^{-2}$.

В больших реакторах серьезной проблемой, возникающей при использовании метода осциллирующего стержня, является пространственная зависимость амплитуды колебаний потока нейтронов. Для исключения этой зависимости необходим тщательный выбор местоположения детекторов нейтронов.

Измерители реактивности — реактиметры. Измерения эффективности стержней могут быть автоматизированы при использовании специализированных приборов или ЭВМ для обработки информации о временном характере изменения потока нейтронов

при изменении реактивности, обусловленной перемещением стержней регулирования.

Решая исходные уравнения кинетики точечного реактора с внешним источником нейтронов S относительно реактивности $\rho = \delta k/k$, получаем

$$\frac{\rho}{\beta_{\text{эф}}} = 1 - \frac{(l/\beta_{\text{эф}}) (S - dn/dt) + (l/\beta_{\text{эф}}) \sum_{i=1}^N \lambda_i c_i}{n}. \quad (4.22)$$

Решение линейного дифференциального уравнения 1-го порядка, каким является уравнение (1.20) для случая $k \approx 1$, есть

$$\lambda_i c_i = -\frac{\beta_i}{l} \exp(-\lambda_i t) \left[\int_0^t n(\tau) \exp(\lambda_i \tau) d\tau + n_0 \right]. \quad (4.23)$$

Начальным условием для выражений (4.22) и (4.23) при $t=0$ являются:

$$c_{i0} = \beta_i n_0 / (\lambda_i l).$$

В реактиметрах пространственно независимая одноточечная модель кинетики реактора реализуется с помощью простых решающих устройств: множителя, усилителя операционного и RC-цепей.

В последние годы широко применяются ЭВМ различных классов в качестве измерителей реактивности в реальном масштабе времени. Учитывая, что непосредственно использование соотношения (4.22), особенно при работе с малыми ЭВМ, затруднено из-за высоких требований к машинной памяти и быстродействию, разработан ряд упрощений для расчета реактивности по формуле (4.22). Во-первых, вклад в реактивность члена $[l/(\beta_{\text{эф}} n)] (dn/dt)$ незначителен при практически реализуемых скоростях перемещения стержней регулирования; во-вторых, можно заменить реальное изменение плотности нейтронов за время шага Δt кусочно-линейной функцией, т. е. $n = \frac{n_j - n_{j-1}}{\Delta t} t + n_{j-1}$, на участке $j\Delta t$.

Применение реактиметров позволяет измерять эффективность стержней в подкритическом реакторе с внешним источником нейтронов. Для этого надо правильно внести в аналоговую модель или ЭВМ член источника, входящий в соотношение (4.22).

Существуют различные способы определения величины источника (например, экспериментальный подбор члена источника в опыте, где в критический реактор вводится известная отрицательная реактивность). Измерения эффективности стержней в подкритическом состоянии дают хорошие результаты при неглубокой подкритичности (примерно несколько процентов).

Применение специализированных аналоговых измерителей реактивности и ЭВМ значительно ускоряет измерение эффективности стержней, так как не требуется времени для установления ста-

ционного режима. По сравнению со специализированными приборами использование ЭВМ имеет преимущество в связи с удобством варьирования параметров и возможностью перестройки программы по мере совершенствования и развития методики.

Глава 5

СТРУКТУРА ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ СУЗ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

§ 5.1. ПРИНЦИПЫ КОНСТРУИРОВАНИЯ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ

Вводная часть. Под исполнительными механизмами (ИМ) системы управления ядерным реактором подразумевают комплекс устройств, которые обеспечивают перемещение органа регулирования в режимах как автоматического, так и дистанционного ручного управления.

Эти устройства тесно связаны с конструкционным исполнением реактора и его активной зоной. В настоящее время в эксплуатации находится большое количество механизмов, работающих на различных принципах (электромеханические, гидравлические, пневматические). В зависимости от типа реактора и его конструкции к ИМ предъявляются соответствующие требования. При этом необходимо учитывать, что при разработке конструкции ИМ важным условием является обеспечение ядерной безопасности.

Разработка конструкции ИМ должна начинаться на самой ранней стадии проектирования реактора после выбора способа регулирования, а также определения конструкции органов регулирования и тракта регулирования в целом, в котором размещены все элементы регулирования. Первая стадия конструирования ИМ включает в себя решение следующих вопросов:

1. Выбор принципа действия механизма.
2. Расчет основных кинематических параметров и выбор кинематической схемы.
3. Выбор основных конструктивных элементов, к которым относятся: двигатель, механические передачи, система охлаждения, вспомогательные устройства.
4. Определение основных габаритных и привязочных размеров механизма.

Каждый из перечисленных вопросов не может решаться изолированно, так как все они предполагают выявление различных сторон одной конструкции и в этой конструкции должны быть рационально увязаны. Кроме того, то или иное решение каждого из этих вопросов связано с необходимостью учета большего количества различных внешних факторов. Таким образом, разработка ИМ системы управления ядерным реактором является сложной конструкторской проблемой.

Рассмотрим основные вопросы, возникающие при конструировании ИМ.

Выбор принципа действия ИМ. На выбор принципа действия и конструкции ИМ влияют следующие факторы.

В реакторах корпусного типа активная зона и органы управления находятся внутри корпуса в условиях высоких давлений, температур и высокого уровня ионизирующих излучений. Для реакторов этого типа основной проблемой конструирования ИМ является проблема передачи механического перемещения из внешней среды внутрь корпуса.

У реакторов канального типа имеет место затесненность пространства над реактором коммуникациями, что создает трудности при размещении ИМ и выборе их размеров.

Некоторые особенности транспортных энергетических реакторов приводят к появлению дополнительных требований, оказывающих влияние на выбор принципа действия ИМ, а именно:

а) возможность перемещения реактора со значительными ускорениями;

б) возможность изменения направления и величины силы тяжести;

в) возможность возникновения вибраций и колебаний в несущих конструкциях.

Выбор принципа действия двигателя. На первой стадии разработки ИМ основным вопросом является выбор принципа действия двигателя, приводящего в движение рабочие элементы ИМ. По принципу действия двигатели могут быть классифицированы следующим образом.

1. Электрические двигатели: непрерывного действия (постоянного тока, переменного тока); импульсные (шаговые электродвигатели, тяговые электромагниты).

2. Гидравлические двигатели (гидравлические цилиндры с дроссельным управлением, с золотниковым управлением); гидромоторы.

3. Пневматические двигатели: пневматические цилиндры; пневматические турбины.

Для двигателей, являющихся элементами систем автоматики, характерно значительное превышение затрат на сооружение и эксплуатацию систем питания над затратами, определяемыми собственно двигателем. Поэтому выбор того или иного типа двигателя определяется как рабочими условиями, так и технико-экономическими показателями системы получения энергии и ее подвода к двигателю.

Электрическая энергия имеет в этом смысле существенные преимущества перед другими видами энергии, что и определило распространение электроприводов исполнительных механизмов СУЗ реакторов. Однако, если в механизмах общепромышленного назначения эти преимущества можно считать безусловными, в области реакторостроения имеют место факторы, существенно укреп-

ляющие позиции гидро- и пневмоприводов. К этим факторам относятся следующие:

а) Наличие в месте установки двигателя неблагоприятных для электрооборудования условий окружающей среды: высокая температура и повышенная влажность воздуха, достаточно интенсивное ионизирующее излучение. Совместное действие этих факторов заставляет принимать специальные меры по защите электрооборудования, часто существенно усложняющие конструкцию исполнительного механизма.

б) К элементам системы управления реакторов, в связи с возможностями тяжелых аварий и большими экономическими потерями при простоях, предъявляются повышенные требования по их надежности.

в) Циркулирующий в реакторе теплоноситель может использоваться как рабочее тело и источник энергии для гидро- или пневмодвигателя ИМ.

г) Размещение ИМ с электроприводами требует большего пространства, чем ИМ с гидроприводами.

Указанные факторы определили тенденцию применения гидроприводов ИМ в корпусных реакторах, охлаждаемых водой. Не исключено, что будут использоваться пневматические приводы при достаточно широком распространении газоохлаждаемых реакторов.

Таким образом, если для реакторов канального типа можно с достаточным основанием выбирать ИМ с электроприводами, то, скажем, для корпусных реакторов выбор типа привода должен сопровождаться тщательным технико-экономическим исследованием. В настоящее время для ИМ корпусных реакторов наиболее конкурирующим с гидроприводом является импульсный электромагнитный привод. Это объясняется тем, что привод этого типа, так же как и гидравлический, позволяет наиболее просто и надежно решать проблемы передачи движения к органу регулирования, находящемуся внутри корпуса с высоким давлением.

Требования к ИМ. Несмотря на различие типов реакторов и ИМ, можно изложить общие требования, которым должны удовлетворять ИМ. Как уже отмечалось, в реакторах органы регулирования, а следовательно, и механизмы, их перемещающие, делятся в основном на три группы:

а) органы АР мощности, обеспечивающие стабилизацию мощности на заданном уровне;

б) органы компенсации [компенсирующие стержни (КС)] и РР, обеспечивающие компенсацию избыточной реактивности; с помощью этих средств производится корректировка АР и при необходимости ручное регулирование реактивности и энергораспределения;

в) органы АЗ, предназначенные для быстрой автоматической или ручной остановки реактора.

Так как на средства управления возложены функции, во многом обеспечивающие ядерную безопасность, то главнейшим требова-

нием, предъявляемым к ИМ всех видов, является их высокая надежность и строгое выполнение предписанных режимов перемещения органов регулирования.

Характерной особенностью ИМ является то, что они включаются в работу одновременно с пуском реактора и выключаются с его остановом. Энергетические ядерные реакторы должны работать без остановки в течение длительного времени (в течение года и более), и одно из основных требований, которому должны отвечать все элементы ИМ — работоспособность и высокая надежность в течение этого времени.

Совершенно особо ставится вопрос об абсолютной надежности выполнения следующих требований: недопустимость ложного перемещения органов регулирования, приводящего к появлению положительной реактивности; обязательное снижение реактивности при аварийных ситуациях.

Эти требования накладываются как на систему управления в целом, так и на ее важнейшие элементы — исполнительные механизмы.

Наличие агрессивной среды и высокого давления внутри реактора требует надежной герметизации первого контура от внешней среды. Поэтому между активной зоной и элементами исполнительного механизма СУЗ должно находиться устройство, обеспечивающее эту герметизацию. Надежная герметизация среды первого контура в корпусных реакторах осуществляется с помощью двух модификаций исполнительных механизмов — так называемых *сухих* и *мокрых*. В сухом варианте (рис. 5.1,а) герметизация первого контура обеспечивается вводом в активную зону реактора чехла 4, приваренного к корпусу реактора 5. Стержень регулирования 3 перемещается при работе двигателя 1 через редуктор 2 в чехле. В мокром исполнительном механизме (рис. 5.1,б) герметизация обеспечивается конструкцией механизма. Редуктор 4 и ротор двигателя 2 находятся в среде первого контура. Статор двигателя 3 расположен снаружи. Стержень регулирования 5 омывается теплоносителем.

В реакторах канального типа стержни регулирования, так же как и все топливные сборки, размещаются в отдельных каналах (рис. 5.2). Исполнительные механизмы располагаются в верхней или нижней частях каналов за биологической защитой. Каналы стержней регулирования могут быть «сухими» и «мокрыми». Охлаждение стержней проводится водой специального контура СУЗ.

Из общих требований вытекают конкретные требования, которым должны удовлетворять ИМ.

Скорость перемещения регулирующих органов. Для АР мощности скорости перемещения рабочих органов ИМ должны быть такими, чтобы обеспечить необходимое качество автоматического регулирования при ожидаемых возмущениях по реактивности и при заданной эффективности органов регулирования. Исходя из условий ядерной безопасности, желательно, чтобы органы регу-

лирования системы АР имели эффективность меньше $(0,2-0,3)\beta_{эф}$ для данной системы. Если это условие выполняется, то повышается безопасность работы установки. При невыполнении этого условия необходимо создавать дополнительные средства безопасности, которые исключили бы при особых эксплуатационных и аварийных ситуациях освобождение реактивности, близкое к β , за короткие промежутки времени.

Рис. 5.1. Исполнительные механизмы СУЗ ядерных реакторов:

а — в «сухом» исполнении: 1 — двигатель; 2 — редуктор; 3 — стержень регулирования; 4 — чехол; 5 — корпус реактора; *б* — в «мокром» исполнении: 1 — герметизирующий чехол; 2 — якорь двигателя; 3 — статор двигателя; 4 — редуктор; 5 — стержень регулирования

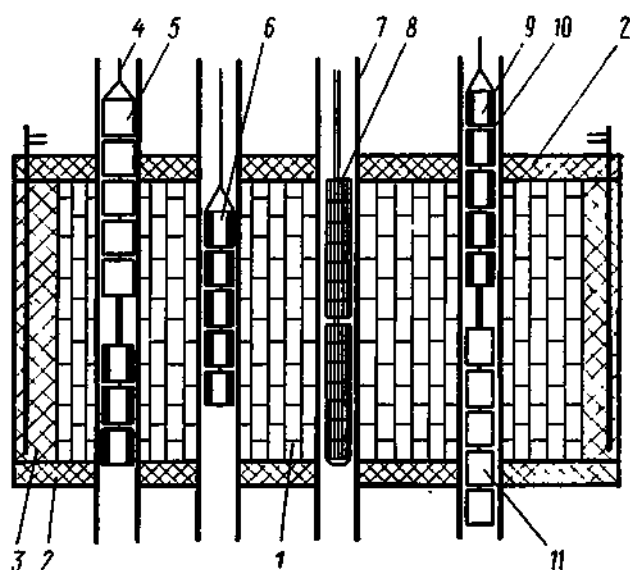
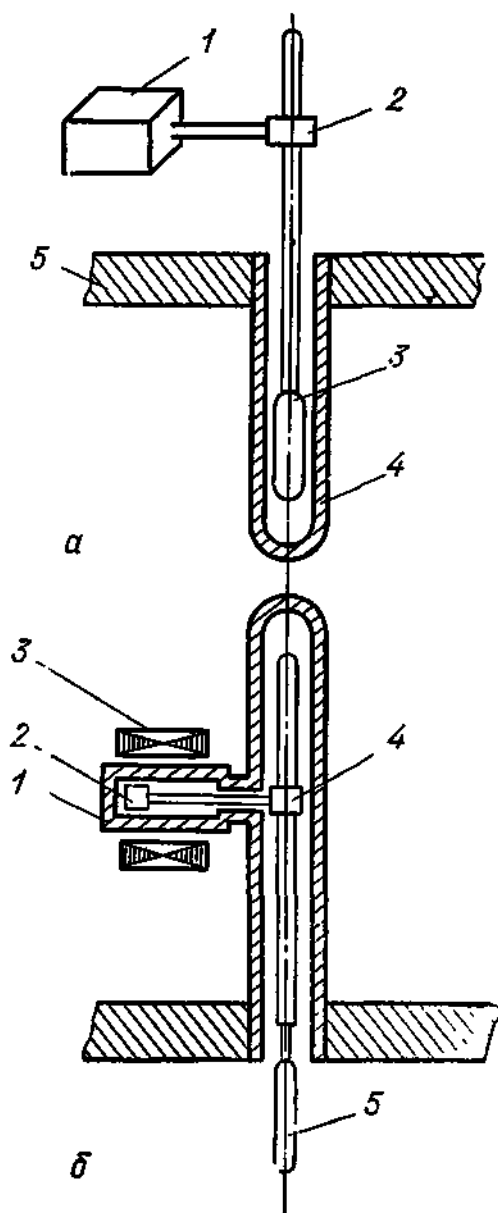


Рис. 5.2. Размещение стержней регулирования в канальном водо-графитовом реакторе:

1 — графитовая кладка; 2 — торцовый отражатель; 3 — боковой отражатель; 4 — соединительное звено стержня с ИМ; 5 — УСП для регулировки высотного распределения плотности потока нейтронов; 6 — стержень-поглотитель АР; 7 — технологический канал; 8 — ТВС; 9 — стержень РР и АЗ; 10 — звено поглотителя; 11 — звено вытеснителя

Скорость перемещения органов АЗ при введении отрицательной реактивности выбирается, как правило, максимально возможной. Скорость перемещения органов КС и РР, обладающих суммарной эффективностью, превышающей β , выбирается такой, чтобы скорость изменения реактивности, определяемая этими органами регулирования, была бы меньше скорости изменения реактивности, определяемой органами регулирования АР.

Контроль положения регулирующих органов. ИМ должны иметь средства дистанционного контроля положения органов регулирования. Обычно необходимо иметь непрерывный контроль положения регулирующих органов по всему их ходу, а также дополнительно контролировать два крайних положения. При подходе стержней к крайним положениям должен выдаваться сигнал в систему управления.

Следующее требование — отсутствие больших выбегов механизмов при их остановке. Оно обязательно, особенно для тех ИМ, которые перемещают стержни регулирования, обладающие большой эффективностью («весом»), так как выбеги после исчезновения сигнала управления вызовут заметные отклонения реактивности и, следовательно, мощности реактора или ее распределения от заданных.

Биологическая защита. Места размещения ИМ должны иметь биологическую защиту от нейтронов и γ -излучения, обеспечивающую возможность хотя бы кратковременного обслуживания.

Ремонтоспособность и взаимозаменяемость. В реакторостроении совершенно особо стоит вопрос о ремонтоспособности и взаимозаменяемости ИМ. Элементы ядерных реакторов, в том числе органы регулирования и часто ИМ, обеспечивающие их перемещение, работают в зоне ионизирующих излучений. Следовательно, они в процессе эксплуатации становятся радиоактивными. Поэтому замена и обслуживание их затруднены, и необходимо обеспечить повышенную надежность их работы в условиях реактора, а также простоту монтажа и ремонта. Общими правилами являются: простота сборки и разборки механизмов; использование типовых, хорошо отработанных элементов механизмов.

Применяется размещение ИМ сверху и снизу активной зоны. Для удобства обслуживания, а также с точки зрения надежности и простоты конструкции предпочтительнее является верхнее размещение. Основной недостаток верхнего размещения — большое затеснение верхней части реактора, что затрудняет перегрузку технологических каналов. Нижнее размещение ИМ лишено этого недостатка. Однако при этом появляются другие недостатки: сложность конструкции, ухудшение радиационной обстановки в помещениях, где расположены ИМ.

§ 5.2. КИНЕМАТИЧЕСКИЕ СХЕМЫ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ

Исполнительные механизмы АР. Основными элементами исполнительного механизма АР являются: двигатель; редуктор, обеспечивающий необходимую скорость перемещения органа регулирования; преобразователь вращательного движения в поступательное; датчик положения органов регулирования; датчик крайних (верхнего и нижнего) положений органа регулирования. Он используется для выключения двигателя в крайних положениях органа регулирования (датчик выключения — ДВ).

Цель конструирования — обеспечение рациональной взаимосвязи между указанными узлами. Не исключено, например, совмещение нескольких из перечисленных функций в одном элементе. Так, преобразователь вращательного движения в поступательное, например, пара винт — гайка может одновременно выполнять функции редуктора.

Функции редуктора и датчика положения органа регулирования может выполнять шаговый двигатель, скорость перемещения якоря которого задается частотой управляющих импульсов, а количество управляющих импульсов, поданных на двигатель, характеризует положение органа регулирования.

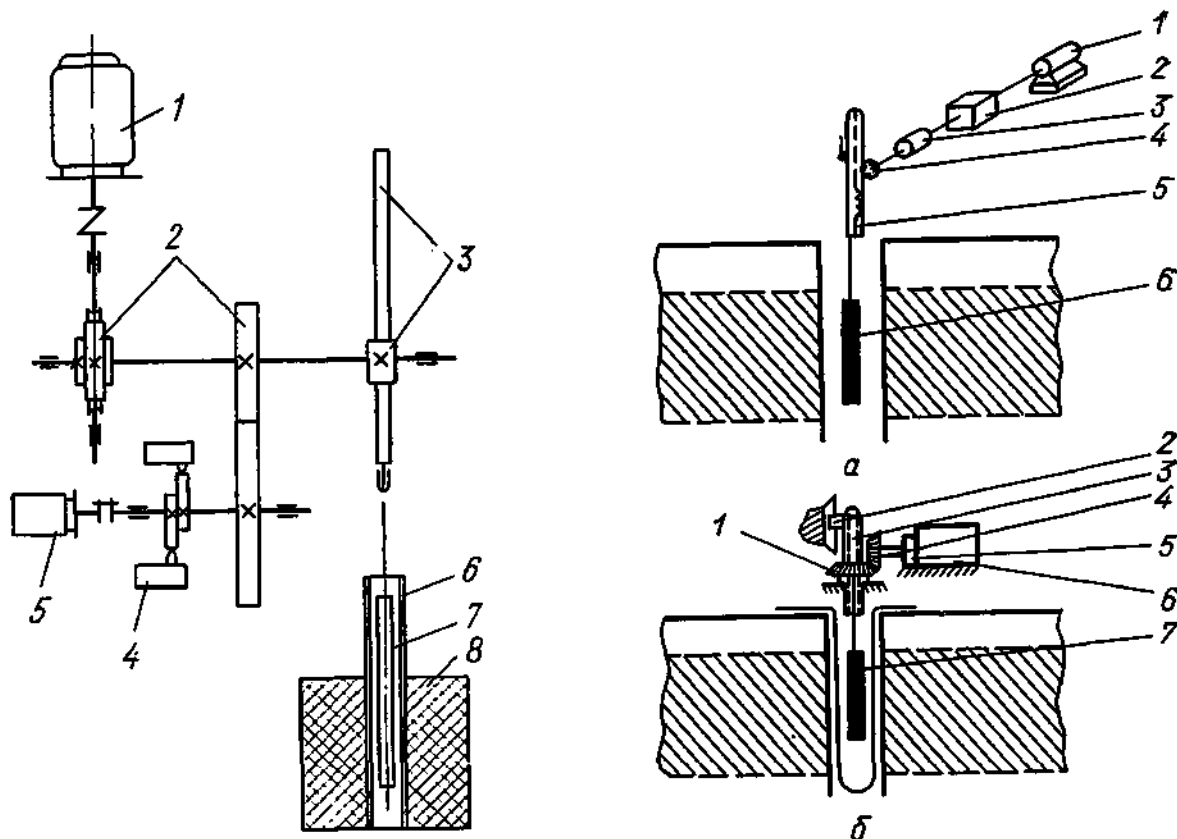


Рис. 5.3. Кинематическая схема исполнительного механизма АР с электродвигателем:

1 — электродвигатель; 2 — редуктор; 3 — пара рейка — шестерня; 4 — концевые выключатели; 5 — датчик положения; 6 — канал стержня регулирования; 7 — стержень регулирования; 8 — активная зона

Рис. 5.4. Иллюстрация конструкции исполнительных механизмов: типа рейка — шестерня (а) и типа гайка — винт (б):

Схема а: 1 — электродвигатель; 2 — редуктор; 3 — электромагнитная муфта; 4 — ведущая шестерня; 5 — зубчатая рейка; 6 — стержень регулирования;

Схема б: 1 — коническая гайка — шестерня; 2 — шпонка; 3 — винт; 4 — ведущая коническая шестерня; 5 — редуктор; 6 — электродвигатель; 7 — стержень регулирования

На рис. 5.3 изображена кинематическая схема исполнительного механизма АР. По схеме можно видеть, как в механизме реализуются все функциональные элементы.

Перечисленные элементы обязательны почти для любого типа исполнительных механизмов АР, но некоторые имеют дополни-

тельные устройства, необходимые для выполнения специальных функций, возлагаемых на них. Так, на отдельных исполнительных механизмах АР устанавливаются тахогенераторы, вырабатывающие сигнал обратной связи в систему АР для обеспечения устойчивости регулирования.

Наиболее распространенными схемами преобразования вращательного движения в поступательное исполнительных механизмов СУЗ ядерных реакторов являются схемы типа рейка — шестерня (рис. 5.4,а) и винт — гайка (рис. 5.4,б). При выполнении механизмов по схеме, изображенной на рис. 5.4,а, регулирующий стержень перемещается электродвигателем при помощи ведущей шестерни 4 и зубчатой рейки 5, при отключении электромагнитной муфты 3 стержень свободно опускается вниз. По схеме, изображенной на рис. 5.4,б, винт 3, связанный с регулирующим стерж-

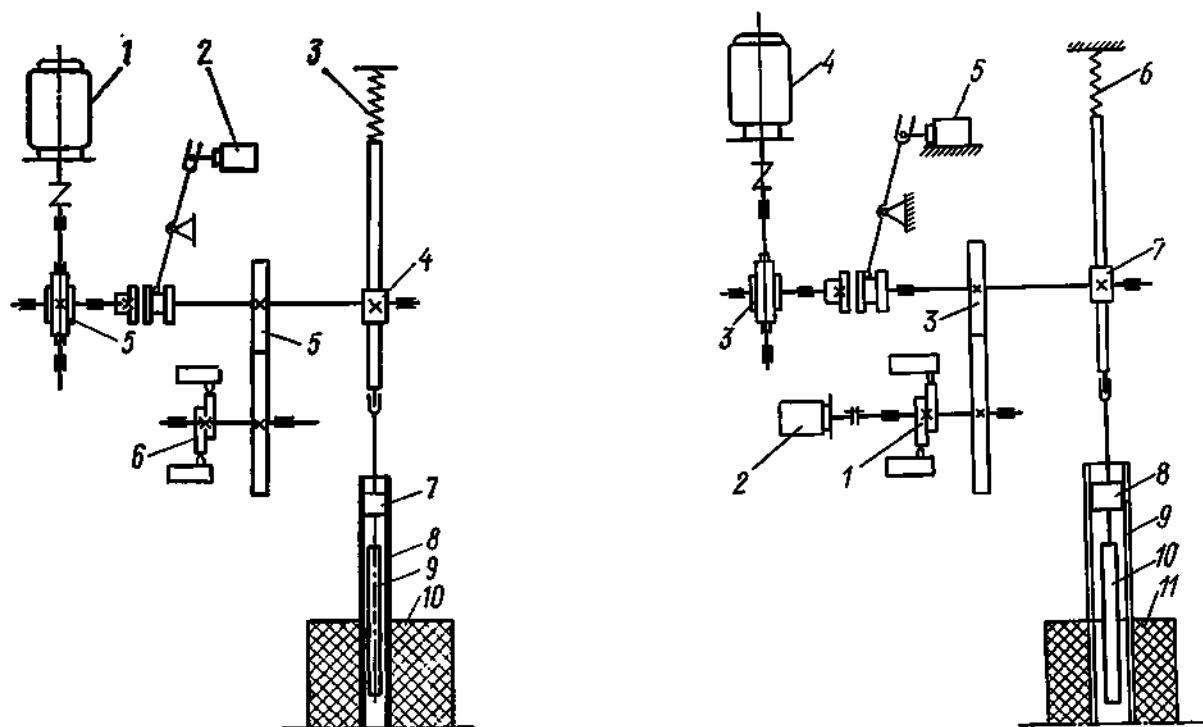


Рис. 5.5. Кинематическая схема электромеханического устройства АЗ:

1 — электродвигатель; 2 — удерживающее устройство (электромагнитная муфта); 3 — автономный источник энергии (пружина); 4 — преобразователь вращательного движения в поступательное; 5 — редуктор; 6 — концевой выключатель; 7 — тормоз; 8 — канал; 9 — стержень АЗ; 10 — активная зона

Рис. 5.6. Кинематическая схема исполнительного механизма, совмещающего функции АР, АЗ, КС — РР:

1 — концевой выключатель; 2 — датчик положения стержня; 3 — редуктор; 4 — электродвигатель; 5 — электромагнитная муфта; 6 — автономный источник энергии (пружина); 7 — преобразователь вращательного движения в поступательное; 8 — тормоз; 9 — канал для стержня регулирования; 10 — стержень регулирования; 11 — активная зона

нем, обеспечивает в зависимости от направления вращения конической шестерни — гайки 1 вертикальное перемещение стержня вверх или вниз. Для обеспечения поступательного движения стержня в верхней части винта 3 имеется шпонка 2, которая входит в паз неподвижного кожуха.

Исполнительные механизмы АЗ. Отличительной особенностью исполнительных механизмов АЗ является применение автономного источника энергии, обеспечивающего высокую надежность этого механизма.

Датчик положения органа регулирования, фиксирующий его положение в активной зоне во всем диапазоне от полностью введенного до полностью выведенного положений, для механизма АЗ не нужен. Он должен фиксировать только крайние положения органа регулирования и поэтому может быть совмещен с датчиком крайних положений (концевой выключатель).

Кроме того, в механизме АЗ необходимо устройство, удерживающее орган регулирования в выведенном положении. При прекращении питания удерживающего устройства от источника энергии должен освободиться орган регулирования, чтобы тот был быстро введен в активную зону. Быстрый ввод (падение) органа регулирования в активную зону требует наличия тормозного устройства, обеспечивающего гашение кинетической энергии органа регулирования в целях устранения ударов.

В соответствии с функциями исполнительного механизма АЗ выполнена кинематическая схема электромеханического исполнительного механизма АЗ (рис. 5.5). При включенном удерживающем устройстве проводится взвод органа регулирования АЗ электродвигателем и его удержание в крайнем верхнем положении. Пружина при этом находится в сжатом состоянии. При аварийном сигнале электромагнитная муфта расцепляется, и стержень под действием собственного веса или автономного источника энергии (пружины) быстро вводится в активную зону. В конце хода кинетическая энергия поглощается тормозным устройством. Конструкция элементов исполнительного механизма АЗ не имеет существенного отличия от элементов исполнительного механизма АР.

Исполнительные механизмы КС и РР. Функциональная схема исполнительного механизма КС избыточной реактивности и РР аналогична схеме механизма АР. Отличительной особенностью этих механизмов является применение для привода их нерегулируемых двигателей, управляемых по разомкнутой схеме с пульта управления.

В настоящее время наблюдается тенденция создания универсальных приводов и механизмов, обеспечивающих совмещение различных функций. Кинематическая схема

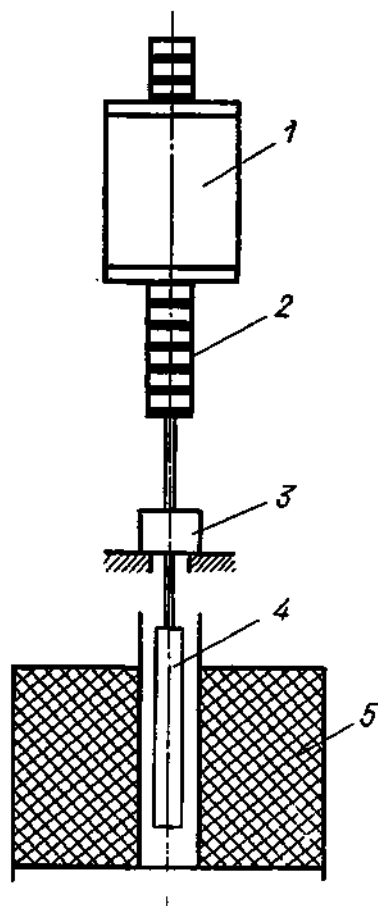


Рис. 5.7. Схема исполнительного механизма с линейным шаговым двигателем (ЛШД).

1 — статор ЛШД; 2 — якорь ЛШД; 3 — тормоз; 4 — стержень регулирования; 5 — активная зона

комбинированного ИМ, совмещающего функции АР, АЗ, КС и РР, показана на рис. 5.6.

Рассмотренные выше схемы механизмов управления ядерных реакторов реализованы с помощью кинематических схем электро-механического привода.

Следует отметить, что связи между элементами ИМ могут быть различными. В целях упрощения кинематики при конструировании механизмов стремятся объединить некоторые структурные элементы в один узел или конструкционную сборку.

Примером комбинированного ИМ, в котором несколько структурных элементов объединены в один узел, является исполнительный механизм с линейным шаговым электродвигателем (ЛШД) (рис. 5.7). ЛШД в данном случае совмещает функции собственно двигателя, удерживающего устройства (удержание якоря осуществляется силами электромагнитного поля), редуктора и датчика положения. В качестве автономного источника энергии используется масса регулирующего органа.

Из этого примера видно, насколько может быть упрощена кинематика привода за счет совмещения функциональных элементов привода в одной конструкционной сборке.

§ 5.3. ЭЛЕКТРОПРИВОД ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ

Общие сведения. Как уже отмечалось, к настоящему времени созданы исполнительные механизмы СУЗ с применением элементов гидравлики, пневматики и электромеханики. Из них наиболее приемлемыми оказались ИМ с использованием электромеханических принципов построения, так как они лучше других отвечают требованиям, предъявляемым к системам, обслуживающим ядерные реакторы. Рассмотрим основной элемент ИМ электромеханического типа — исполнительный электродвигатель.

Выбор типа электродвигателя определяется следующими условиями:

1. Конструкция двигателя и питающих его коммуникаций должна позволять осуществить удобную и надежную привязку двигателя к исполнительному механизму и не усложнять привязку исполнительного механизма в целом к аппарату.

2. Конструкционное исполнение двигателя должно соответствовать заданным характеристикам окружающей среды: температуре, наличию воды, паров и агрессивных примесей, определенному уровню ионизирующего излучения.

3. Механическая характеристика двигателя должна обеспечивать нормальное функционирование механизма.

4. Регулировочная характеристика двигателя должна обеспечивать требуемый диапазон изменения рабочих скоростей механизма и работу его как элемента системы автоматического регулирования.

5. Энергетические и динамические характеристики двигателя должны обеспечивать требуемые режимы работы механизма.

Конструкционное исполнение двигателей. Электродвигатели различаются главным образом по степени защиты их обмоток и других электротехнических элементов и подшипников от воздействия окружающей среды. Электродвигатели изготавливаются: герметизированные, закрытые и влагозащищенные, защищенные, открытые. Кроме того, двигатели могут иметь повышенную прочность вала и подшипниковых узлов, рассчитанную на ударные нагрузки.

По способу монтажа двигатели выполняются: на монтажных лапах, фланцевые, встраиваемые. В последнем исполнении двигатели встраиваются в какой-либо элемент механизма и крепятся с помощью хомутов или цилиндрических посадочных мест, охватывающих их корпус.

Размещение исполнительных механизмов СУЗ в непосредственной близости от реактора определяет повышенную температуру и возможность появления паров и влаги в окружающем воздухе. В связи с этим, для установки непосредственно на механизме могут быть использованы лишь двигатели герметизированного влагозащищенного или специального исполнения при соответствующем рабочей температуре классе изоляции обмоток.

Применение двигателей защищенного и открытого исполнения возможно при встраивании их в механизм с учетом соответствующей защиты их обмоток, клеммников, электрических кабелей от влаги и от повышенной температуры (например, создание герметизированного охлаждаемого кожуха).

Особенности конструкционного исполнения двигателя распространяются и на электрические коммуникации и прочие внешние устройства.

Из серийно выпускаемых промышленностью электродвигателей наиболее широкое применение в исполнительных механизмах СУЗ ядерных реакторов нашли электродвигатели постоянного тока и асинхронные электродвигатели с короткозамкнутым ротором серии АОЛ. Достоинствами электродвигателей постоянного тока являются хорошие регулировочные характеристики, высокий КПД. К недостаткам относятся: наличие на якоре электродвигателя коллектора, который требует надзора и проверки; невозможность спроектировать с электродвигателем постоянного тока «мокрый» исполнительный механизм. Последнее, конечно, не исключает возможности использования электродвигателя постоянного тока для перемещения стержня-поглотителя в «мокрой» канале, имеющем герметичное уплотнение. Наиболее полно удовлетворяют требованиям надежности и долговечности электродвигатели серии МИ и ПБС. Электродвигатели серии МИ имеют мощности на валу от 0,1 до 7 кВт, электродвигатели серии ПБС — от 0,5 до 10 кВт. Обе серии выпускаются с тахогенератором и без него.

Для исполнительных механизмов СУЗ «мокрой» модификации, работающих в среде первого контура реактора, применяется *асинхронный герметичный электродвигатель*. Отличие его от обычных электродвигателей в том, что: между ротором и статором установ-

ливается разделительная герметизирующая рубашка с толщиной стенки 0,2—0,5 мм; ротор выполнен из магнитомягкого сплава, стойкого к воздействию среды первого контура; статор имеет закрытый паз для обмотки. Благодаря закрытому пазу внутренняя полость статора после набора пакета принимает форму сплошного цилиндра. Герметизирующая рубашка при наличии высокого давления в полости ротора опирается на этот цилиндр и совместно с ним обеспечивает герметичность внутренней полости электродвигателя. Толщина герметизирующей рубашки в значительной степени влияет на характеристики двигателя, его КПД. Увеличение

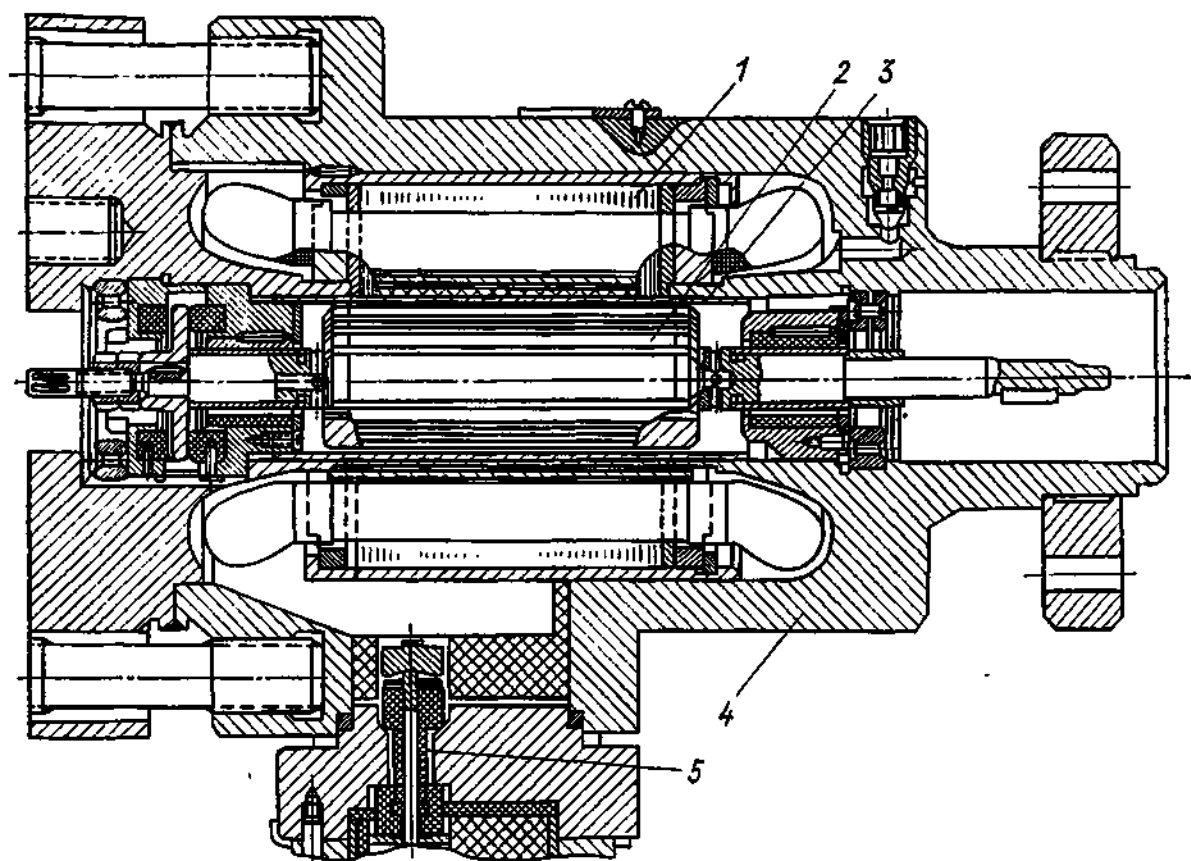


Рис. 5.8. Асинхронный герметичный электродвигатель:

1 — статор; 2 — ротор; 3 — герметизирующая рубашка; 4 — прочный корпус; 5 — герметичный ввод

толщины приводит к значительному снижению электромагнитных связей ротора и статора и, как следствие, к снижению КПД двигателя, увеличению тока холостого хода и т. д. Однако дефекты в рубашке могут привести к серьезной аварии — резкому снижению давления первого контура. Поэтому корпус электродвигателя выполняют таким, чтобы он мог выдерживать давление среды первого контура, сохраняя герметичность при прорыве герметизирующей рубашки. Разрыв герметизирующей рубашки выводит электродвигатель из строя, но не дает развиться более серьезной аварии. Герметизирующие рубашки изготавливаются из коррозион-

но-стойких сталей, обладающих большим удельным электрическим сопротивлением и малой магнитной проницаемостью. Конструкция асинхронного герметичного электродвигателя приведена на рис. 5.8.

Асинхронные электродвигатели с короткозамкнутым ротором, работающие от сети переменного тока частотой 50 Гц или 400 Гц,

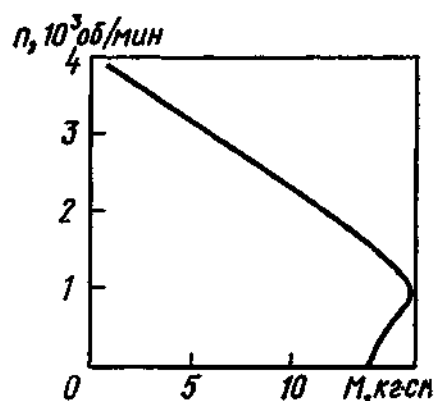


Рис. 5.9. Мягкая механическая характеристика асинхронного электродвигателя

можно спроектировать с жесткой и мягкой механической характеристикой. В первом случае электродвигатель имеет почти постоянную скорость вращения до точки опрокидывания при снижении питающего напряжения, во втором — скорость можно менять в зависимости от питающего напряжения в довольно широком диапазоне. Мягкая механическая характеристика асинхронного двигателя приведена на рис. 5.9. К недостаткам герметичных асинхронных электродвигателей с разделительной рубашкой следует отнести большие потери на вихревые токи в материале рубашки и, как следствие этого, пониженный КПД.

Использование герметичных асинхронных двигателей, хотя и позволяет передать вращение в герметичную полость без применения сальников и других малонадежных уплотняющих средств, однако не решает задачу создания оптимальной конструкции герметичного привода. Асинхронные двигатели имеют большие числа оборотов, что требует установки в первом контуре редуктора с большим передаточным числом. Это снижает надежность привода.

Перечисленные выше недостатки устраняются при использовании шаговых электродвигателей, конструкция которых рассмотрена в следующем параграфе.

Мощность электродвигателей исполнительных механизмов СУЗ. Из условия безопасной работы реактора скорость введения положительной реактивности не должна превышать $0,07\beta_{эф}/с$. Исходя из этого условия, линейная скорость перемещения стержня определяется по формуле

$$v = 0,07\beta_{эф}H/\alpha k_{ст}, \quad (5.1)$$

где H — высота активной зоны; $k_{ст}$ — эффективность полностью погруженного стержня; α — коэффициент, учитывающий эффективность стержня в точке с максимальным изменением реактивности по сравнению со средним. При косинусоидальном распределении потока нейтронов по высоте реактора $\alpha \approx 2$. Если предположить, что эффективность полностью погруженного стержня составляет $0,5\beta_{эф}$, высота реактора равна $H = 2,0$ м, то $v = 0,07\beta_{эф} \cdot 2,0 / (2 \cdot 0,5\beta_{эф}) \approx 0,14$ м/с.

Практически скорость перемещения стержней КС—РР выбирается меньше полученной по формуле (5.1) для обеспечения

возможности одновременного перемещения группы симметричных стержней. Кроме того, меньшая скорость перемещения стержней РР—КС позволяет плавно регулировать энергораспределение в большом реакторе.

Мощность электродвигателя с винтовой или реечной парой определяется формулой

$$N = Mn/97,4\eta \text{ Вт}, \quad (5.2)$$

где M — крутящий момент на реечной или винтовой паре, кг·м; n — число оборотов шестерни или винта; η — КПД всей передачи (редуктора, муфты, гайки и др.). Крутящий момент определяется соотношением

$$M = PD/2, \quad (5.3)$$

где P — усилие на шестерню или винтовую пару, кг; D — диаметр шестерни или винтовой пары, м. Число оборотов приводной пары определяется формулами:

для реечной передачи

$$n = 60 \, v/\pi D \text{ об/мин}; \quad (5.4)$$

для винтовой пары

$$n = 60 \, v/t \text{ об/мин}, \quad (5.5)$$

где t — шаг винтовой пары, м; v — скорость поступательного движения гайки (скорость перемещения стержня), м/с.

При медленных перемещениях используется редуктор с большим передаточным числом, поэтому мощность двигателя с винтовой или реечной парой может не превосходить нескольких сот ватт.

Мощность, необходимая для перемещения стержня АР, зависит от желаемого качества переходного процесса. Приближенно можно принять, что стержень АР совершает синусоидальные колебания с частотой ω и амплитудой A для отработки возмущений по реактивности, возникающих в реакторе. Тогда скорость стержня $v = A\omega \cos \omega t$, ускорение $a = -A\omega^2 \sin \omega t$.

Развиваемая мощность есть $N = Fv$, где $F = ma$ (m — масса стержня). Отсюда

$$N = \frac{mA^2\omega^3 \sin \omega t \cos \omega t \cdot 0,736}{9,81 \cdot 75}, \quad (5.6)$$

где m выражена в кг; A — в м; ω — в с^{-1} ; N — в кВт. Максимальная мощность, развиваемая во время переходного процесса,

$$N_{\text{макс}} = \frac{mA^2\omega^3 \cdot 10^{-2}}{2 \cdot 9,81} \approx 5mA^2\omega^3 \cdot 10^{-4}. \quad (5.7)$$

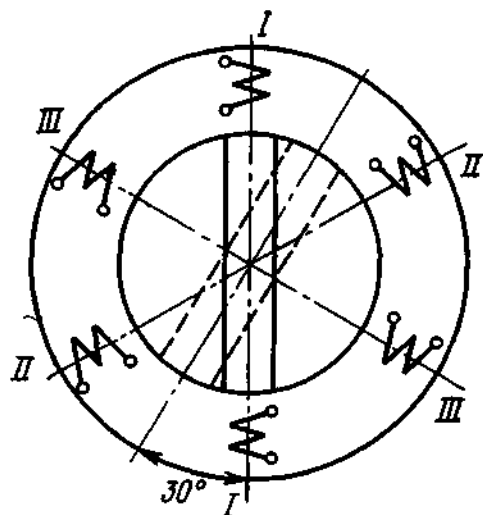
Предположим, что переходной процесс заканчивается в течение полного периода синусоиды, равного 1 с, т. е. $f = \omega/2\pi = 1 \text{ с}^{-1}$.

Для компенсации возмущения реактивности перемещается на 0,5 м стержень АР массой 100 кг. Тогда $N_{\text{макс}} = 5 \cdot 100 \times \times 0,5^2 (2\pi)^3 10^{-4} \approx 3 \text{ кВт}$.

Из формулы (5.7) видно, что увеличение быстродействия АР требует резкого увеличения мощности электропривода, поэтому в каждом случае необходимость увеличения быстродействия должна быть обоснована.

§ 5.4. ЭЛЕКТРОДВИГАТЕЛИ СПЕЦИАЛЬНОГО ИСПОЛНЕНИЯ

Шаговые электродвигатели. В некоторых исполнительных механизмах СУЗ применяются нестандартные электрические двигатели, например, *шаговые двигатели* (ШД). ШД называют конструкцию, состоящую из нескольких электромагнитов поворотного типа, осуществляющую поворот вала на любой заданный угол α посредством многократного поворота его на фиксированный угол $\alpha_{\text{ш}}$, называемый *шагом* двигателя. Одна из возможных схем шагового двигателя изображена на рис. 5.10. Якорь двигателя изготовлен из предварительно намагниченного материала. При включенной



Угол поворота ротора, град	Обмотки управления			
	I	II	III	I
0				
30				
60				
90				
120				
150				

Рис. 5.10. Схема шагового двигателя с пассивным ротором

Рис. 5.11. Диаграмма коммутации обмоток управления шагового двигателя (заштрихованы включенные обмотки)

обмотке статора I якорь двигателя расположится по оси этой обмотки. Примем это положение якоря за начало отсчета угла поворота вала. Если при включенной обмотке I включать также обмотку II, то якорь займет промежуточное положение между осями обмоток I и II, т. е. повернется на 30° . Если далее отключить обмотку I, то якорь расположится по оси обмотки II, повернувшись еще на 30° . Комбинируя далее подобным образом включение соседних обмоток возбуждения, можно заставить якорь повернуться на любой угол, кратный $\alpha_{\text{ш}} = 30^\circ$.

Временная диаграмма коммутации обмоток за один оборот двигателя при вращении его по часовой стрелке приведена на

рис. 5.11. Нетрудно представить себе, что возможно создание аналогичной конструкции, состоящей из любого числа обмоток возбуждения и полюсов якоря, при которых будет получено необходимое значение α_m .

Специфика работы ИМ в ядерных реакторах предъявляет к ШД такие требования, которые в большинстве случаев исключают возможность применения общепромышленных модификаций ШД. Основной особенностью специальных ШД является наличие устройства, надежно герметизирующего полость ротора от полости статора. Поэтому силовые ШД, применяемые в СУЗ ядерных реакторов, принято называть *герметичными*. Герметичное исполнение ШД особенно важно при разработке механизмов управления для корпусных реакторов с водой под давлением. Кроме того, к преимуществам применения силовых ШД в СУЗ ядерных реакторов следует отнести:

- увеличение надежности привода посредством значительного упрощения его кинематической схемы;

- обеспечение большого диапазона регулирования скорости, что особенно важно для систем АР (регулирование скорости ШД осуществляется изменением частоты управляющих импульсов);

- обеспечение высокой точности фиксации регулирующего органа в заданном положении;

- возможность реверсирования направления движения и обеспечения остановки регулирующего органа без выбега;

- возможность удерживать регулирующий орган в любом положении силами электромагнитного поля, что позволяет отказаться от использования муфт и других удерживающих устройств. При этом надежно обеспечивается режим аварийной защиты.

В механизмах управления ядерными реакторами получили распространение четырехфазные шаговые электродвигатели. По сравнению с трехфазным ШД этот двигатель обладает следующими преимуществами: значительно большим тормозным и рабочим моментами; большей точностью отработки шага; большей надежностью; большей восприимчивостью к перегрузкам; меньшими колебаниями ротора при отработке шага.

Увеличение числа фаз свыше четырех нецелесообразно, так как в этом случае усложняется схема управления двигателем и увеличиваются его размеры и масса.

На рис. 5.12 показаны продольное (а) и поперечное (б) сечения герметичного четырехполюсного четырехсекционного (четырефазного) ШД, как наиболее характерного для исполнительных механизмов СУЗ. Двигатель имеет полюса статора 1 и ротора 3 в каждой из четырех секций (фаз), разнесенных по длине двигателя. Разделительным чехлом служит толстостенная труба 2 (толщиной 5—20 мм) из немагнитной стали, в которую вварены полюса статора. Роль внешнего магнитопровода выполняет кожух двигателя 6 из магнитомягкого материала. Обмотки секций выполнены в виде четырех катушек 5, надетых на полюса статора. Роторы секций имеют общий вал 7, а их полюса развернуты от-

носителем полюсов ротора соседней секции на угол $22,5^\circ$. У восьмиполюсного ШД полюса соседних секций развернуты на $11,25^\circ$.

При подаче питания на одну из секций ШД магнитный поток в ней замыкается через соответствующий магнитный ротор, создавая синхронизирующий магнитный момент в рабочем воздушном зазоре. Так как полюса роторов соседних секций развернуты друг относительно друга на определенный угол, то при поочередном включении обмоток секций (и отключении предыдущих) ротор данной секции поворачивается на определенный угол. Специальный коммутатор управления поочередно включает секции, что при-

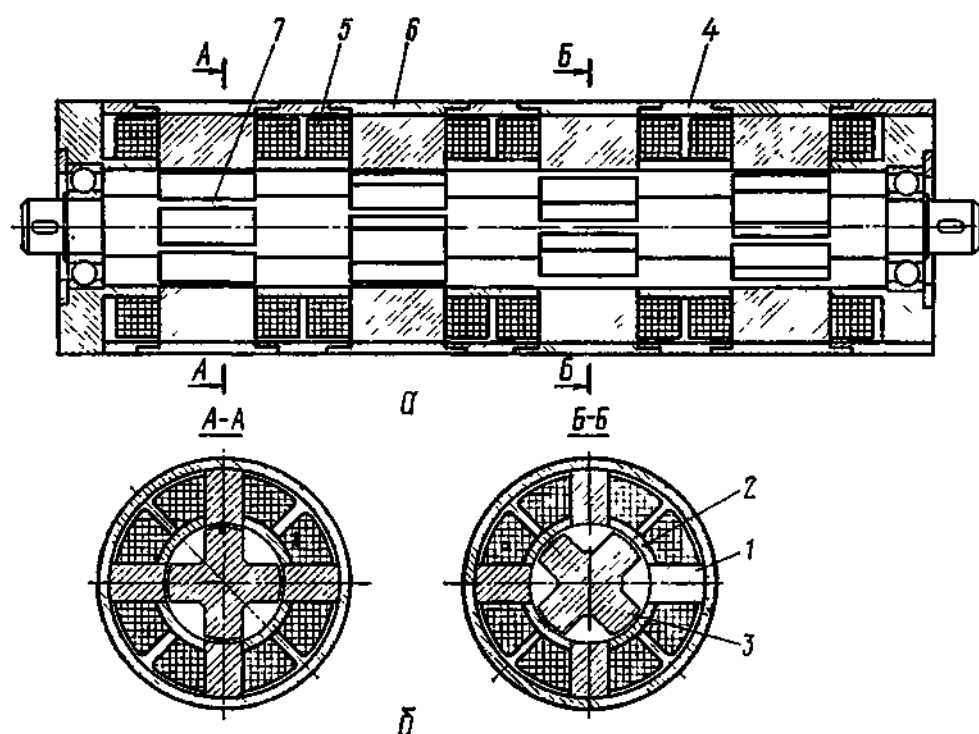


Рис. 5.12. Герметичный четырехполюсный четырехфазный ШД

водит к непрерывному шаговому вращению ротора. При увеличении частоты включения обмоток секций вращение становится плавным. Таким образом, герметичный ШД является синхронным двигателем. Смена направления вращения ШД осуществляется изменением очередности включения секций. Ротор останавливается без выбегов при подаче постоянного напряжения питания на одну из секций. На рисунке показаны немагнитные разделительные секции 4, служащие для уменьшения потока рассеяния через соседние секции.

Особенностью ШД герметичного исполнения являются небольшой внешний диаметр при значительной аксиальной длине. Такой двигатель легче разместить на крышке корпуса ядерного реактора. Проектируют ШД с числом полюсов $k=6$ и $k=8$, а иногда и больше. Достоинства многополюсных ШД: увеличение числа полюсов приводит к росту статического момента; улучшение скоростных характеристик двигателя; уменьшение шага, а следовательно, улучшение точности при небольших поворотах вала.

Кинематическая схема ИМ с ШД наиболее проста в случае использования регулирующего органа поворотного типа (управляющего барабана). При поступательном движении регулирующего органа (стержень регулирования) целесообразно применение ЛШД. В этом случае, как уже отмечалось, нет необходимости в преобразовании вращательного движения в поступательное. Намагничивающие обмотки, включающие в себя удерживающие и захватывающие катушки, уложены в кольцевые пазы вдоль трубы, изготовленной из мягкого магнитного материала. Наружный корпус двигателя служит одновременно стенкой внешней камеры, воспринимающей рабочее давление. Движущее магнитное поле в обмотках статора создается не в радиальном, а в аксиальном направлении, и якорь получает не вращательное, а поступательное движение. При этом якорь двигателя перемещается шагами. Перемещение якоря в том или ином направлении обеспечивается захватывающими катушками, а фиксация в определенном положении — удерживающими.

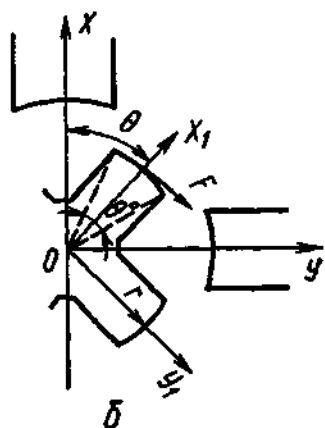
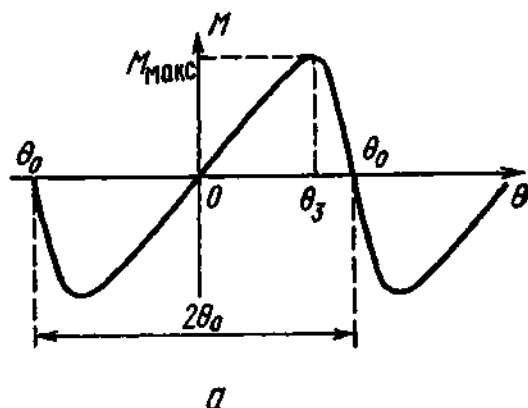


Рис. 5.13. К определению статической характеристики секции шагового двигателя:

а — зависимость статического момента секции от угла поворота ротора, $M = \varphi(\theta)$; б — положение секции

Основные характеристики у герметичных ШД такие же, как и у общепромышленных ШД. Статической характеристикой является зависимость статического синхронизирующего момента M от угла поворота ротора θ . Основная динамическая характеристика ШД — зависимость динамического синхронизирующего момента M_d от числа оборотов ротора n . Характер зависимости $M = f(\theta)$ показан на рис. 5.13,а. К ротору приложена по касательной сила F (рис. 5.13,б), которая создает момент нагрузки $M_M = Fr$, где M_M — механический момент нагрузки, r — радиус ротора. Момент нагрузки уравнивается электромагнитным синхронизирующим моментом включенной секции, т. е. $M_M = M$. Точка O на рис. 5.13,а является точкой устойчивого равновесия ротора, т. е. при $\theta \leq \pm \theta_0$ ротор возвращается после снятия силы F в точку $\theta = 0$. Момент, соответствующий отклонению ротора на угол θ_3 , — максимальный. При $\theta > \theta_3$ синхронизирующий момент уменьшается, что объясняется действием соседнего полюса статора. Положение $\theta = \theta_0$ неустойчиво, и если ротор не удерживать в этом положении ис-

кусственно, то он развернется в ту или другую сторону на угол θ или θ' до положения устойчивого равновесия. Такие же статические характеристики имеют и другие секции электродвигателя, но они сдвинуты относительно соседних на угол $\theta_{сд} = 360/kp$, где k — число полюсов в секции ШД, p — число секций ШД.

Возможны следующие схемы включения ШД:

- а) *последовательная* схема поочередного включения секций (условное обозначение «1—1—1»);
- б) *последовательно-параллельная*, при которой под напряжением поочередно находятся то одна, то две секции («1—2—1»);
- в) *параллельная* схема одновременного включения двух секций («2—2—2»).

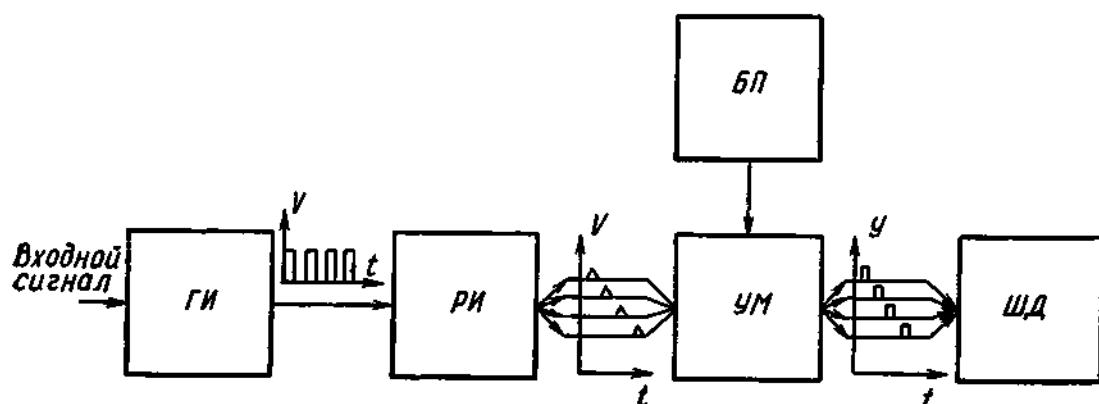


Рис. 5.14. Структурная схема коммутатора управляющих импульсов

От принятой схемы включения секций зависит шаг ротора. Для четырехполюсного ШД угол сдвига составляет $22,5^\circ$, а шаг равен $22,5^\circ$ (схема «в») или $11,25^\circ$ (схема «б»).

Управление ШД. Управление ШД осуществляется с помощью коммутаторов управляющих импульсов. Принцип работы коммутатора управляющих импульсов поясним на примере структурной схемы коммутатора для управления четырехфазным ШД (рис. 5.14).

Установка состоит из генератора импульсов (ГИ), распределителя импульсов (РИ), усилителя мощности (УМ), блока питания (БП) и герметичного ШД. ГИ вырабатывает импульсы напряжения прямоугольной формы, частота которых (в Гц) определяет скорость вращения ротора ШД и подсчитывается по формуле $f_{ги} = kpn/60$. РИ распределяет импульсы, выработанные генератором, по каналам, число которых равно числу секций ШД. УМ питает в определенной последовательности обмотки секций ШД импульсами постоянного тока с частотой в общем канале $f_{ги}$. Частота следования импульсов (в Гц) в каждой из секций равна $f_c = pn/60$. Длительность импульса питания (в с) подсчитывается по формуле

$$T = 60m/(npk),$$

где m — коэффициент, зависящий от схемы питания: для схемы «1—1—1» $m=1$; для схемы «1—2—1» $m=3/2$; для схемы «2—2—2» $m=2$.

Блок питания обычно является выпрямителем, а также выполняет функции усилителя обратной связи и стабилизатора тока в зависимости от скорости вращения ротора ШД. Стабилизация вводится для того, чтобы устранить завал характеристики двигателя $M_d = f(n)$, которая резко падает с увеличением числа оборотов n , так как ток не успевает достигнуть установившегося значения при большой индуктивной нагрузке и наличии вихревых токов в герметичных ШД.

§ 5.5. КОНЦЕВЫЕ ВЫКЛЮЧАТЕЛИ И УКАЗАТЕЛИ ПОЛОЖЕНИЯ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ

Концевые выключатели. Одним из основных элементов ИМ являются концевые выключатели (КВ). На большинстве ИМ устанавливаются выключатели для индикации крайних и некоторых промежуточных положений органа регулирования.

КВ в ИМ ядерных реакторов выполняет следующие функции: отключает электродвигатель при достижении органом регулирования промежуточных или крайних положений; сигнализирует о достижении крайних и промежуточных положений; выдает сигнал в систему автоматического управления другими механизмами.

В КВ перемещение исполнительного органа преобразуется в электрический сигнал. Существует много методов такого преобразования: ферромагнитные, электромеханические, магнитоstrictionные, емкостные и др. В исполнительных механизмах СУЗ ядерных реакторов в качестве КВ применяются в основном ферромагнитные и электромеханические преобразователи.

Специфика ядерных реакторов предъявляет к КВ исполнительных механизмов повышенные требования: надежность и долговечность в эксплуатации; минимальные габариты; исключение возможности ложных срабатываний.

В ИМ ядерных реакторов широко используются контактные КВ. На движущемся узле механизма укрепляют кулачок-упор, который в определенной точке пути нажимает на толкатель, замыкая или размыкая контакты. После прекращения нажима контакты возвращаются в первоначальное положение под действием пружины.

В ИМ наибольшее применение из механических контактных датчиков находят микропереключатели. Они отличаются высокой точностью срабатывания при слабых нажатиях. В настоящее время микропереключатели находят широкое применение в исполнительных механизмах «сухого» типа.

За последние годы получают все большее применение контактные переключатели с переключением контактов при помощи постоянных магнитов. Магнитоуправляемые контакты (герконы) представляют собой миниатюрный стеклянный баллон 1 (рис. 5.15) с впаянными ферромагнитными (из пермаллоя) пластинами 2, имеющими между поверхностями концов, запаянных в баллон, зазор 3. Внешние концы пластин 2 служат для припайки к ним

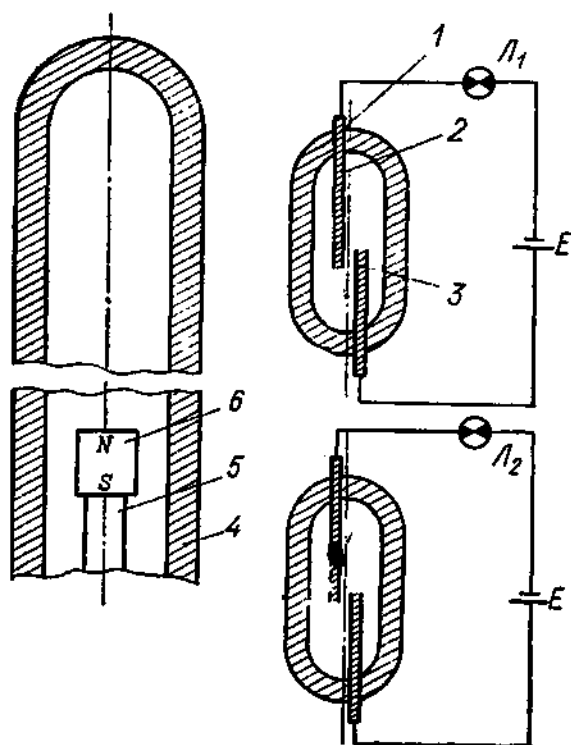


Рис. 5.15. Применение магнитоуправляемых контактов в качестве КВ линейно-перемещающегося стержня регулирования

соединительных проводов. На рис. 5.15 показано применение магнитоуправляемых контактов в качестве КВ стержня регулирования. Внутри герметичного чехла 4 перемещается рабочий орган 5 (винт или рейка) ИМ, на конце которого размещен постоянный магнит 6. Перемещение постоянного магнита вблизи магнитоуправляемого контакта вызывает его срабатывание и зажигание лампочек L_1 или L_2 . Небольшая намагничивающая сила срабатывания контактов позволяет применять большие зазоры между постоянным магнитом и контактом, т. е. возможна надежная работа их в исполнительном механизме, исполнительные органы которого отделены от внешней среды немагнитным толстостенным чехлом.

В качестве КВ исполнительных механизмов применяются

также индуктивные и трансформаторные датчики.

Принцип действия индуктивных преобразователей механического перемещения в электрический сигнал основан на изменении индуктивного сопротивления преобразователя вследствие изменения сопротивления его магнитной цепи.

На рис. 5.16,а приведена конструкция индуктивного датчика соленоидного типа. Датчик представляет собой обмотку 1, заклю-

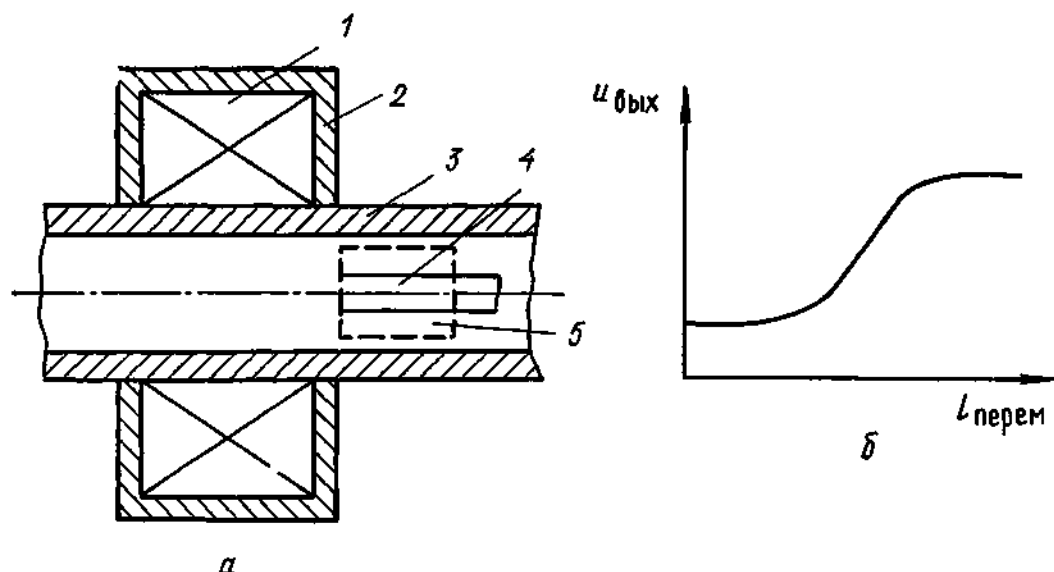


Рис. 5.16. Соленоидный индуктивный датчик (а) и его выходная характеристика (б)

ценную в магнитопровод 2. Датчик надевается на герметичный немагнитный чехол 3 исполнительного механизма, внутри которого перемещается якорь 4 из ферромагнитного материала.

Выходная характеристика датчика представлена на рис. 5.16,б.

Для увеличения точности срабатывания КВ на конец винта или рейки ИМ насаживается ферромагнитный якорь 5.

Трансформаторные датчики представляют собой устройства, в которых перемещение воздействующего элемента изменяет индуктивную связь между двумя системами обмоток. По конструкции и характеристикам трансформаторные датчики близки к индуктивным.

Указатели положения (УП) стержней регулирования. В ИМ ядерных реакторов применяют различные виды и конструкции УП. Выбор УП определяется условиями сочетания датчика с элементами привода и измерительного устройства, а также техническими требованиями в отношении точности, чувствительности, диапазона измерений, условий работы и др.

В УП можно выделить следующие основные узлы: датчик положения (чувствительный элемент), измеритель, показывающий прибор и источник питания.

Применяются следующие типы датчиков: *индуктивные*, работа которых определяется изменением индуктивных сопротивлений обмоток при перемещении воздействующего элемента; трансформаторные, основанные на изменении ЭДС в катушке при перемещении воздействующего элемента. В зависимости от вида перемещения воздействующего элемента датчики УП подразделяются на датчики *угловых перемещений* и *линейных*.

УП бывают *непрерывного* и *дискретного* действия. Питание датчиков УП осуществляется переменным током, а в тех случаях, когда нужно контролировать быстрые перемещения, — постоянным.

Одним из основных требований к УП является требование самосинхронизации. Это значит, что не должно быть потери информации при любых видах неисправностей как в системе УП (например, при временном исчезновении питания), так и в самом ИМ (например, заклинивание вала двигателя или стержня регулирования). В любом режиме работы ИМ система УП должна давать достоверную информацию о местоположении исполнительного органа. Лучше всего этому требованию отвечает индукционная самосинхронизирующая передача. В ее состав входят следующие устройства: устройство преобразования угла поворота вала в соответствующий ему электрический сигнал (сельсин-датчик); приемное устройство, воспринимающее сигналы датчика (сельсин-приемник); линия связи, служащая для передачи сигналов датчика к приемнику.

В ИМ «сухого» исполнения нет проблем в конструировании такой передачи: в этом случае соединение сельсин-датчика с валом ИМ механическое. В герметичных приводах для передачи момента вращения через немагнитную стенку на вал сельсин-датчика применяется магнитная муфта. Она состоит из двух постоянных магнитов, один из которых связан с механизмом привода и располо-

жен внутри герметичного объема, а второй установлен снаружи и механически связан с сельсин-датчиком. При вращении постоянного магнита, находящегося внутри герметичного объема, вращается и второй постоянный магнит.

Сельсин-датчики соединяют линиями связи с сельсин-приемниками, устанавливаемыми на пульте управления. При повороте ротора сельсин-датчика на его фазных обмотках индуцируются ЭДС и по линиям связи протекают уравнивающие токи, заставляющие повернуться на такой же угол и ротор сельсин-приемника, на валу которого укреплен стрелка указателя положения.

Для индикации линейных перемещений используется индуктивный датчик. Индуктивная катушка насаживается на герметичный чехол ИМ, внутри которого перемещается ферромагнитный сердечник. Ферромагнитным сердечником является винт или рейка исполнительного механизма. Для увеличения чувствительности линейный индуктивный датчик включают в схему моста.

§ 5.6. УДЕРЖИВАЮЩИЕ И ТОРМОЗНЫЕ УСТРОЙСТВА

При срабатывании АЗ регулирующие органы приобретают во время движения значительную кинетическую энергию. Во избежание ударных нагрузок на элементы привода предусматривают специальные тормозные или демпфирующие устройства, обеспечивающие плавное торможение регулирующего органа в конце хода. Кинетическая энергия регулирующего органа и связанных с ним перемещаемых элементов привода должна, как правило, необратимо преобразоваться при торможении, например, в работу сил трения, в тепловую энергию и т. п.

Наибольшее распространение в механизмах управления ядерных реакторов получили фрикционные тормозные устройства. Рассмотрим конструкцию такого устройства на примере универсального сервопривода, широко применяемого на многих реакторах. Конструкция этого сервопривода показана на рис. 5.17. Привод осуществляет функции компенсации реактивности и аварийной защиты. В качестве преобразователя движения используется пара барабан — трос. Основным элементом привода является фрикционная электромагнитная муфта, выполняющая функции удерживающего устройства и тормоза. Фрикционный диск 3 смонтирован на валу 8, связанном с барабаном, к которому подвешен регулирующий орган. Когда электромагнит включен, фрикционные диски поджаты и при вращении двигателя движение через муфту передается регулирующему органу. При аварийной ситуации электромагнит обесточивается, фрикционные диски расходятся и регулирующий орган под действием силы тяжести падает в активную зону реактора, раскручивая вал 8 с диском 3; по винтовой резьбе вала 8 перемещается гайка 7, удерживаемая от проворота упором 9. В конце хода регулирующего органа гайка 7 начинает перемещать втулку 5, которая, сжимая пружину 6, прижимает вращающийся

тормозной диск 3 к неподвижному диску 2, обеспечивая тем самым плавное торможение системы.

Изложим методику расчета электромагнитной муфты. Падающий с высоты H регулирующий орган массой G обладает энергией $A=GH$. Очевидно, что при торможении эта энергия переходит в работу сил трения фрикционных дисков и винтовой пары:

$$A=A_{\text{ф.д}}+A_{\text{в.п.}} \quad (5.8)$$

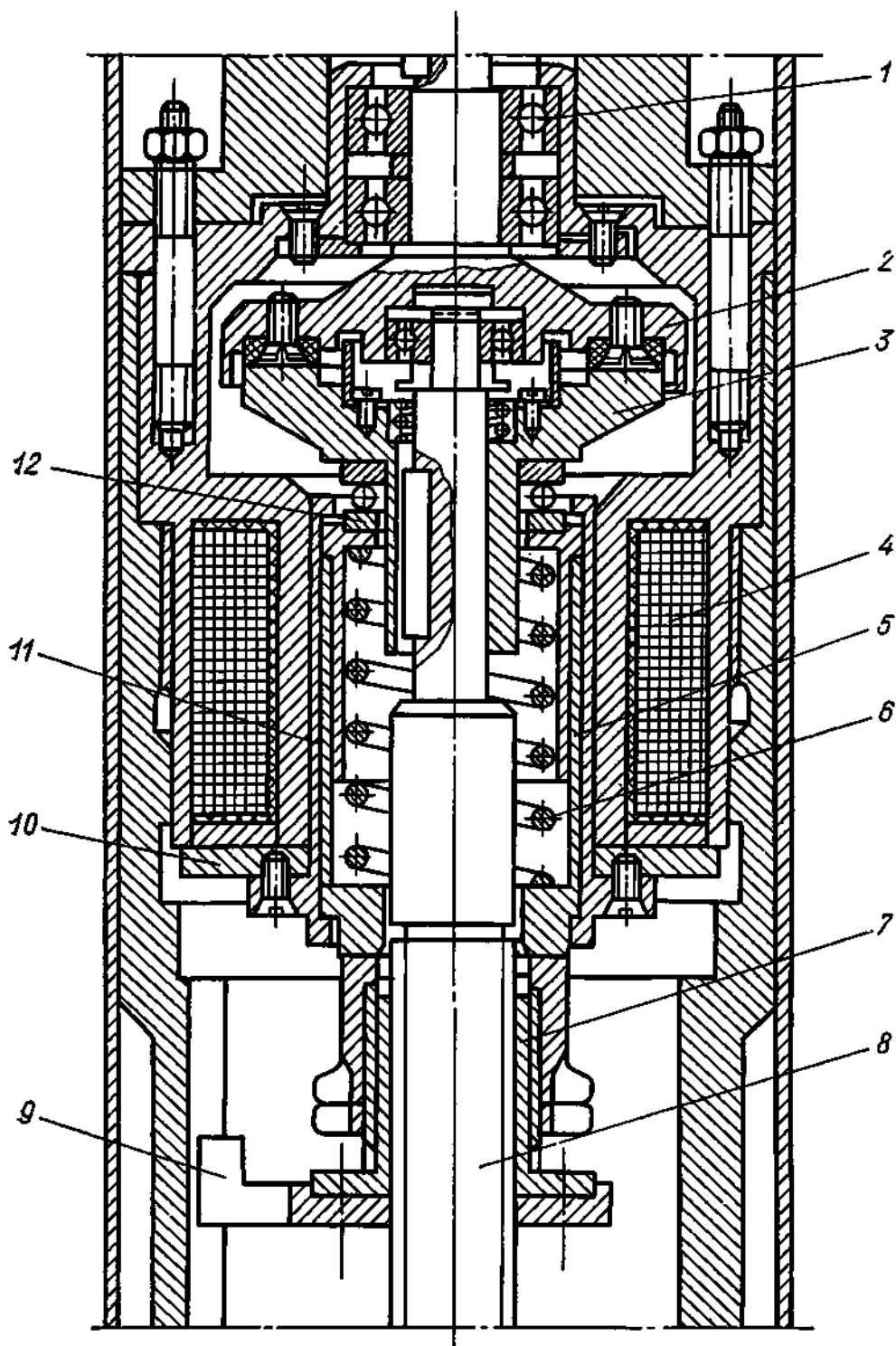


Рис. 5.17. Электромагнитное удерживающее и тормозное устройство:

1 — радиальный подшипник; 2 — ведущий фрикционный диск; 3 — ведомый фрикционный диск; 4 — обмотка электромагнита; 5 — втулка; 6 — пружина; 7 — гайка ходовая; 8 — вал; 9 — упор; 10 — якорь электромагнита; 11 — стакан; 12 — упорный подшипник

Усилие прижатия фрикционных дисков и усилие прижатия гайки к винту создается пружиной, имеющей характеристику

$$P_{\text{пр}} = Cx, \quad (5.9)$$

где x — прогиб пружины; C — жесткость пружины: $C = d^4 G_y / [8(D-d)^3]$, здесь G_y — модуль упругости; d — диаметр проволоки; D — наружный диаметр пружины.

При расчетах необходимо соблюдать условие, чтобы напряжение пружины τ не превышало допускаемое $\tau_{\text{доп}}$, т. е. чтобы

$$\tau = 8P_{\text{макс}}(D-d) / (\pi d^3) < \tau_{\text{доп}}, \quad (5.10)$$

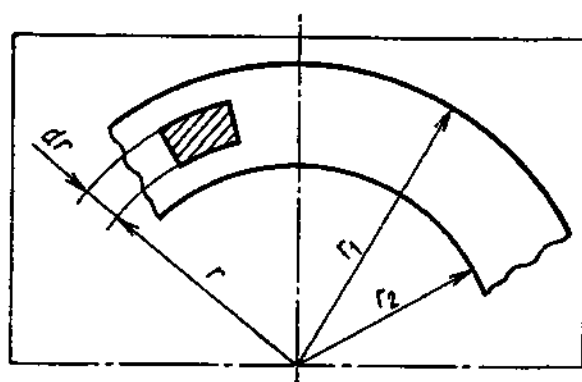
где $P_{\text{макс}}$ — максимальное усилие пружины.

Усилие пружины на перемещение x , соответствующее зоне торможения регулирующего органа $h_{\text{торм}}$, изменяется от значения предварительного поджатия $P_1 = Cx_0$ до значения $P_2 = C(x_0 + x)$.

Можно принять, что за время торможения действует некоторое среднее усилие

$$P_{\text{ср}} = (P_1 + P_2) / 2 = C(x_0 + x/2). \quad (5.11)$$

Рис. 5.18. Схема расчета момента электромагнитной удерживающей муфты



Работа сил трения в винтовой паре равна

$$A_{\text{в.п}} = P_{\text{ср}} l \operatorname{tg}(\alpha + \rho); \quad \mu = \operatorname{tg} \rho, \quad (5.12)$$

где μ — коэффициент трения; ρ — угол трения. Перемещение равно

$$l = sn_{\text{в}} / \sin \alpha, \quad (5.13)$$

где s — шаг винта; $n_{\text{в}}$ — число витков резьбы, соответствующее зоне торможения. Тогда

$$A_{\text{в.п}} = P_{\text{ср}} sn_{\text{в}} \frac{\operatorname{tg}(\alpha + \rho)}{\sin \alpha}. \quad (5.14)$$

Рабочие поверхности фрикционных дисков имеют форму плоского кольца (рис. 5.18). Удельное давление равно

$$P_{\text{уд}} = P_{\text{ср}} / [\pi(r_1^2 - r_2^2)]. \quad (5.15)$$

Момент трения для элемента шириной dr есть

$$dM = \mu_{\text{ф}} P_{\text{уд}} 2\pi r^2 dr,$$

где $\mu_{\text{ф}}$ — коэффициент трения фрикционных дисков; r — радиус кольцевого элемента. Полный момент трения равен

$$M_{\text{тр}} = \int_{r_2}^{r_1} dM = \frac{2}{3} \pi \mu_{\text{ф}} P_{\text{уд}} (r_1^3 - r_2^3). \quad (5.16)$$

Подставив в (5.16) значение $P_{уд}$, получим

$$M_{тр} = \frac{2}{3} \mu_{\phi} P_{ср} \frac{r_1^3 - r_2^3}{r_1^2 - r_2^2} = \frac{2}{3} \mu_{\phi} P_{ср} R_{экр}. \quad (5.17)$$

Здесь $R_{экр} = (r_1^3 - r_2^3) / (r_1^2 - r_2^2)$ — эквивалентный радиус.

Таким образом, усилие трения между дисками равно

$$F_{тр} = M_{тр} / R_{экр} = (2/3) \mu_{\phi} P_{ср}. \quad (5.18)$$

Эта сила трения производит работу

$$A_{\phi} = F_{тр} 2\pi R_{экр} n_{диск} = F_{тр} 2\pi R_{экр} n_{бар} i, \quad (5.19)$$

где $n_{диск}$ — число оборотов фрикционного диска на пути торможения; $n_{бар}$ — число оборотов барабана на пути торможения; i — передаточное число от барабана к фрикционному диску.

Число оборотов барабана на пути торможения $h_{торм}$ равно

$$n_{бар} = h_{торм} / (\pi D_{бар}), \quad (5.20)$$

где D — диаметр барабана. Тогда работа трения фрикционных дисков будет равна

$$A_{\phi} = (4/3) \mu_{\phi} P_{ср} R_{экр} (h_{торм} / D_{бар}) i. \quad (5.21)$$

При предварительных расчетах работой сил трения в винтовой паре можно пренебречь и работу трения приравнять к энергии падающего регулирующего органа

$$GH = \frac{4}{3} \mu_{\phi} \left(Cx_0 + \frac{Cx}{2} \right) R_{экр} \frac{h_{торм}}{D_{бар}} i. \quad (5.22)$$

Задаваясь конструктивными параметрами привода, из последнего соотношения можно определить жесткость пружины или эквивалентный радиус фрикционных дисков.

Окончательные конструктивные параметры определяются уточненным расчетом с учетом приведенных соотношений.

Недостатком электромагнитного удерживающего и тормозного устройства, показанного на рис. 5.17, является трудность выбора параметров пружины, удовлетворяющих как требованиям удержания регулирующего органа, так и его торможения. На рис. 5.19 приведена конструкция электромагнитного устройства с двумя различными пружинами: верхняя предназначена для удержания, а нижняя — для торможения регулирующего органа. Если верхняя пружина более жесткая, то усилие тормозной пружины будет передаваться фрикционным дискам через эту пружину; если верхняя пружина менее жесткая, то при торможении выберется зазор Δ (см. рис. 5.19) между двумя чашками и усилие торможения будет передаваться, минуя верхнюю пружину.

При определении полного момента трения, создаваемого многодисковым тормозом, необходимо учесть число соприкасающихся поверхностей трения z , т. е.

$$M_{тр} = \frac{2}{3} \mu_{\phi} P_{ср} z \frac{(r_1^3 - r_2^3)}{(r_1^2 - r_2^2)}, \quad (5.23)$$

или $M_{тр} = (2/3) \mu_{\phi} P_{ср} z R_{экр}$.

Соответственно и работа трения фрикционных дисков будет

$$A_{\phi} = \frac{4}{3} \mu_{\phi} P_{\text{ср}} z R_{\text{ср}} \frac{h_{\text{тр}}}{D_{\text{бар}}} i. \quad (5.24)$$

Сжатие пружины при включении электромагнита

$$S_{\text{п}} = lz. \quad (5.25)$$

Здесь $l = (0,05 \div 0,1)$ мм — зазор между трущимися поверхностями.

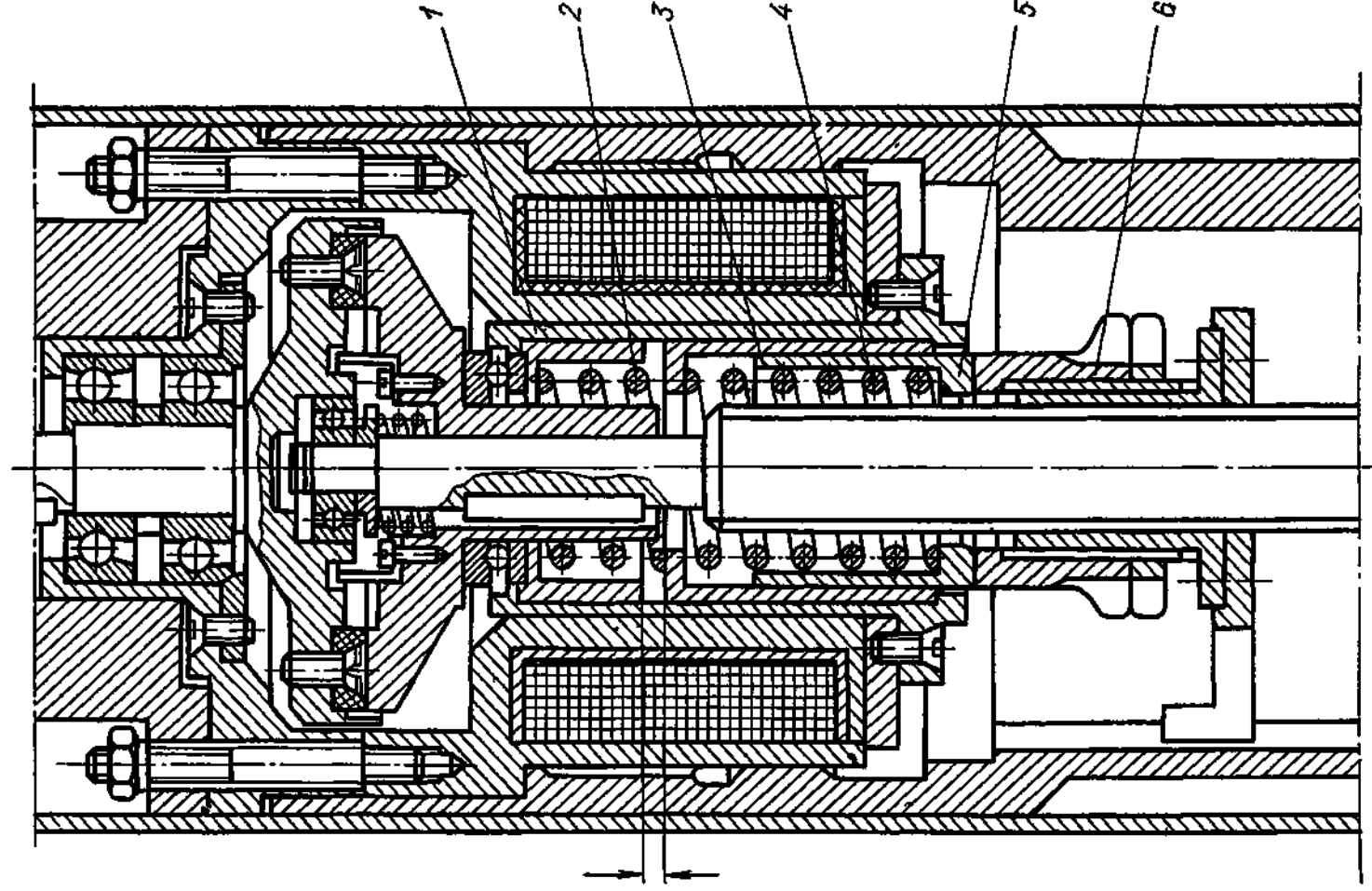


Рис. 5.19. Электромагнитное удерживающее и тормозное устройство с двумя пружинами

Основные расчетные зависимости, приведенные для электромагнитного устройства, показанного на рис. 5.17, справедливы и для устройства с двумя пружинами. Это устройство (см. рис. 5.19)

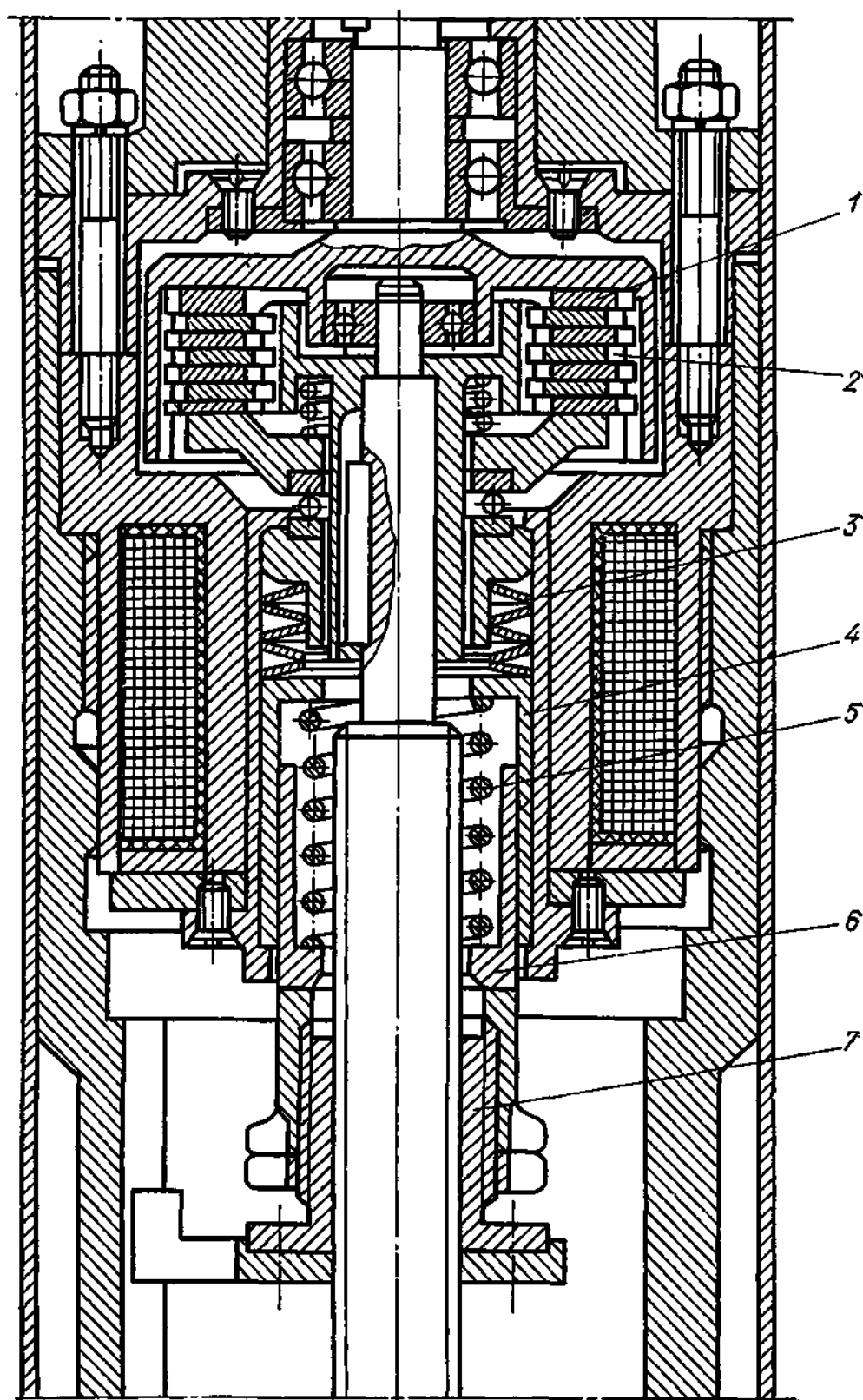


Рис. 5.20. Электромагнитное удерживающее и тормозное устройство с многодисковым тормозом

имеет стакан 1, в котором установлены две пружины 2 и 4, отделенные друг от друга стаканом 3. При включении электромагнита сцепление дисков осуществляется более жесткой пружиной 2, а при торможении усилие создается менее жесткой пружиной 4 (рассчитанной на большой прогиб), сжимаемой в стакане 5 под действием гайки 6. Иногда размеры привода не позволяют двумя фрикционными дисками создать необходимую силу трения. В этом случае используют многодисковый фрикционный тормоз.

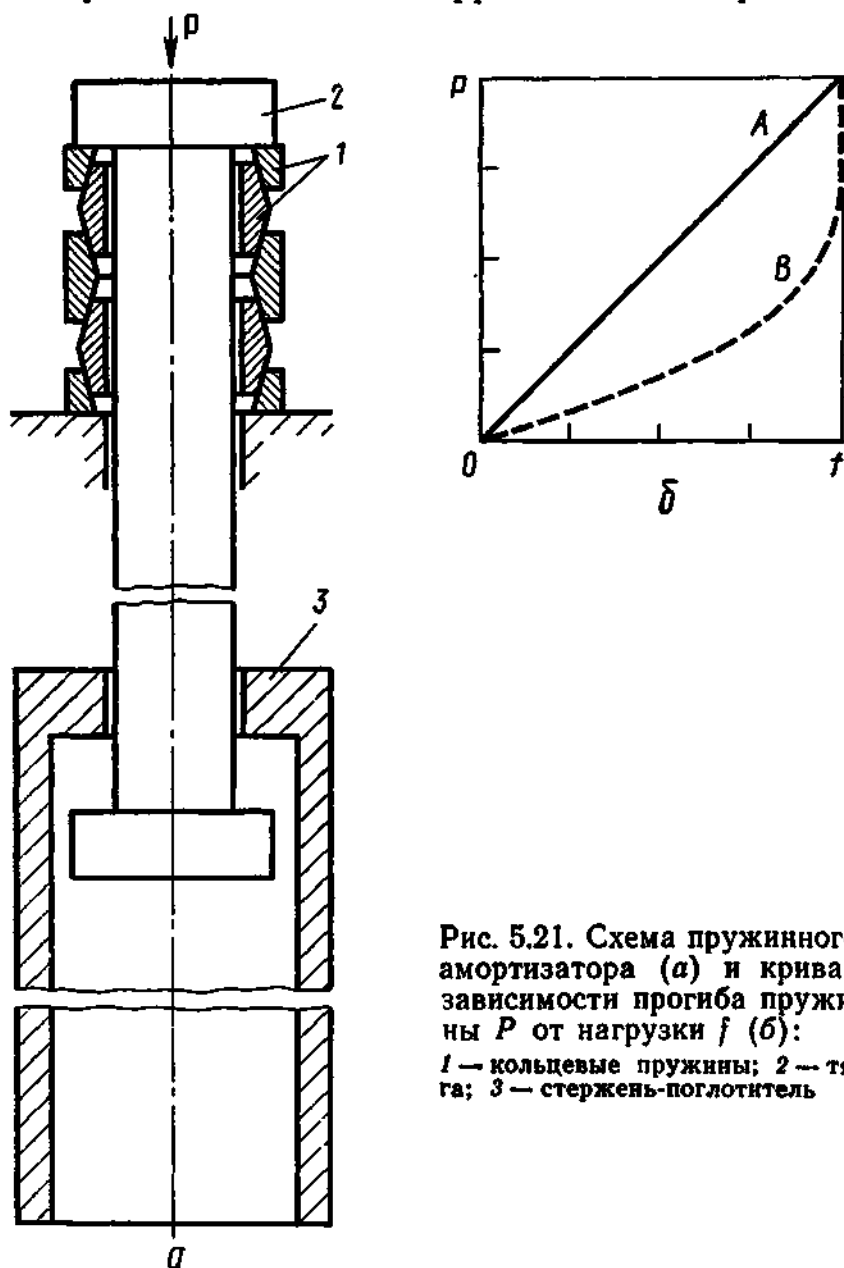


Рис. 5.21. Схема пружинного амортизатора (а) и кривая зависимости прогиба пружины P от нагрузки f (б):
1 — кольцевые пружины; 2 — тяга; 3 — стержень-поглотитель

На рис. 5.20 показано электромагнитное удерживающее и тормозное устройство с многодисковой фрикционной муфтой и с двумя пружинами. Для удержания регулирующего органа здесь используются тарельчатые пружины, занимающие меньше места. Это устройство позволяет при относительно небольших усилиях и размерах электромагнита создать значительные тормозные моменты муфты. Многодисковая муфта имеет диски 1, связанные с са-

мотормозящим редуктором, и диски 2, связанные с барабаном привода. При включении электромагнита сжимаются пружины 3 и муфта сцепляется. При торможении гайка 7, действуя на стакан 6, сжимает тормозную пружину 5, которая через стакан 4 и более жесткие пружины 3 передает усилие вращающимся дискам 2, при трении которых о неподвижные диски происходит торможение регулирующего органа.

Пружинный амортизатор. Для торможения регулирующих органов на некоторых реакторах применяются пружинные амортизаторы с кольцевыми пружинами. Схематически конструкция такого устройства показана на рис. 5.21,а.

Под действием осевой нагрузки, создаваемой регулирующим органом, кольца опираются друг на друга коническими поверхностями. Внешние кольца растягиваются, а внутренние сжимаются, при этом возникают большие силы трения, так как угол конусов β больше угла трения $\rho = \arctg \mu$ (где μ — коэффициент трения). Пружина за счет сил упругости восстанавливает свои прежние размеры.

Характеристика кольцевой пружины приведена на рис. 5.21,б. Линия OA соответствует процессу нагружения, линия ABO — разгрузке. Работа сил трения, переходящая в теплоту (площадь под кривой ABO), составляет 60—70% полной работы нагружения пружины.

В данном примере энергия, развитая стержнем 3, в основном поглощается тягой 2 и комплектом кольцевых пружин 1. При этом уравнения движения имеют вид

$$m_1 d^2 x_1 / dt^2 = \lambda_2 (x_2 - x_1) - \lambda_1 x_1; \quad (5.26)$$

$$m_2 d^2 x_2 / dt^2 = -\lambda_2 (x_2 - x_1), \quad (5.27)$$

где m_1 — масса сборки кольцевых пружин; x_1 — прогиб кольцевой пружины; m_2 — масса стержня и тяги; x_2 — перемещение тяги; λ_1 — усилие на единицу прогиба кольцевых пружин (жесткость); λ_2 — жесткость тяги.

С учетом этих уравнений можно рассчитать напряжение в тяге.

Прогиб пружины под нагрузкой P при количестве конусных поверхностей z определяется так:

$$f = \frac{z}{2\pi \operatorname{tg} \beta \operatorname{tg} (\beta + \rho)} \left(\frac{D_H}{F_H} + \frac{D_B}{F_B} \right) \frac{P}{E}. \quad (5.28)$$

Здесь D_H , F_H , D_B , F_B — соответственно внешние диаметры и площади поперечных сечений наружного и внутреннего колец; E — модуль упругости.

Поглощаемая пружиной энергия определяется из выражения

$$\Delta u = (1/2) k P f, \quad (5.29)$$

где k — коэффициент, учитывающий работу сил трения: $k \approx 0,6 + 0,7$.

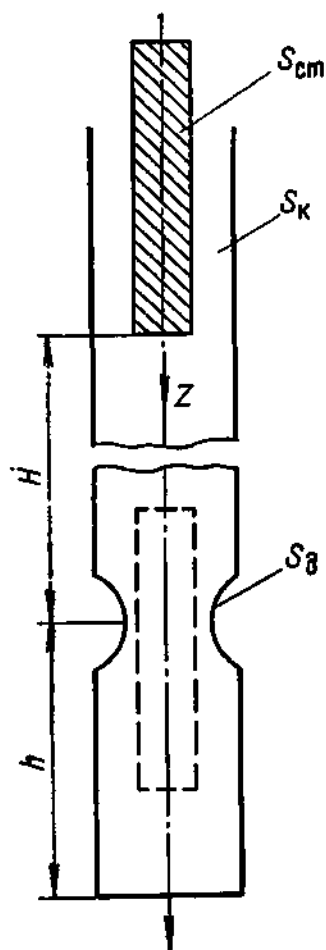


Рис. 5.22. Схема расчета свободного падения стержня АЗ в канале с жидкостью

Гидравлические амортизаторы широко используются в исполнительных механизмах, работающих в реакторах с водой под давлением или в охлаждаемых водой реакторах канального типа.

На рис. 5.22 показана элементарная схема канала, в котором обеспечивается гидравлическое торможение в конце пути падения стержня АЗ. Роль гидравлического тормоза выполняет узкое сечение. Когда стержень АЗ достигает узкого сечения, гидравлическое сопротивление резко возрастает и скорость падения стержня уменьшается. Расчет скорости, времени падения и времени торможения стержня АЗ проводится посредством решения дифференциального уравнения движения стержня в канале. В простейшем случае, когда нет потока жидкости через канал, на участке от 0 до H :

а) время падения стержня в зависимости от координаты z

$$t = \text{Arch exp } (bz)/\sqrt{ab}; \quad (5.30)$$

б) скорость падения стержня в зависимости от времени

$$z = \sqrt{a/b} \text{th } (\sqrt{abt}); \quad (5.31)$$

в) скорость падения стержня в зависимости от координаты

$$\dot{z} = \sqrt{(a/b) [1 - \exp(-2bz)]}, \quad (5.32)$$

где $a = \frac{P_{ст} - V\gamma}{P_{общ}}$; $b = \xi \frac{\gamma S_{ст}}{2P_{общ}} \left(\frac{S_k}{S_k - S_{ст}} \right)^2$; $P_{общ}$ — общая масса

стержня регулирования и воды, участвующей в движении; $P_{ст}$ — масса стержня; V — объем вытесняемой воды; γ — плотность воды; ξ — приведенный коэффициент гидравлического сопротивления; $S_{ст}$ — площадь поперечного сечения стержня; S_k — площадь поперечного сечения канала.

Из формулы (5.32) следует, что z , начиная с нулевого значения, возрастает, а затем с увеличением z стремится к постоянной величине $\sqrt{a/b}$. При $z=H$ скорость движения начинает уменьшаться вследствие резкого увеличения гидравлического сопротивления.

Длина пути торможения и время торможения определяются формулами

$$h = (1/q) \ln (\omega_n / \omega_{уд}); \quad (5.33)$$

$$t = (1/q) (1/\omega_{уд} - 1/\omega_n), \quad (5.34)$$

где w_n — скорость стержня в момент достижения им узкого сечения ($z=H$); $w_{уд}$ — скорость стержня на дне канала в момент удара; $w_{уд}=m \sqrt{P_{уд}l/E_s}$ (E_s — модуль упругости материала стержня, l — длина стержня); m — величина допустимой перегрузки при ударе ($P_{уд}=mP$); $P_{уд}$ — усилие на стержень при ударе;

$q=\xi \frac{\gamma}{g2P} \frac{S_{ст}^3}{(S_d - S_{ст})^2}$; S_d — площадь сечения канала в месте сужения;

g — ускорение свободного падения стержня.

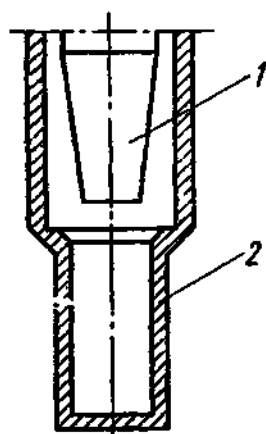


Рис. 5.23. Гидравлический амортизатор:

1 — поршень; 2 — цилиндр амортизатора

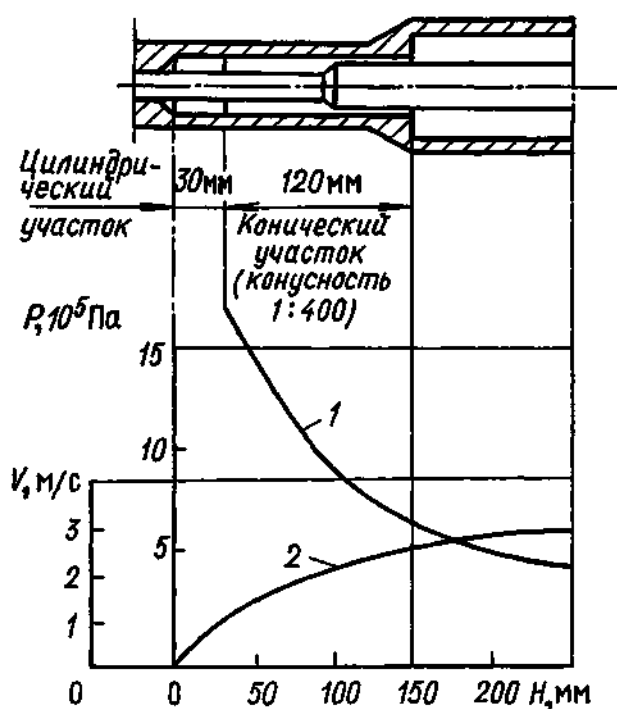


Рис. 5.24. Гидравлическая характеристика амортизатора:

1 — давление в амортизаторе; 2 — скорость стержня

Принципиальная схема гидравлического амортизатора показана на рис. 5.23. Поршень 1 связан с органом регулирования. В конце пути при аварийном сбросе поршень, имеющий конус, входит в отверстие цилиндра 2. Между поршнем и цилиндром образуется переменный зазор, играющий роль дросселя, обеспечивающего замедление. На рис. 5.24 приведена типичная характеристика линейного гидравлического амортизатора, имеющего в гидроцилиндре конический и цилиндрический участки.

§ 6.1. ИСПОЛНИТЕЛЬНЫЕ МЕХАНИЗМЫ СУЗ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС ИМ. И. В. КУРЧАТОВА

Общее описание. Как уже отмечалось, конструкция ИМ определяется типом реактора, в котором он используется. Рассмотрим решения, принятые на некоторых действующих АЭС.

На Белоярской АЭС (БАЭС) установлен канальный реактор водо-графитового типа, т. е. в активной зоне теплоноситель циркулирует в каналах под высоким давлением. Графитовая кладка реактора имеет цилиндрическую форму. Центральная часть кладки пронизана вертикальными рабочими каналами, представляющими собой длинные графитовые цилиндры, внутри которых находятся тонкостенные стальные трубки с твэлами. По трубкам протекает вода, пароводяная смесь или пар. Активная зона реактора диаметром 7,2 м и высотой 6 м окружена графитовым отражателем толщиной 0,8 м. Над верхним отражателем располагается дополнительный слой графита толщиной 1 м и слой чугуна толщиной 0,5 м, образующие основную часть верхней биологической защиты реактора. Под нижним отражателем располагается слой графита толщиной 0,6 м, выполняющий роль нижней защиты от нейтронов.

Отметим, что для удобства эксплуатации на реакторе принято нижнее расположение приводов ИМ. В этом случае приводы ИМ не мешают технологическим операциям с рабочими каналами. В реакторе имеется 6 стержней АР, 78 стержней РР и 16 стержней АЗ.

Для исполнительных механизмов АР выбрана схема «рейка—шестерня», так как в этом случае можно перемещать стержень с высокой скоростью. Стержень-поглотитель непосредственно соединен с рейкой. Недостаток реечного механизма — необходимость иметь свободное пространство для размещения рейки с учетом хода стержня. При наличии большого числа таких механизмов помещение может оказаться недоступным для обслуживания. Поэтому реечные механизмы применяются только для шести исполнительных механизмов АР.

Для стержней РР используется ИМ с парой «винт—гайка». Винт получает вращательное движение от привода, а стержень, соединенный с гайкой, перемещается возвратно-поступательно по шпонке, расположенной внутри канала.

Для управления стержнями АЗ принята автономная гидравлическая система. Подъем стержня из нижнего положения в верхнее осуществляется с помощью напора воды, а удержание его в верхнем положении — с помощью электромагнита. (Схема расположения каналов, включая каналы СУЗ и исполнительные механизмы показана на рис. 6.1 и 6.2).

Рассмотрим подробнее характеристики исполнительных механизмов СУЗ реакторов БАЭС.

Исполнительный механизм АР. Приведем некоторые характеристики канала, стержня и сервопривода АР (на рис. 6.3 показана конструкция исполнительного механизма АР). Исполнительный механизм АР состоит из стержня-поглотителя с рейкой, корпуса реечной шестерни, редуктора, датчика положения, электродвигателя и барабана с противовесом.

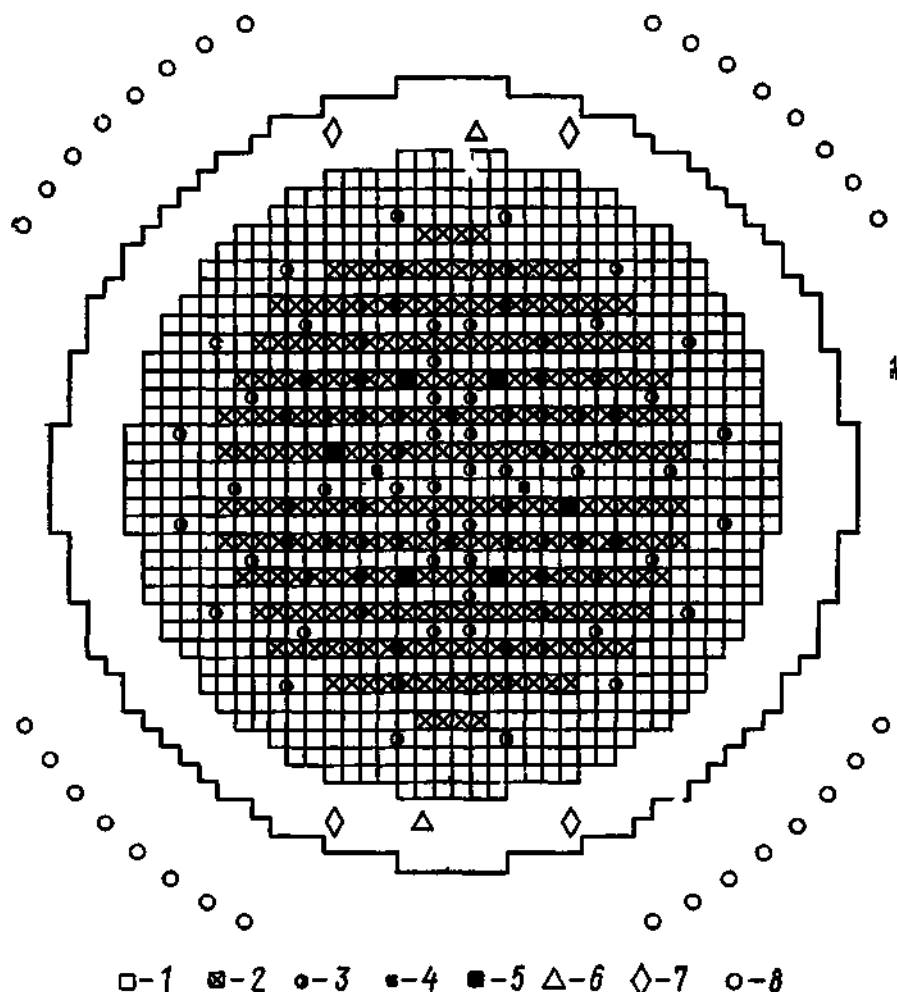


Рис. 6.1. Схема расположения каналов:

1 — каналы рабочие испарительные (732 шт.); 2 — каналы рабочие пароперегревательные (266 шт.); 3 — каналы стержней РР (78 шт.); 4 — каналы стержней АЗ (16 шт.); 5 — каналы стержней АР (6 шт.); 6 — каналы счетчиков (2 шт.); 7 — каналы пусковых ИК (4 шт.); 8 — каналы ИК (30 шт.)

Электродвигатель с максимальным числом оборотов $n=4000$ об/мин, напряжением $u=220$ В, частотой $f=427$ Гц приводит в движение (через кинематические цепи) стержень-поглотитель и датчик положения. Движение стержня-поглотителя реверсивное. Введение стержня в активную зону осуществляется снизу вверх. Ограничение хода стержня (при достижении им крайних положений) обеспечивается срабатыванием конечных выключателей, расположенных в узле датчика положения.

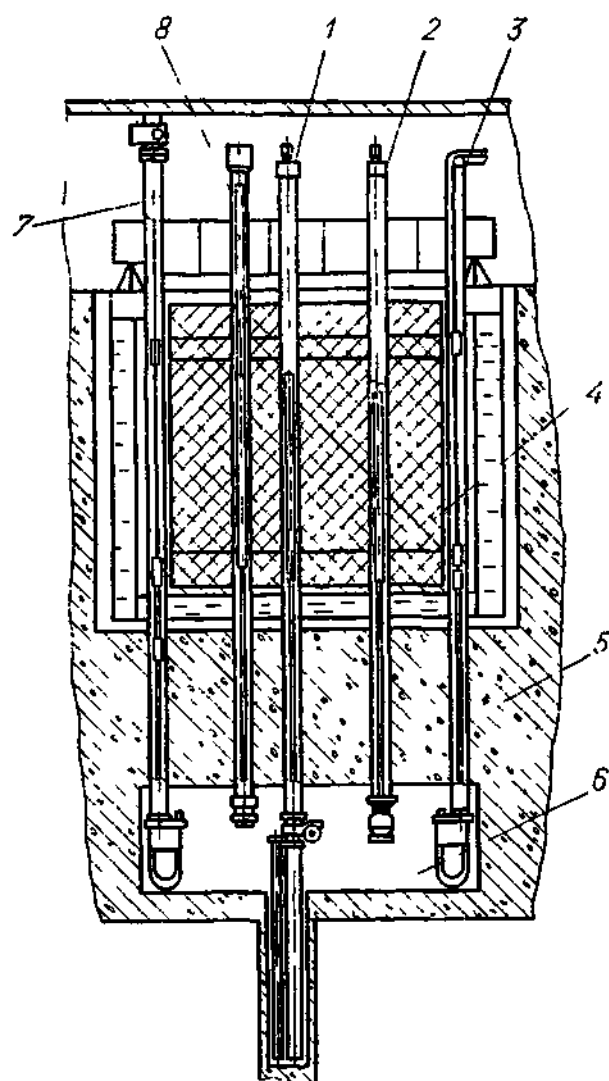


Рис. 6.2. Размещение исполнительных механизмов СУЗ реактора БАЭС:

1 — механизм АР; 2 — механизм РР; 3 — канал пусковой ИК; 4 — графитовая кладка реактора; 5 — биологическая защита реактора; 6 — помещение СУЗ реактора; 7 — канал рабочей ИК; 8 — механизм АЗ

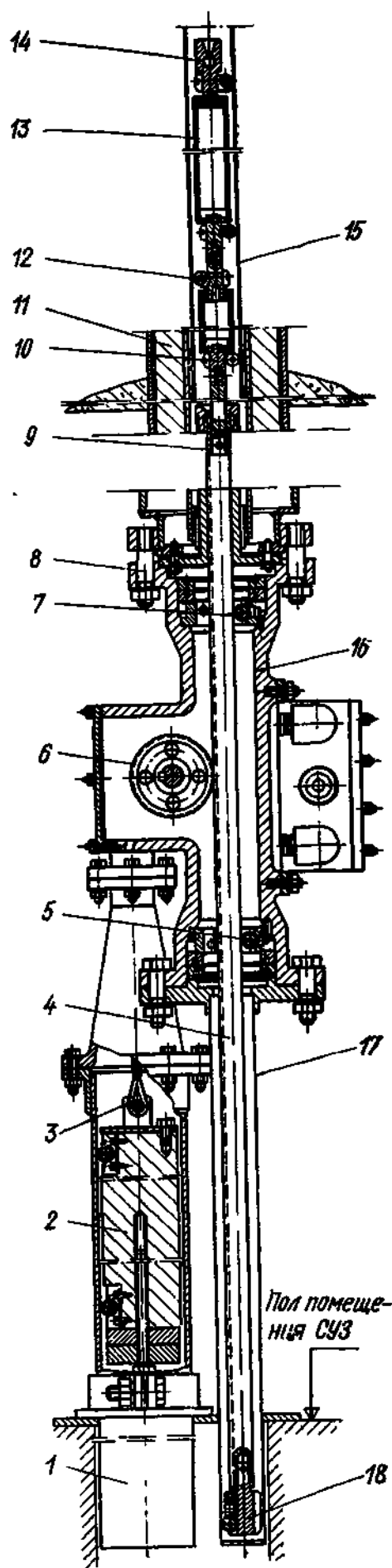


Рис. 6.3. Конструкция механизма АР:

1 — труба; 2 — противовес; 3 — коуш; 4 — рейка; 5, 7 — направляющие ролики; 6 — реечная шестерня; 8 — крепежные детали; 9 — муфта; 10 — обойма с направляющими роликами; 11 — биологическая защита; 12 — направляющий ролик; 13 — втулки из бористой стали; 14 — хвостовик стержня; 15 — канал СУЗ; 16 — корпус; 17 — труба; 18 — обойма с направляющими роликами

Характеристика АР	Величина
Длина канала, мм	19 365
Диаметр канала (внутренний), мм	51
Толщина стенки канала, мм	0,8
Длина стержня (до соединительного звена), мм	5460
Скорость перемещения, см/с	36
Ход стержня, мм	5400
Диаметр трубы канала (внутренний), мм	49,4
Диаметр по роликам стержня, мм	47,4
Масса стержня с рейкой, кг	50
Масса механизма, кг	350
Погрешность показания датчика положения, мм	± 25

Для уравнивания стержня с рейкой служит подвешенный на тросе противовес, имеющий массу 59,9 кг.

Конструкция стержня-поглотителя описана в гл. 4. Обойма верхнего звена стержня-поглотителя имеет гнездо для захвата, с помощью которого проводят монтаж и демонтаж стержня (с рейкой).

При помощи переходника стержень соединен с рейкой длиной 6420 мм, изготовленной из нержавеющей стали.

Редуктор имеет одну червячную пару с передаточным числом $i=60$, помещенную в корпусе из алюминиевого сплава, и крепится к корпусу реечной шестерни. Червяк и вал червячного колеса редуктора вращаются в радиально-упорных шариковых подшипниках. С одной стороны вал червячного колеса соединяется с валом реечной шестерни, с другой — с датчиком положения.

Вал червяка одним концом соединяется через эластичную муфту с электродвигателем, а на другом конце он имеет квадрат для ручного поворота. Внутренняя полость корпуса редуктора заполняется смазкой.

Исполнительный механизм РР. Приведем некоторые характеристики канала, стержня и сервопривода. Исполнительный механизм РР (рис. 6.4) состоит из стержня-поглотителя с винтом и гайкой, переходника, редуктора, датчика положения и электродвигателя. При включении асинхронного электродвигателя последний приводит в движение стержень-поглотитель и механизм ограничения хода и контроля положения стержня. Движение стержня-поглотителя реверсивное. Стержень в активную зону вводится снизу вверх. Ограничение хода стержня при достижении им крайних положений осуществляется срабатыванием концевых выключателей. К нижнему концу

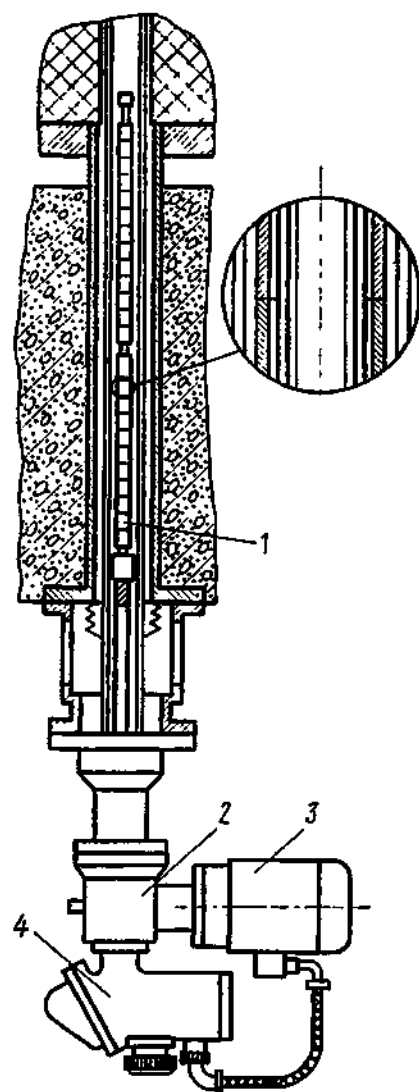


Рис. 6.4. Исполнительный механизм РР:

1 — стержень с винтом и гайкой; 2 — редуктор; 3 — электродвигатель; 4 — датчик положения стержня

стержня-поглотителя крепится гильза с графитовой гайкой и направляющей чугунной втулкой. Обойма верхнего звена стержня имеет гнездо для захвата, с помощью которого проводят монтаж и демонтаж стержня (с винтом).

Характеристика РР	Величина
Длина канала, мм	19 475
Диаметр канала (внутренний), мм	51
Толщина стенки канала, мм	0,8
Длина стержня, мм	5900
Диаметр винта, мм	28

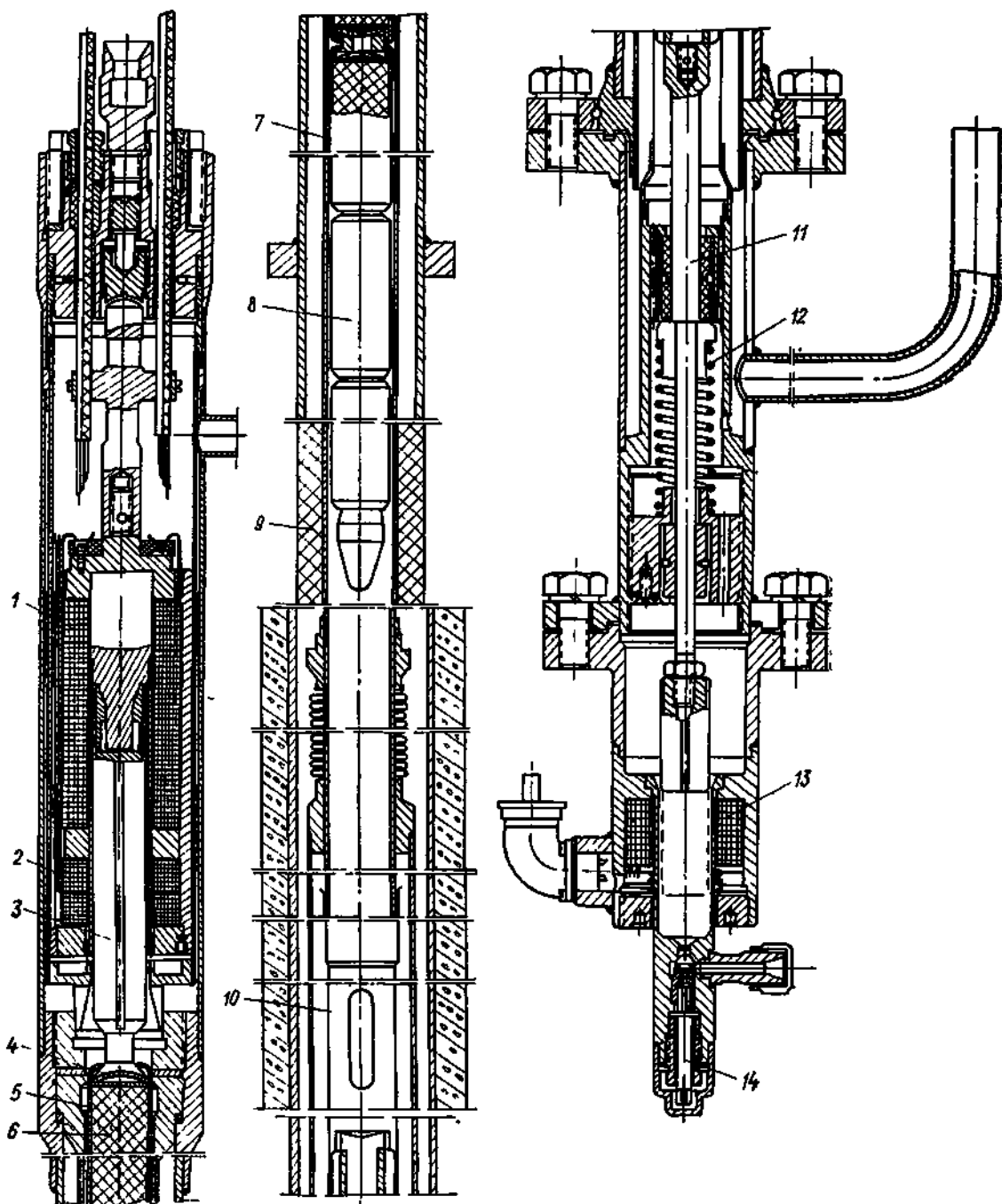


Рис. 6,5,а

Шаг винта, мм	20
Число оборотов винта, об/мин	100
Длина винта, мм	7185
Скорость перемещения стержня, см/с	3,0
Ход стержня, мм	5400
Диаметр трубы канала (внутренний), мм	49,4
Диаметр по роликам стержня, мм	47,4
Масса стержня в сборе (с винтом), кг	45,5
Общая масса механизма, кг	75,5

Перемещение стержня осуществляется посредством вращения винта. Винт изготовлен из нержавеющей стали, шаг резьбы винта составляет 20 мм. Нижний конец винта соединен с выходным валом силового редуктора. Стержень перемещается от вращения винта по шпонке, расположенной внутри канала. Общая длина активной части стержня равна 5780 мм. Все детали и узлы стержня в целях увеличения механической прочности при высокой температуре, а следовательно, и увеличения срока службы, изготовлены из высококачественных материалов.

Редуктор, который имеет одну червячную пару с передаточным числом $i=28$, помещенную в корпус из алюминиевого сплава, крепится к переходнику. Червяк и вал червячного колеса редуктора вращаются в радиально-упорных шариковых подшипниках.

С одной стороны вал червячного колеса соединяется с винтом стержня, с другой — с датчиком положения. Вал червяка одним концом соединяется с электродвигателем, а на другом конце имеет квадрат для ручного поворота. Внутренняя полость корпуса редуктора заполняется смазкой.

Исполнительный механизм АЗ. Стержень АЗ представляет собой набор блочков из поглощающего материала, заключенных

Рис. 6.5. Конструкция механизма АЗ (а) и упрощенная схема управления стержнем АЗ на реакторе БАЭС (б):

1 — электромагнит; 2 — верхний концевой выключатель; 3 — плунжер; 4 — амортизатор; 5 — оболочка; 6 — поглотитель; 7 — канал АЗ; 8 — аварийный стержень; 9 — активная зона; 10 — канал со стоячей водой; 11 — шток; 12 — возвратная пружина; 13 — нижний концевой выключатель; 14 — клапан

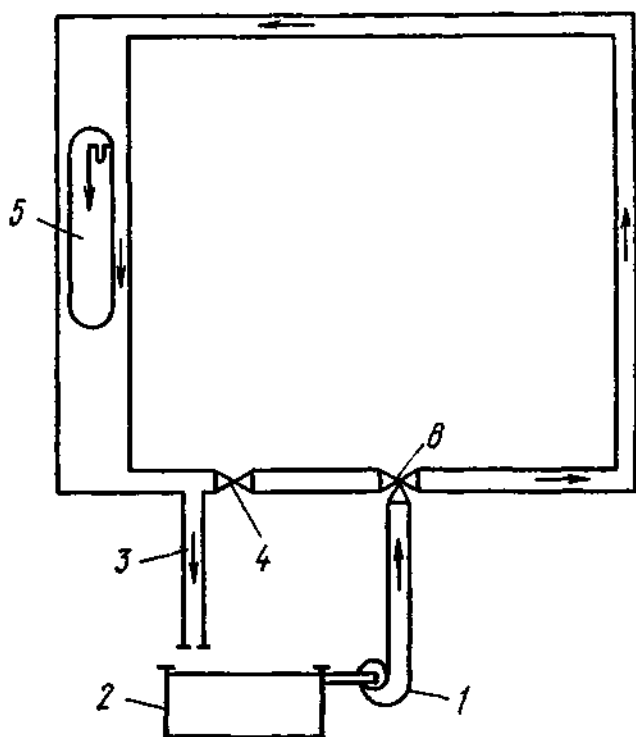


Рис. 6.5,б

в оболочку из нержавеющей стали. В верхней части стержня АЗ находится якорь электромагнита (рис. 6.5,а). В нормальном режиме работы реактора стержень АЗ (позиция 5, рис. 6.5,б) удерживается в верхней части канала электромагнитом.

Электромагнит и канал охлаждаются водой, которая, как это видно из рис. 6.5,б подается насосом 1 в верхнюю часть канала и сливается в бак 2, проходя через гидравлическое сопротивление 3 при закрытии электромагнитом клапана 4. При подаче сигнала о сбрасывании стержней АЗ (5) обесточивается удерживающий электромагнит и одновременно обесточивается и открывается электромагнитный клапан 4.

Для подъема стержней в схеме используются трехходовые клапаны 6, позволяющие изменить направление потока воды и подать ее не в верхнюю часть канала, как это имеет место при работе реактора и в процессе сброса стержней, а в его нижнюю часть.

Таким образом, в схеме осуществляются три режима работы системы гидравлического управления: охлаждения, сброса и подъема стержней.

Отметим, что на рис. 6.5,б приведена упрощенная схема управления стержнями АЗ. На реакторах БАЭС реализована схема управления одновременно 16 стержнями АЗ, в которой приняты меры по устранению гидравлических ударов при падении стержней.

§ 6.2. ИСПОЛНИТЕЛЬНЫЕ МЕХАНИЗМЫ СУЗ РЕАКТОРОВ ВВЭР

Конструкция кассет регулирования и защиты реактора ВВЭР была описана в гл. 4.

На реакторах ВВЭР-440 применяются ИМ двух модификаций. Кинематическая схема ИМ первой модификации показана на рис. 6.6. ИМ состоит из герметичного электродвигателя синхронно-реактивного типа погружного исполнения с автономным охлаждением, что обеспечивает его работу в среде первого контура реактора при температуре обмотки не более 100°C. Общий вид редуктора электродвигателя приведен на рис. 6.7,а, конструкция электродвигателя показана на рис. 6.8. От ведущей шестерни электродвигателя вращение передается на редуктор. Особенность данной модификации привода заключается в том, что реечная шестерня закреплена не подвижно, а прижимается к рейке усилием электромагнита. Такое решение позволяет обеспечить быстрый разгон (~0,5 с) падающей рейки и связанной с ней кассеты АРК до требуемой скорости (200—300 мм/с) по сигналу АЗ, а также предохранить редуктор от поломок в случае несрабатывания конечных выключателей. Конструкция узла отключателя показана на рис. 6.9. Рейка с промежуточной штангой соединяется посредством байонетного затвора, конструкция которого показана на рис. 6.10. Управление байонетом вынесено на верхний конец рейки, где установлен также сердечник датчика положения. Центровка рейки

Рис. 6.6. Схема механизма управления ВВЭР-440:

1 — охладитель; 2 — рейка; 3 — статор электродвигателя, 4 — ротор электродвигателя; 5 — охладитель; 6 — редуктор; 7 — узел отключателя; 8 — индуктивный датчик положения

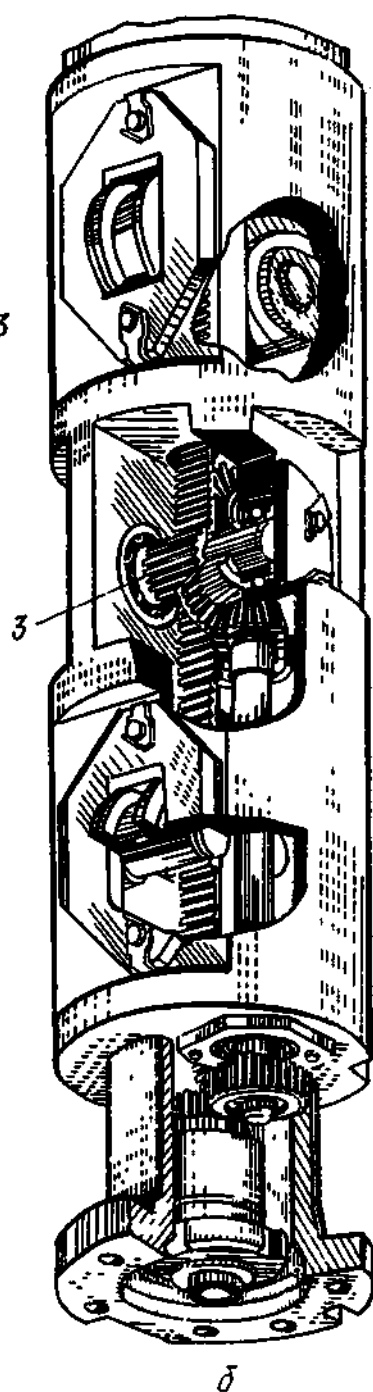
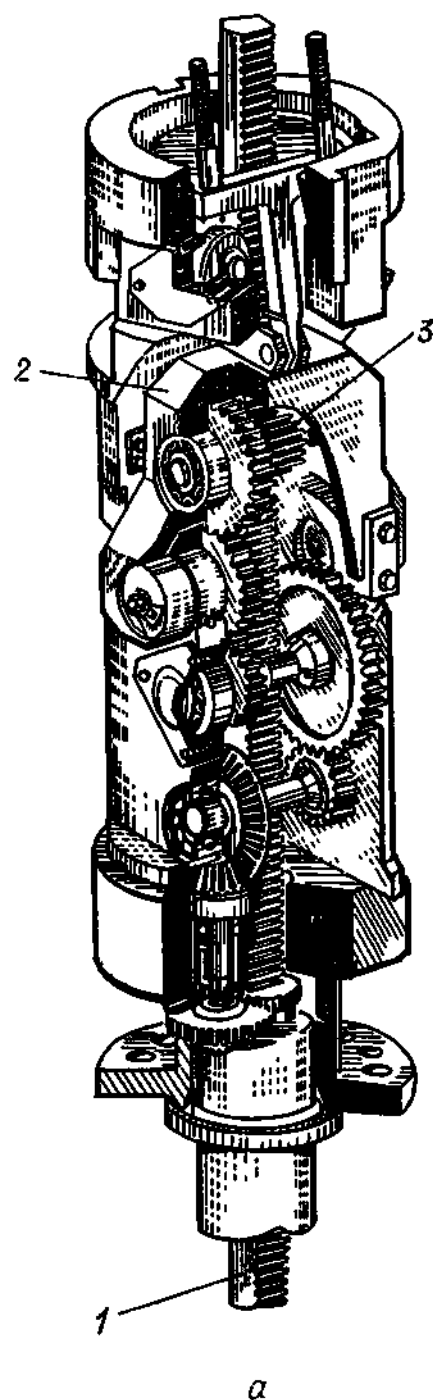
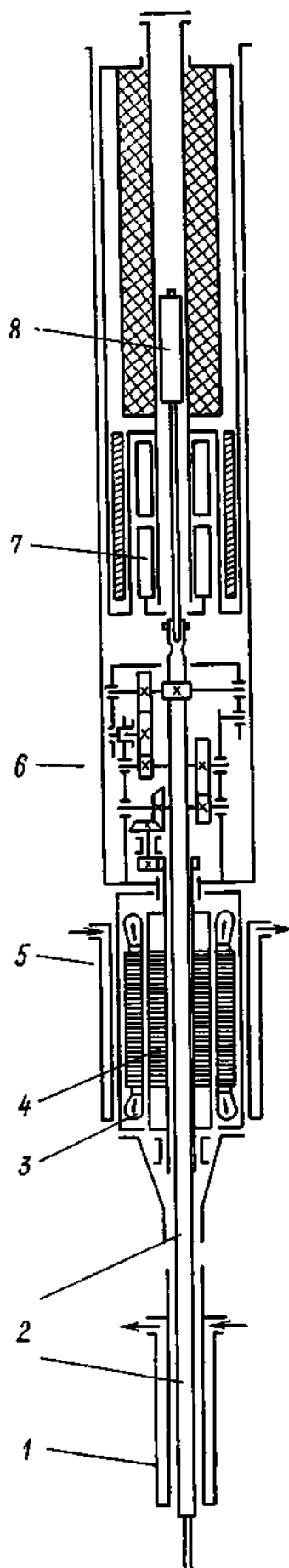


Рис. 6.7. Редуктор с подвижной (а) и с неподвижной (б) реечной шестерней:
1 — рейка; 2 — шарнирный рычаг; 3 — реечная шестерня

обеспечивается специальными направляющими роликами, установленными в корпусе редуктора (рис. 6.11).

Особенностью ИМ этой модификации является наличие специального устройства, обеспечивающего регулировку скорости падения рейки с кассетой АРК в режиме АЗ за счет изменения гидравлического сопротивления перетечек через поршень, установленный на верхнем конце рейки. Этот же поршень выполняет роль

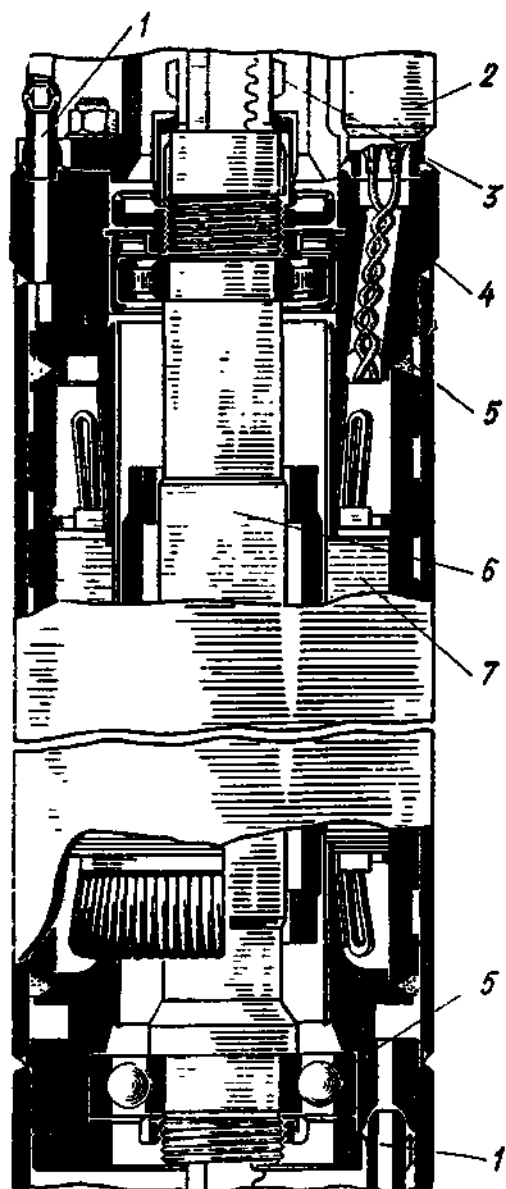


Рис. 6.8. Конструкция электродвигателя:

1 — вход и выход охлаждающей воды; 2 — электроввод; 3 — шестерня ведущая; 4 — корпус; 5 — подшипник; 6 — ротор; 7 — статор

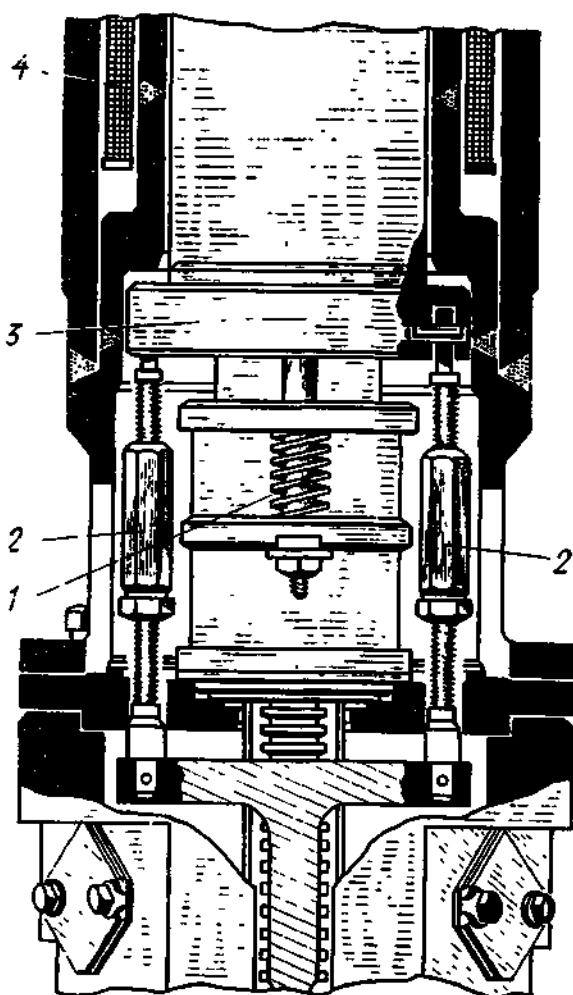


Рис. 6.9. Узел отключателя:

1 — пружина, обеспечивающая гарантированный отход реечной шестерни от рейки; 2 — тяга; 3 — подвижной сердечник; 4 — катушка электромагнита

демпфера при падении рейки в крайнее нижнее положение. Демпфирование при подходе рейки к подпружиненному упору осуществляется за счет изменения гидравлического сопротивления по пути движения поршня в сужающемся канале. Первая модификация механизма СУЗ ВВЭР-440 прошла довольно значительную отра-

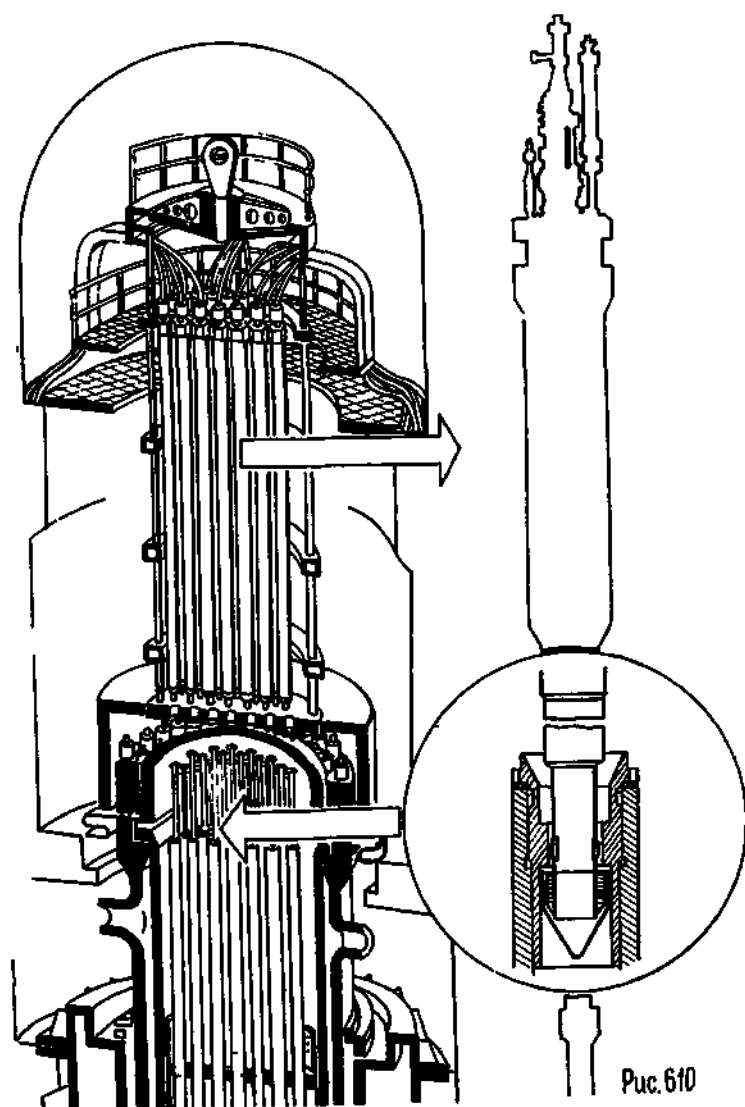


Рис. 6.10

Рис. 6.10

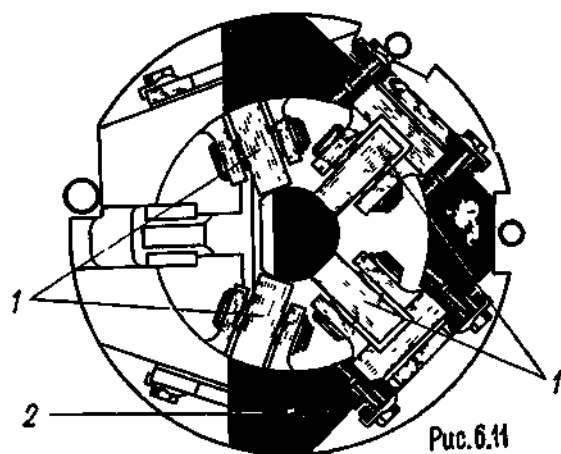


Рис. 6.11

Рис. 6.11

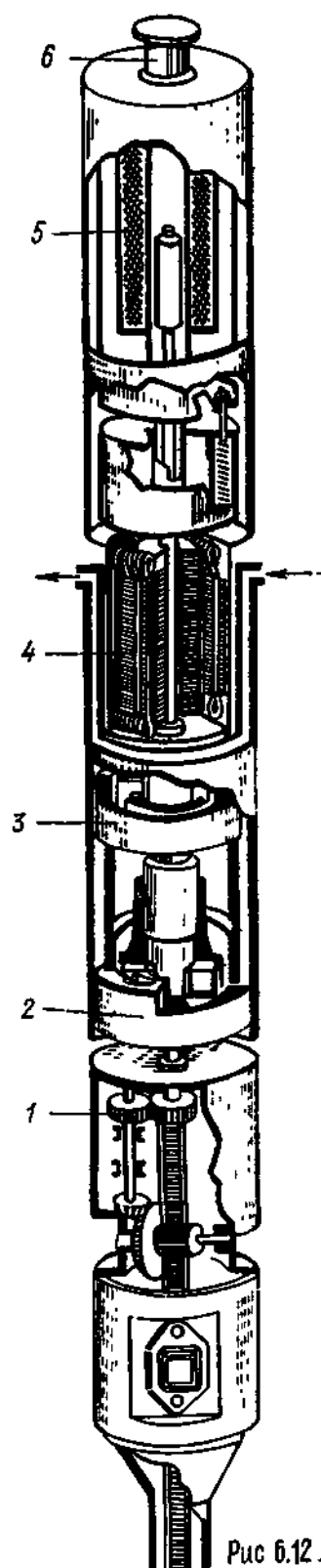


Рис. 6.12.

Рис. 6.12

Рис. 6.10. Узел соединения рейки с промежуточной штангой

Рис. 6.11. Узел центровки рейки:

1 — направляющий ролик; 2 — корпус редуктора

Рис. 6.12. Схема механизма управления ВВЭР-440 (вторая модификация):

1 — редуктор; 2 — пружинный демпфер; 3 — центробежный тормоз; 4 — электродвигатель; 5 — датчик положения; 6 — электропровод

ботку на Нововоронежской АЭС и после внесения ряда конструктивно-технологических улучшений надежно работает на ряде действующих АЭС в СССР и за рубежом, причем первые комплекты ИМ без неполадок отработали установленный срок службы.

На некоторых действующих и строящихся АЭС применен ИМ второй модификации, отличающейся от первой более простой кинематической схемой (рис. 6.12). Конструкция редукторного механизма показана на рис. 6.7,б. Упростить кинематику данной модификации ИМ удалось использованием более низкооборотного, по сравнению с первой модификацией, механизма электродвигателя, что позволило обеспечить требуемые характеристики разгона до скорости, соответствующей движению в режиме АЗ, без отсоединения реечной шестерни от рейки. Ограничение скорости падения рейки в режиме АЗ обеспечивается центробежным фрикционным регулятором.

В ИМ применен также более компактный, но более сложный по кинематике индуктивный линейный датчик положения. Для обеспечения надежного сброса стержней в режиме АЗ между электродвигателем и датчиком положения установлена муфта предельного момента. Для создания нормальных условий работы электротехнических узлов в конструкции ИМ применена более совершенная система термозатвора. Рейка соединяется с промежуточной штангой посредством байонетного затвора, но управление им осуществляется через внутренний канал в теле рейки. Эта конструкция механизма также прошла испытания на Нововоронежской АЭС и надежно эксплуатируется на действующих АЭС.

Для реактора ВВЭР-1000 разработаны и прошли стендовую отработку несколько типов линейных электромагнитных механизмов. Принцип действия механизмов этого типа рассмотрен в гл. 5. Необходимо отметить, что использование в реакторе ВВЭР-1000 электромагнитного механизма СУЗ, принципиально отличного от механизма СУЗ реактора ВВЭР-440, обусловлено тем, что в реакторе ВВЭР-1000 применена не «кассетная», а «кластерная» система регулирования, и масса кластера, перемещаемого механизмом СУЗ, относительно мала — несколько десятков килограмм (а не сотен, как в ВВЭР-440).

§ 6.3. ШАГОВЫЙ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫЙ МЕХАНИЗМ С ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ ЗАЩЕЛКОЙ

Для управления корпусными реакторами PWR фирма «Вестингауз» создала конструкцию герметичного ИМ с ЛШД двигателем. Первый вариант этого ИМ был установлен на реакторе АЭС «Янки» (электрическая мощность 185 МВт), пущенном в США в 1960 г. Компоновка регулирующих органов и ИМ изображена на рис. 6.13,а, б.

Реактор регулируется с помощью 24 крестообразных стержней из сплава серебра с индием (15%) и кадмием (5%), плакированного тонким слоем никеля для защиты от коррозии. Еще 8 коррек-

тировочных стержней используются для грубого регулирования реактивности.

Продолжением активной части стержня снизу является вытеснитель из сплава циркалло-2, длина которого равна высоте активной зоны. Вытеснитель служит направляющим элементом для стержня, предупреждает образование нейтронной ловушки при извлечении поглотителя из зоны и, наконец, не дает воде возможности проходить через канал стержня в обход твэлов.

Верхняя часть стержня связана со штангой, идущей к исполнительному механизму. Эти штанги в верхней части корпуса реакто-

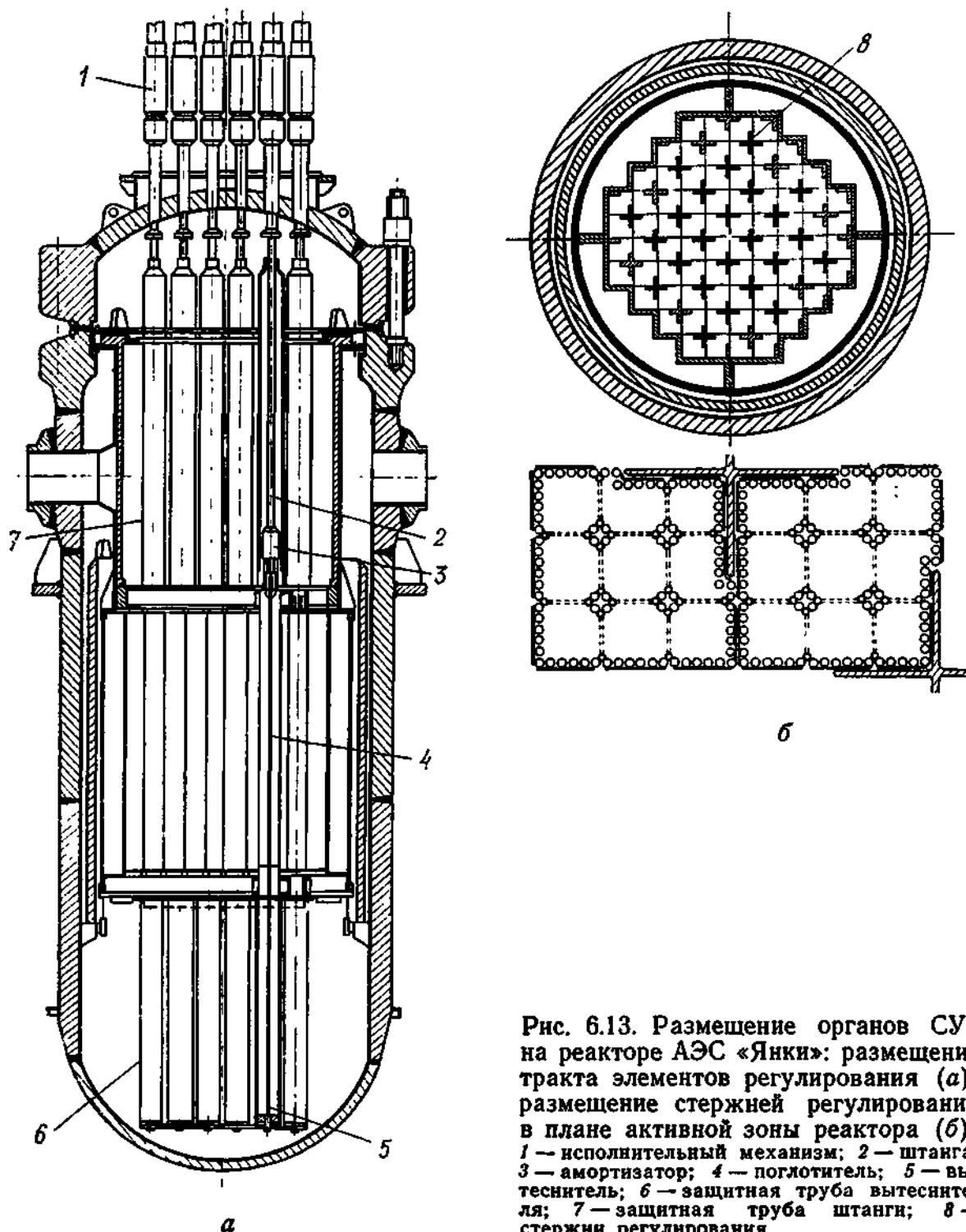


Рис. 6.13. Размещение органов СУЗ на реакторе АЭС «Янки»: размещение тракта элементов регулирования (а); размещение стержней регулирования в плане активной зоны реактора (б): 1 — исполнительный механизм; 2 — штанга; 3 — амортизатор; 4 — поглотитель; 5 — вытеснитель; 6 — защитная труба вытеснителя; 7 — защитная труба штанги; 8 — стержни регулирования

ра заключены в направляющие трубы, которые одновременно служат цилиндрами гидравлических амортизаторов и защищают штанги от воздействия потока теплоносителя. Исполнительные механизмы устанавливаются на крышке реактора.

В качестве примера исполнительного механизма СУЗ реактора с водой под давлением фирмы «Вестингауз» применительно к транспортным установкам рассмотрим линейный шаговый механизм, показанный на рис. 6.14. Это усовершенствованный вариант привода для перемещения регулирующих стержней, применяемого в реакторах АЭС. Проведенные усовершенствования позволяют использовать привод в специфических условиях работы транспортных установок и, в частности, в случае опрокидывания судна.

Основная подвижная часть ИМ — шток 1, связанный с регулирующим стержнем. На поверхности штока выполнены кольцевые канавки 23. Основные элементы привода находятся внутри герметичной прочной трубы,

изготовленной из магнитомягкой стали. В трубу 21 вварены кольцеобразные проставки 6 из немагнитной стали. Внутри трубы 21 смонтирована с помощью фланцев 4 и 22 направляющая труба 2, имеющая прорези 3 для защелок. В кольцевом пространстве, образованном трубами 21 и 2, расположены электромагнитные системы, возбуждаемые катушками 8, 11, 17, установленными снаружи трубы 21. В верхней части механизма расположена система аварийной блокировки при опрокидывании судна. Она состоит из защелок 19, 20, прикрепленных к фланцу 22 и якорю электромагнита блокировки 24.

Привод имеет три электромагнита: верхний электромагнит подъема и блокировки при опрокидывании, возбуждаемый катушкой 17; средний электромагнит захвата, возбуждаемый катушкой 11,

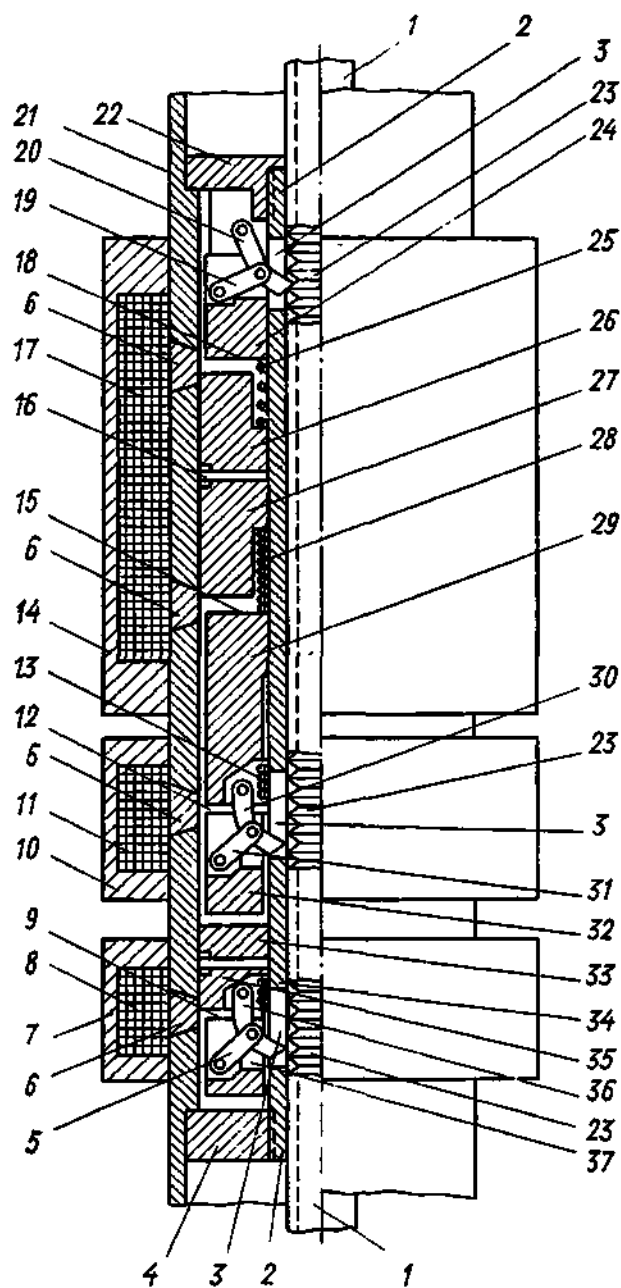


Рис. 6.14. Линейный шаговый механизм

и нижний электромагнит удержания, возбуждаемый катушкой 8. Сердечники электромагнита подъема 26 и 27 присоединяются к направляющей трубе 2 крепежными деталями 16. Электромагнит подъема имеет два якоря — для подъема 29 и блокировки 24, которые при обесточенной катушке отбрасываются в исходное положение пружинами 28 и 25. Электромагнит захвата имеет якорь 32, возвращаемый в исходное положение пружиной 13 и защелками 30 и 31. Удерживающий электромагнит имеет якорь 37, притягиваемый к магнитопроводу 33, 35 и возвращаемый в исходное положение пружиной 34, и защелкой 5 и 36. Во избежание прилипания якоря все электромагниты имеют немагнитные покрытия 9, 12, 15 и 18. Детали 7, 10 и 14 являются магнитопроводом. Привод работает следующим образом. При перемещении регулирующего органа вверх включается катушка электромагнита захвата 11, защелки входят в кольцевые канавки 23 штока 1. Включается удерживающая катушка 8 и удерживающие защелки расцепляются со штоком; включается подъемная катушка 17, при этом якорь 24 притягивается к сердечнику 26, защелки электромагнита блокировки 19, 20 расцепляются со штоком и притягивается якорь 29, который вместе с системой захватывающих защелок перемещает на величину шага шток с регулирующим стержнем. Затем вновь возбуждается катушка 8, удерживающие защелки входят в кольцевые проточки штока; катушки 17 и 11 отключаются, защелка электромагнита блокировки сцепляется со штоком; подъемный и захватывающий якорь возвращается в исходное положение. Следующий шаг перемещения вверх происходит аналогично.

При перемещении регулирующего органа вниз катушка 8 возбуждается, включается катушка 17, притягивается якорь 29 и защелки электромагнита блокировки 19, 20 выходят из зацепления; включается катушка 11, захватывающие защелки сцепляются со штоком; отключается удерживающая катушка 8, выключается катушка 17 и якорь 29 вместе с якорем 32 и штоком 1 перемещается вниз на длину шага. После перемещения регулирующего органа вниз защелки блокировки входят в зацепление со штоком. Следующий шаг вниз происходит таким же образом.

При каждом шаге, отработываемом механизмом, защелки блокировки при опрокидывании судна входят в зацепление со штоком, связанным с регулирующим органом. Этим самым предотвращается самопроизвольное перемещение регулирующего органа в активной зоне реактора даже в случае полного исчезновения электропитания.

В верхней части ИМ расположен индуктивный датчик положения. На цилиндрическом корпусе, несущем давление, установлено 30 катушек с шагом 76,2 мм. Каждая катушка имеет по две обмотки. Все первичные обмотки соединены последовательно и питаются переменным током.

К выводам вторичных обмоток подключены лампочки накаливания, расположенные столбиком на щите управления. По мере

подъема стержня верхний конец штанги из магнитомягкой стали замыкает поочередно магнитные цепи катушек, и лампочки на щите одна за другой загораются.

Сигнализация о верхнем или нижнем положениях стержня используется в схеме управления для блокировки соответствующего перемещения.

Система управления этими ИМ обеспечивает подачу питания на обмотки электромагнитов в соответствии с программой цикла. В первом варианте ИМ (АЭС «Янки») использована релейная схема. В модернизированном варианте применяется бесконтактная схема питания.

§ 6.4. ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫЙ МЕХАНИЗМ СУЗ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА

Особенности корпусного кипящего реактора типа BWR. Корпусные энергетические реакторы с кипящей водой (типа BWR) имеют некоторые технические характеристики, аналогичные характеристикам некипящих водо-водяных реакторов. Соответственно отдельные конструкционные решения по механизмам управления приемлемы для обоих типов реакторов. К таким общим вопросам можно отнести конструкцию органов регулирования, решение проблемы выбора материалов, уплотнения ИМ, преодоление трудностей, связанных с наличием высокого давления в корпусе и тесным расположением механизмов на крышке реактора.

Однако для успешного проектирования надежных и высокоэффективных механизмов и органов СУЗ для кипящих реакторов необходимо иметь в виду следующие специфические особенности установок этого типа.

1. Для кипящих реакторов характерна неоднородность структуры активной зоны по высоте. При восходящем потоке теплоносителя в нижней части активной зоны имеется небольшой экономайзерный участок без кипения, выше которого начинается образование пузырьков пара. В верхней части активной зоны теплоноситель имеет ярко выраженную двухфазную структуру: паросодержание на выходе достигает 10—15% (по массе). Соответственно этому изменяются по высоте замедляющие свойства теплоносителя, а значит, и энергораспределение: его максимум смещается от центра вниз. При этом ввод поглотителя сверху будет еще более деформировать поле энерговыделения, а дифференциальная эффективность такого органа регулирования в начале хода может оказаться недостаточной.

2. В связи с меньшей энергонапряженностью габаритные размеры кипящего реактора при той же мощности получаются больше, чем у реактора с водой под давлением. Поэтому количество регулирующих стержней в кипящих реакторах больше, чем в некипящих корпусных реакторах.

Значительно большее количество органов регулирования на современных кипящих реакторах объясняется не только усложнени-

ем задач пространственного регулирования энерговыделения в большой зоне, но и трудностью применения здесь жидких поглотителей, так что вся избыточная реактивность компенсируется только стержнями.

3. В современных больших кипящих реакторах BWR сепарация пара происходит, как правило, в корпусе реактора. Пространство над активной зоной используется для гравитационного отделения капель воды, установки центробежных и жалюзийных сепараторов, организации тяговых участков (в установках с естественной циркуляцией).

С учетом изложенных соображений в реакторах BWR считается целесообразным ввод стержней-поглотителей в активную зону снизу со стороны экономайзерного («холодного») участка. ИМ при этом также целесообразно располагать снизу, под реактором. Такое решение облегчает перегрузку зоны, приводит к улучшению профиля энерговыделения по высоте реактора, обеспечивает достаточно высокую и стабильную эффективность органов регулирования (что особо важно для аварийной защиты), создает определенные удобства компоновки внутрикорпусных устройств и, наконец, дает возможность вести перегрузку при работающей системе АЗ.

В пользу «нижнего» расположения ИМ на кипящих реакторах говорит и необходимость надежного охлаждения и смазки деталей механизма.

Как уже отмечалось, нижнее расположение органов и механизмов управления имеет недостатки:

усложнение конструкции корпуса реактора и здания АЭС в связи с созданием под реактором помещения СУЗ;

опасность скопления радиоактивного шлака в патрубках и ИМ; необходимость мощного и быстродействующего привода СУЗ для осуществления быстрого ввода в активную зону стержней АЗ против силы тяжести; при известных ограничениях на размеры наиболее подходящим для такой цели является линейный гидравлический привод (гидроцилиндр).

Нижнее расположение механизмов системы управления принято на всех больших кипящих реакторах фирмы «Дженерал электрик» (США), которая является в настоящее время основным производителем ядерных энергетических установок подобного типа.

Универсальный гидропривод. Для перемещения стержней-поглотителей в режимах компенсации, ручного и автоматического регулирования, а также медленной и быстрой АЗ фирмой «Дженерал электрик» (США) разработан компактный универсальный ИМ с гидравлическим приводом. Такие механизмы устанавливаются на патрубках, вваренных в днище реактора, стержни же загружаются в зону сверху и сцепляются со штангами механизмов байонетными замками (поворот на 90°). Для выхода регулирующих органов в пространстве под активной зоной имеются направляющие трубы.

Схематический разрез привода дан на рис. 6.15. Рабочей жидкостью является дистиллированная вода (конденсат турбины), поступающая в цилиндр привода от напорной магистрали. Для ввода стержня-поглотителя в активную зону (движение вверх) в нижнюю часть рабочего цилиндра через электромагнитный клапан подается вода под давлением на $14 \cdot 10^5$ Па выше, чем в корпусе реактора ($70 \cdot 10^5$ Па). Одновременно другой клапан соединяет пространство над кольцевым рабочим поршнем со сливной магистралью (рис. 6.16).

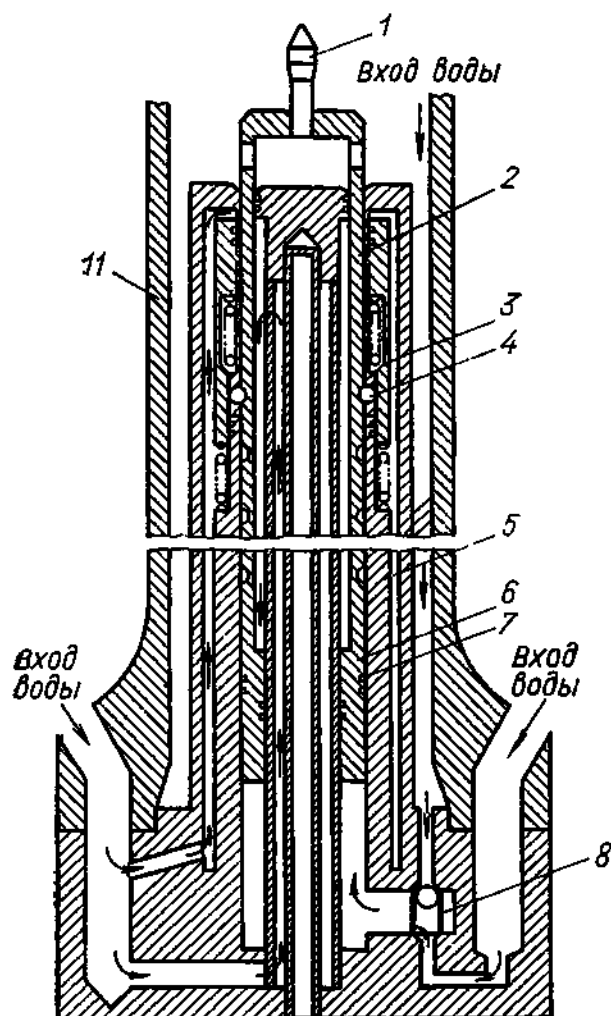


Рис. 6.15. Исполнительный механизм СУЗ реактора ВВР:

1 — замок сцепления; 2 — шток поршня; 3 — поршень защелки; 4 — шариковая защелка; 5 — рабочий цилиндр; 6 — поршень привода; 7 — поршневые кольца; 8 — страхующий клапан

автоматически разгруженную кратковременным толчком вверх). Конструкция защелки не препятствует перемещению поршня вверх (т. е. вводу стержня в активную зону) при любых обстоятельствах, в то же время она надежно предотвращает непроизвольное извлечение поглотителя под действием силы тяжести или внутриреакторного давления.

Для быстрого введения стержней служат аварийные клапаны, работающие на обесточивание. Один из них соединяет нижнюю полость цилиндра с аварийным аккумулятором, где рабочая жидкость содержится при давлении $98 \cdot 10^5$ Па, а другой клапан под-

дается вода под давлением на $14 \cdot 10^5$ Па выше, чем в корпусе реактора ($70 \cdot 10^5$ Па). Одновременно другой клапан соединяет пространство над кольцевым рабочим поршнем со сливной магистралью (рис. 6.16).

Давление в сливной магистрали поддерживается выше реакторного на $2 \cdot 10^5$ Па. Под действием разности давлений равной $12 \cdot 10^5$ Па поршень перемещается вверх, открывая по пути защелку одностороннего действия. Для остановки стержня давления жидкости по обе стороны поршня уравниваются, и он вместе со стержнем-поглотителем опускается на некоторое расстояние вниз, пока защелка не застопорит его в одном из 12 положений, определенных кольцевыми канавками на поршне.

Если необходимо увеличить реактивность (вывести стержень из активной зоны), высокое давление подается в полость рабочего цилиндра над поршнем. Это же давление через специальный канал действует на поршень защелки, открывая ее (предварительно ав-

ключает верхнюю полость к сбросному баку. В гидросистеме имеется один аккумулятор емкостью 25 л на каждые три механизма. Если в результате отказа клапана или аккумулятора высокое давление не поступило под поршень, а также при общем падении дав-

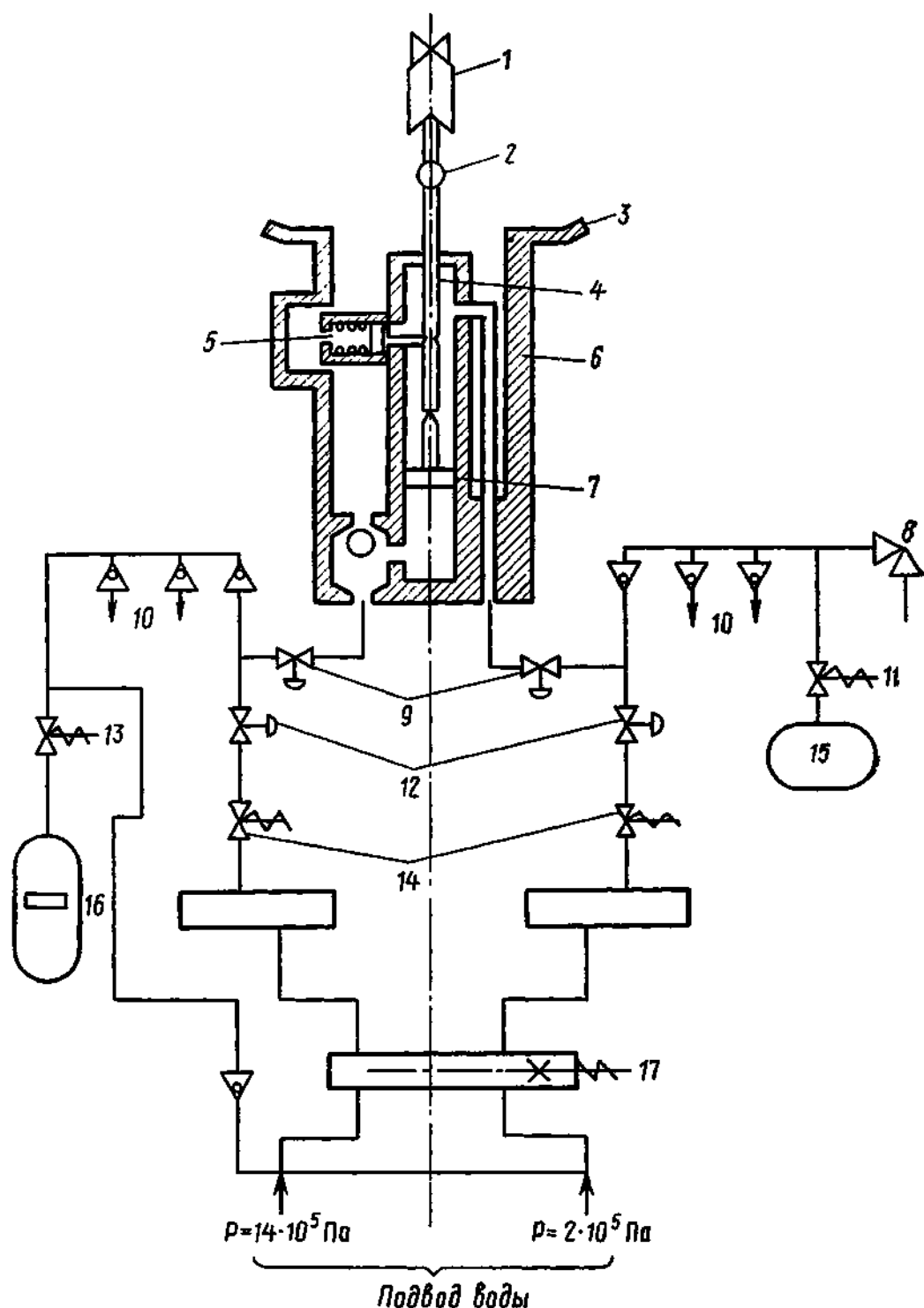


Рис. 6.16. Принцип действия и гидравлическая схема управления исполнительным механизмом СУЗ реактора ВВР:

1 — пластины регулирующего стержня; 2 — соединение; 3 — днище реактора; 4 — направляющая труба; 5 — поршень защелки; 6 — корпус реактора; 7 — поршень привода; 8 — выпускной клапан; 9 — запорные клапаны; 10 — подача воды к другим приводам; 11 — клапан сброса при аварийном останове; 12 — клапаны регулировки скорости; 13 — клапан аварийного сброса; 14 — селекторные клапаны; 15 — бак сброса при аварийном останове; 16 — гидравлический аккумулятор; 17 — основной распределительный клапан

ления в гидросистеме, перемещение поршня вверх для остановки реактора осуществляется с помощью воды, поступающей из реактора под давлением $70 \cdot 10^5$ Па через страхующий клапан. В конце хода поршень постепенно перекрывает сливные отверстия, осуществляя гидравлическое торможение.

В верхней части полого штока рабочего поршня предусмотрены разгрузочные окна, чтобы исключить возможность воздействия нескомпенсированного реакторного давления. Проходные сечения рабочих клапанов обеспечивают перемещение стержней со скоростью 150 мм/с, что соответствует примерно 10^{-4} $k_{эф}$ /с на один стержень. Аварийное введение поглотителя на полный ход (равный 2,5 м) происходит за время около 3 с. Обычно в режиме АЗ все стержни перемещаются на 10% хода за 0,6 с.

Индикация положения стержня проводится с точностью 1,3 см герконами. Они располагаются в центральной полый трубе и замыкаются под действием постоянного магнита, встроенного в рабочий поршень. Уплотнение поршней осуществляется кольцами из специального графита. Механизм в целом уплотняется прокладкой во фланце патрубка, вваренного в днище реактора и проходящего сквозь нижнюю защиту. Все гидравлические линии подведены к этому фланцу сверху, что позволяет при необходимости снять механизм без отсоединения трубопроводов гидросистемы.

Все утечки из цилиндра направлены в реактор, так как при нормальной работе давление по обе стороны поршня по крайней мере на $2 \cdot 10^5$ Па больше, чем в реакторе. При неподвижном стержне регулирования через исполнительный механизм в реактор поступает вода с небольшим расходом.

§ 6.5. ИСПОЛНИТЕЛЬНЫЙ МЕХАНИЗМ СУЗ РЕАКТОРА РБМК-1000

На реакторе РБМК-1000 применен электромеханический привод стержней СУЗ верхнего расположения с преобразователем вращения «барабан — трос».

Конструкция приводов РР и АЗ одинакова. Рабочий ход стержней составляет 6,25 м, скорость перемещения — 0,4 м/с. В приводе применен электродвигатель постоянного тока, питание которого 48 В, мощность 500 Вт и скорость вращения ротора 2500 об/мин. В двигатель встроена электромагнитная муфта, стопорящая ротор при подаче питания 48 В на ее обмотку.

Привод механизма РР—АЗ показан на рис. 6.17. Он состоит из алюминиевого корпуса 1, в котором смонтированы все основные элементы, показанные на кинематической схеме (рис. 6.18). На валу 2, укрепленном на шарикоподшипниках, смонтирован барабан 15, на который наматывается трос 14. Вал получает вращение от электродвигателя 8 через редуктор 12, с которым связаны также сельсин 3 и кулачки, воздействующие на концевые выключатели 9. Герметизация вала 2 от охлаждающей воды осуществляется манжетными уплотнениями 13 и 16. Полость между манжетными

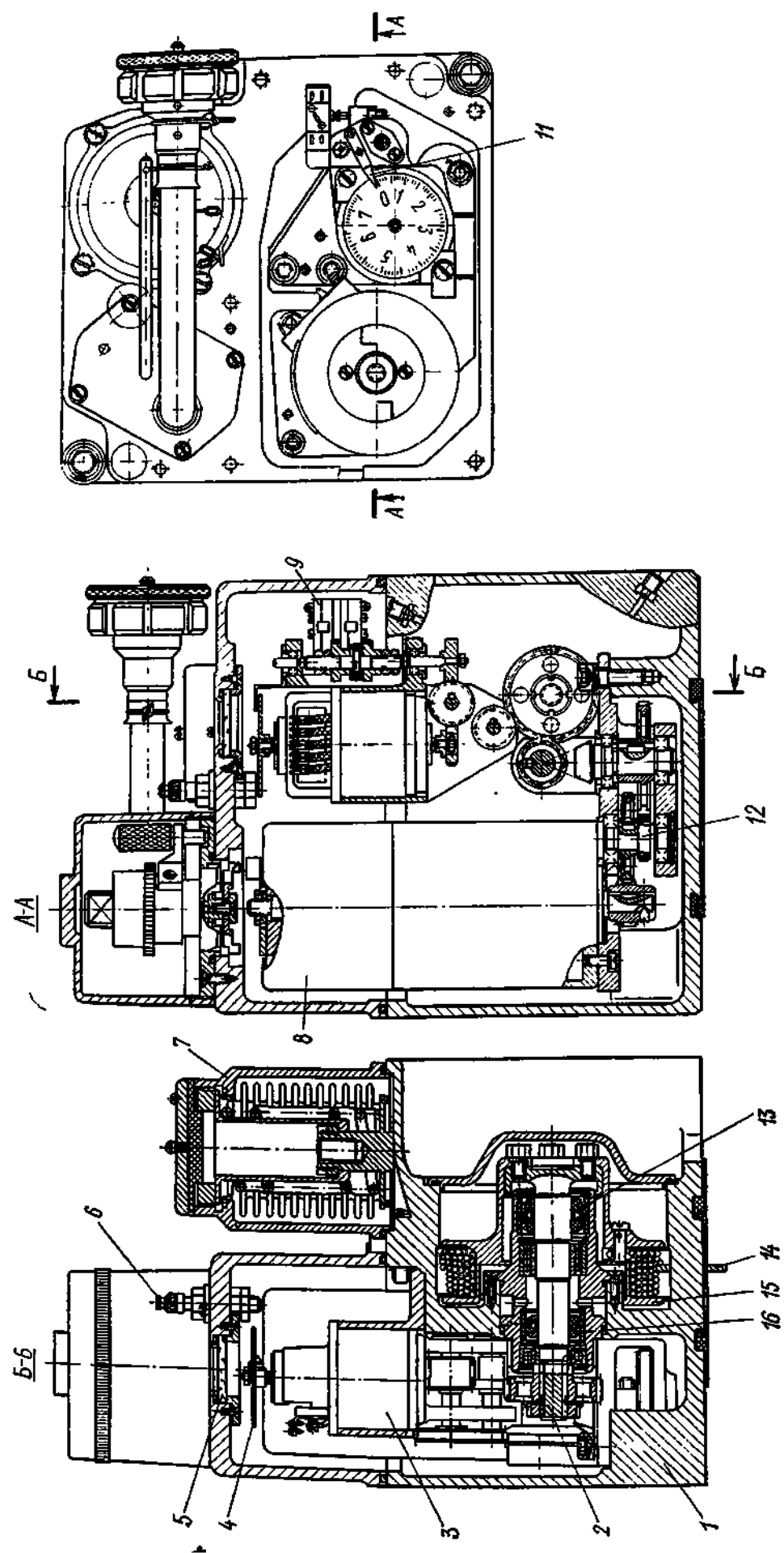


Рис. 6.17. Конструкция привода РР — АЗ реактора РБМК

уплотнениями заполняется маслом под давлением, создаваемым в резервуаре 7, который состоит из корпуса с упругим элементом — сильфоном и пружиной, создающей давление во внутренней полости резервуара при заполнении его жидкостью. В резервуаре имеется отверстие для заливки рабочей жидкости, закрываемой пробкой. При заполнении резервуара рабочей жидкостью специальным приспособлением создается предварительное сжатие сильфона. Масло в межманжетную полость из резервуара подается по каналу в корпус. В корпусе имеется также дренажный канал, соединенный с межманжетной полостью.

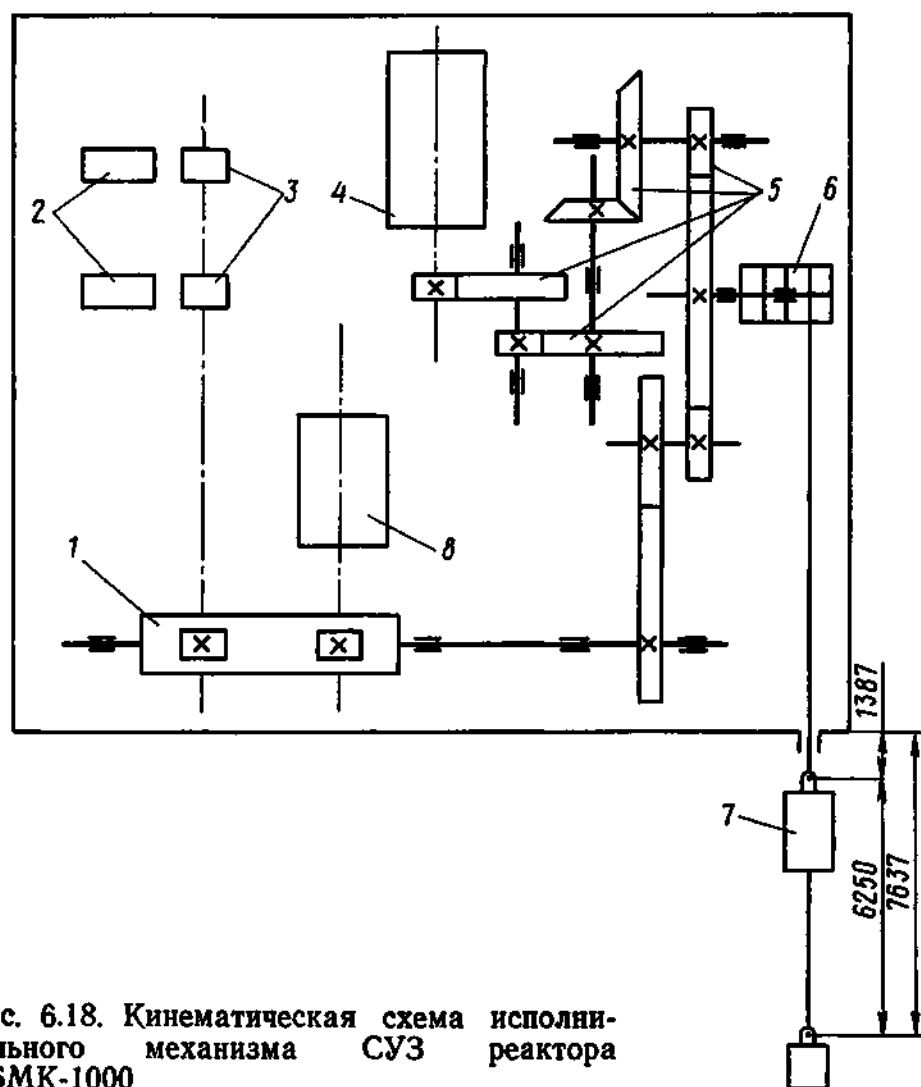


Рис. 6.18. Кинематическая схема исполнительного механизма СУЗ реактора РБМК-1000

На валу сельсина 3 укреплен циферблат 4, а в корпусе установлена стрелка 11. Циферблат со стрелкой образуют встроенный указатель положения, по которому можно установить положение стержня-поглотителя в случае исчезновения электропитания или поломки элементов контроля. За показаниями на шкале можно наблюдать через стекло 5.

На валу электродвигателя 8 установлен упор для сцепления с поводком привода, которым можно воспользоваться для опуска-

ния регулирующего стержня в активную зону в случае выхода из строя электродвигателя. Температура электродвигателя контролируется датчиком, приклеенным к его корпусу. В корпус привода через ниппель 6 закачивается сухой азот под избыточным давлением, предотвращающий попадание внутрь корпуса воды из канала СУЗ.

Подвод питания к приводу осуществляется специальным электроразъемом 10, состоящим из гибкого металлорукава, на одном конце которого герметично установлена розетка. В нерабочем положении розетка закрыта крышкой. Другой конец металлорукава герметично запаян в плиту электроразъема, которая крепится к корпусу привода. Работу привода лучше рассмотреть на схеме (рис. 6.18). Механизм РР—АЗ приводится в действие электродвигателем постоянного тока 4, имеющим встроенную электромагнитную муфту, которая тормозит вал электродвигателя при подаче напряжения на обмотку муфты. Электродвигатель через передачу 5 передает вращение на барабан 6, на который наматывается трос, связанный со стержнем-поглотителем 7. Через кинематическую передачу 1 вращение передается сельсину-датчику 8 типа БД-404А и кулачкам 3, воздействующим на микровыключатели 2 крайнего верхнего и нижнего положений стержня.

Работа привода в режиме РР. При отсутствии команд на подъем или опускание стержня электрические цепи якоря и обмотки возбуждения электродвигателя обесточены, цепь обмотки электромагнитной муфты находится под напряжением, а барабан с тросом и стержнем — в заторможенном состоянии.

При извлечении стержня из активной зоны от источника питания подается напряжение на якорь и обмотку возбуждения электродвигателя и одновременно обесточивается цепь электромагнитной муфты. Тормоз муфты отключается, и двигатель может перемещать регулируемый стержень. При срабатывании верхнего концевого микровыключателя или при снятии команды на перемещение стержня электрические цепи якоря и обмотки возбуждения двигателя обесточиваются и подается питание на муфту двигателя — стержень затормаживается.

Введение стержня в активную зону (опускание) может происходить при подаче импульсов напряжения в цепь якоря для уменьшения времени переходного процесса (импульс форсировки) или без подачи импульса форсировки. Опускание стержня при подаче импульса в цепь якоря производится следующим образом. Подается полное напряжение источника на якорь и обмотку возбуждения и снимается питание с муфты, привод начинает работать на опускание в двигательном режиме. После окончания импульса обмотка якоря отключается от источника напряжения, а напряжение на обмотке возбуждения уменьшается до заданного значения. Привод продолжает опускать стержень (под действием массы стержня) в режиме динамического торможения. При размыкании нижнего концевого микровыключателя (или при снятии ко-

манды) обесточивается цепь обмотки возбуждения и подается питание на муфту — стержень затормаживается.

Опускание стержня без подачи импульса напряжения в цепь якоря происходит следующим образом. Подается питание на обмотку возбуждения, муфта обесточивается, и привод под действием массы стержня начинает опускать стержень в режиме динамического торможения с ослабленным потоком. При размыкании нижнего концевого микровыключателя (или при снятии команды) снимается напряжение с обмотки возбуждения и подается питание на муфту — стержень затормаживается.

Работа привода в режиме АЗ. При подаче сигнала АЗ электромагнитная муфта обесточивается, и привод под действием веса стержня начинает опускать его в режиме динамического торможения с самовозбуждением. При размыкании нижнего концевого микровыключателя подается питание на муфту. После срабатывания муфты сервопривод затормаживается. В случае исчезновения напряжения, питающего муфту, привод также останавливается, но при полном разматывании троса.

Привод АР и УСП. Привод укороченных стержней-поглотителей (УСП) осуществляет ввод стержней в активную зону снизу, поэтому при отключении питания сброс стержня не происходит. В связи с этим изменена конструкция электромагнитной муфты двигателя: в обесточенном состоянии ротор заторможен и привод удерживает стержень за счет усилия муфты. Аналогичная муфта установлена в приводе стержней АР. Кроме того, барабан привода АР имеет винтовую канавку для ориентированной намотки троса в один слой, что уменьшает износ троса. Рабочий ход стержней АР составляет 4,5 м.

Регулирующие стержни реактора РБМК имеют значительный рабочий ход. Использование в механизме преобразователя движения (барабан — трос) позволяет при значительном ходе стержня получить компактную конструкцию привода с небольшими размерами, установить привод в биологической защите под плотным настилом центрального зала и относительно просто осуществить биологическую защиту канала СУЗ. Использование в приводе двигателя постоянного тока с самовозбуждением дает возможность осуществить относительно просто электродинамическое торможение регулирующего стержня. Использование этих же двигателей в приводах АР позволяет получить значительный диапазон регулирования скорости.

Но механизмы этого типа имеют и недостатки. Одним из основных недостатков является быстрое изнашивание троса, особенно в приводах АР, ввиду малого диаметра барабана и большого числа изгибов троса. Это обстоятельство вызывает частую замену ИМ. Другой недостаток — необходимость поддержания во внутренней полости привода избыточного давления азота и в межманжетном уплотнении вала барабана — избыточного давления масла во избежание попадания воды, охлаждающей канал СУЗ, во внутреннюю полость привода. Использование гибкой связи (трос) между регу-

лирующим органом и приводом механизма требует принятия специальных мер по предотвращению всплывания стержня с вытеснителем. Применение двигателя постоянного тока для механизмов АР требует довольно сложной системы электрической синхронизации отдельных механизмов АР или их групп.

Несмотря на отмеченные недостатки, эксплуатация механизмов этого типа на реакторах РБМК-1000 показала их относительно высокую надежность, что объясняется тщательной отработкой их конструкции и технологии на заводе-изготовителе. Следует также иметь в виду, что на аппаратах канального типа замена вышедших из строя механизмов может производиться на работающем реакторе и не вызывает особых трудностей.

Глава 7

СТРУКТУРА СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

§ 7.1. ОСНОВНЫЕ ФАКТОРЫ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИЕ СТРУКТУРУ СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

СУЗ предназначена для оперативного контроля за ходом цепной реакции деления в активной зоне ядерного реактора и управления этим процессом в следующих режимах: первоначальная загрузка и перегрузки топлива; пуск реактора из подкритического состояния; вывод на мощность; работа в энергетическом диапазоне (изменение или поддержание заданного уровня мощности); регламентная или аварийная остановка реактора; контроль и поддержание подкритического состояния. СУЗ должна исключить возможность неконтролируемого развития цепной реакции в активной зоне реактора или распространения радиоактивности во всех эксплуатационных режимах и аварийных ситуациях.

Рассмотрим подробнее требования к СУЗ в перечисленных режимах работы реактора.

Пуск. Под пуском мы будем понимать вывод реактора в критическое состояние из полностью заглушенного и подъем мощности до $(0,1-1)\% Q_{\text{ном}}$, где $Q_{\text{ном}}$ — номинальный уровень мощности. В этом режиме энергетический реактор вручную регулируется оператором. Возможен автоматический пуск некоторых типов реакторов. Регулирующие стержни-поглотители извлекаются небольшими шагами, увеличивая реактивность до тех пор, пока реактор не станет надкритичным. Вводимая реактивность и скорость ее изменения определяются заданным периодом разгона реактора, а также исходной подкритичностью (см. гл. 2).

К средствам управления в этом режиме предъявляются следующие требования:

1. Обеспечить пуск с заданной скоростью увеличения мощности при соблюдении ограничений, накладываемых на вводимую реак-

тивность и скорость ее введения. Например, время пуска может быть ограничено, чтобы исключить попадание реактора в иодную яму. Правилами ядерной безопасности, действующими в СССР, максимальная скорость введения положительной реактивности определена величиной $0,07\beta_{эф}/с$.

2. Обеспечить надежный контроль мощности (интенсивности цепной реакции). Следует отметить, что это требование существует во всех режимах работы реактора, однако в режиме пуска выполнение его наиболее затруднительно, так как необходимо контролировать низкие уровни потока нейтронов при большом γ -фоне остановленного реактора. Средства измерения потока нейтронов при пуске реактора обсуждались в гл. 3.

Вывод на мощность. В этом режиме начинается ядерный разогрев активной зоны, устанавливаются номинальные расходы теплоносителя. Подъем мощности ведется в соответствии с требованиями энергосистемы. Кроме того, скорость подъема мощности регламентируется скоростью разогрева элементов конструкции активной зоны. Средства управления в этом режиме обеспечивают:

1. Необходимую скорость подъема мощности, в том числе при наихудших расчетных условиях (например, интенсивное падение реактивности после аварийной остановки из-за отравления).

2. Компенсацию изменения реактивности, связанной с разогревом реактора и подъемом мощности.

3. Заданное энергораспределение при подъеме мощности, особенно при подходе к номинальному уровню мощности. Особое внимание при подъеме мощности уделяется переходным режимам при изменении уровня мощности, расхода теплоносителя и т. д.

Работа на номинальной мощности. В этом режиме реактор должен удовлетворять требованиям энергосистемы, в то же время его параметры должны оставаться в заранее определенных безопасных пределах.

Вопросы регулирования ядерного реактора как элемента ЯЭУ рассматривались в гл. 2.

В режиме работы на номинальной мощности СУЗ должна удовлетворять следующим требованиям:

1. Поддерживать мощность и энергораспределение в объеме активной зоны в заданных пределах. Как отмечалось выше, эту функцию СУЗ выполняет совместно с системой контроля энергораспределения (СКЭ) и системами контроля теплотехнических параметров первого контура (расход, температура, давление теплоносителя). Для формирования и поддержания заданного энергораспределения необходимо иметь возможность перемещать стержни регулирования в заданное положение с высокой точностью. Кроме того, необходимо сохранение этого положения стержня непрерывно в течение длительного времени при отсутствии сигнала на его перемещение.

2. Компенсировать отравление реактора ксеноном и выгорание.

3. Компенсировать возможные возмущения реактивности, создаваемые внешним контуром теплоносителя.

Остановка. Режим регламентной остановки обычно осуществляется регулируемым введением отрицательной реактивности. Другой тип остановки — аварийная остановка, при которой мощность снижается за короткое время посредством быстрого введения стержней-поглотителей и реактор таким образом переводится в глубоко подкритическое состояние (заглушается). Сигнал аварийной защиты, по которому производится остановка реактора, обычно указывает на опасные или потенциально опасные условия для реактора или ЯЭУ в целом. СУЗ должна быть спроектирована так, чтобы достаточная отрицательная реактивность могла быть введена для остановки реактора при любых условиях. Одним из способов увеличения скорости введения отрицательной реактивности является введение в активную зону всех стержней одновременно по сигналу АЗ.

Контроль и поддержание подкритического состояния. После остановки реактора происходит существенное изменение реактивности в результате отравления и разотравления реактора, изменения температуры активной зоны и теплоносителя. Эти изменения реактивности могут быть как положительные, так и отрицательные. В результате изменения реактивности и интенсивности источников фотонейтронов происходит изменение мощности подкритического реактора. В этих условиях на реакторе проводятся ремонтные и профилактические работы, а также перегрузка топлива. Отрицательная реактивность, создаваемая стержнями регулирования, должна быть такова, чтобы обеспечить глубоко подкритическое состояние реактора во всех перечисленных выше условиях. Измерительные каналы СУЗ должны обеспечить контроль потока нейтронов остановленного подкритического реактора на фоне интенсивного остаточного γ -излучения реактора.

Измерительные каналы СУЗ. Выполнение требований, присущих каждому из перечисленных выше режимов, и работа во всем диапазоне изменения мощности реактора обеспечивается разделением измерительных каналов на отдельные подсистемы. Они включают в себя: пусковые каналы; каналы контроля реактора на энергетических уровнях мощности; каналы аварийной защиты.

Диапазоны работы измерительных каналов показаны на рис. 3.8.

Пусковые каналы контролируют плотность потока нейтронов и период реактора в подкритическом состоянии и при выводе реактора в критическое состояние, а также при подъеме мощности до $(0,1 \div 1) Q_{\text{ном}}$.

Каналы контроля реактора на энергетических уровнях мощности обеспечивают контроль как при ручном, так и при автоматическом изменении или поддержании уровня мощности и энергораспределения в активной зоне реактора. Диапазон работы этих каналов составляет от 1 до 150% номинальной мощности. Каналы аварийной защиты обеспечивают остановку реактора автоматически или с помощью оператора при опасных или потенциально опасных условиях. Эти каналы выдают также предупредительные

сигналы (ПС) оператору о приближении к потенциально опасным условиям и посредством логических схем ограничивают действия персонала АЭС и автоматики, которые могут оказаться в данной ситуации недопустимыми. Диапазон работы каналов АЗ — от долей процента до 150% номинальной мощности.

Следует отметить, что приведенное разделение функций измерительных каналов условно в том смысле, что указанные каналы не являются полностью автономными. Так, каналы АЗ используют многие сигналы, поступающие из первых двух подсистем. Иногда элементы системы АР мощности совместно с пусковыми каналами обеспечивают автопуск реактора. Тем не менее такое разделение позволяет представить работу элементов СУЗ реактора. Остановимся подробнее на функциях и структуре перечисленных выше каналов.

§ 7.2. ПУСКОВЫЕ КАНАЛЫ

Общая характеристика. Основной задачей пусковых каналов ядерного реактора является обеспечение контроля подкритического состояния и контролируемого безопасного подъема мощности из глубоко подкритического состояния реактора до нижнего предела энергетического уровня мощности с периодом нарастания мощности не меньше заданного предельно допустимого значения.

В пусковом режиме важна не столько точность измерения мощности и периода, сколько непрерывность и наглядность индикации этих параметров. Обычно диапазон измеряемых периодов лежит в пределах от 200 до 10 с и период измеряется с погрешностью 15—20%. Измерение периода в пусковом режиме важно прежде всего потому, что установившийся период определяется избыточной реактивностью или скоростью выведения из подкритичности, т. е. параметрами, от которых зависит ядерная безопасность.

Пусковые каналы выполняют следующие функции:

- измерение сигналов, пропорциональных мощности и периоду реактора;

- регистрация этих сигналов;

- выдача в систему АЗ сигнализации о достижении периодом предупредительной уставки (значение периода, принятого в качестве предупредительного);

- выдача в систему АЗ сигнала о появлении периода, меньшего предельно установленного значения (аварийный сигнал);

- в случае автоматического пуска — выдача сигналов, обратно пропорциональных периоду, на автоматическое перемещение стержней.

В пусковом режиме плотность потока нейтронов в активной зоне энергетического реактора изменяется в пределах значений от $(10-10^3)$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ до $(10^{10}-10^{12})$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ при экспозиционной дозе γ -фона до 10^2 А/кг. Поэтому необходимо применение различных типов детекторов и каналов измерения — им-

пульсных, флуктуационных, токовых с компенсацией γ -фона, работающих в поддиапазонах, на которые разбивается пусковой диапазон. Подробно вопрос о выборе детекторов для контроля пусковых режимов реактора рассмотрен в гл. 3. Здесь отметим, что широкий диапазон изменения сигнала и необходимость контроля за быстропеременными процессами требуют использования в пусковых каналах приборов, логарифмирующих сигнал нейтронного детектора и работающих без переключения пределов измерения.

Представление информации о потоке нейтронов в режимах пуска и подъема мощности осуществляется при помощи выносных

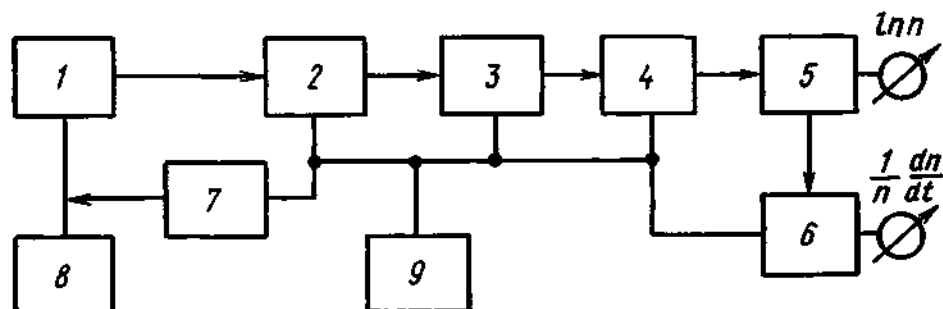


Рис. 7.1. Структурная схема импульсного канала контроля мощности и периода: 1 — детектор нейтронов; 2 — предусилитель; 3 — усилитель импульсов; 4 — дискриминатор; 5 — логарифмический интенсиметр; 6 — измеритель периода; 7 — генератор контрольных импульсов; 8, 9 — источники питания

приборов с логарифмическими шкалами, охватывающими 6—7 порядков изменения потока нейтронов, и поэтому жесткие требования к точности здесь не предъявляются. Приборы, которые широко используются в пусковых каналах СУЗ, обычно обладают приведенной логарифмической погрешностью измерения мощности порядка 2—4%, а погрешность измерения периода составляет 20%.

Пусковые каналы СУЗ ядерного реактора проектируются таким образом, чтобы в пределах по крайней мере одной декады изменения мощности осуществлялось перекрытие диапазонов работы импульсных, флуктуационных и токовых каналов измерения плотности потока нейтронов. Этого добиваются выбором типа детекторов нейтронов и их размещением.

Импульсный канал. Структурная схема импульсного измерительного канала приведена на рис. 7.1. Импульсный канал состоит из детектора 1, предварительного усилителя 2, усилителя 3, дискриминатора 4, логарифмического интенсиметра 5, измерителя периода 6, генератора импульсов 7 и источников питания 8 и 9.

Предварительный усилитель служит для усиления сигнала и согласования выходных параметров детектора с кабелем.

Радиационные условия не позволяют размещать предварительный усилитель непосредственно рядом с детектором, и поэтому его устанавливают на некотором расстоянии, которое ограничивается суммарной емкостью используемой линии связи, так как амплитуда сигнала напряжения, снимаемого с детектора, обратно пропор-

циональна емкости, приведенной ко входу детектора. Обычно предварительный усилитель устанавливается на расстоянии не более 10—15 м от детектора.

Импульсный усилитель усиливает импульсы, поступающие от детектора нейтронов через предварительный усилитель*.

Дискриминатор не пропускает импульсы от шумов γ -фона и выделяет импульсы от захвата нейтронов в детекторе. Диапазон работы импульсного канала составляет 5—6 порядков изменения скорости счета (до 10^5 — 10^6 имп/с).

Логарифматор выполняет преобразование частоты импульсов в сигнал постоянного тока и логарифмирование сигнала.

Для измерения периода нарастания мощности сигнал с импульсного логарифмического усилителя поступает на дифференцирующую схему и далее — на измеритель периода. Если мощность реактора меняется по закону

$$Q(t) = Q \exp(t/T), \quad (7.1)$$

где T — период реактора, то напряжение на выходе логарифматора равно

$$U_{\pi} = A \ln Q(t), \quad (7.2)$$

здесь A — постоянная логарифматора, а напряжение на выходе дифференцирующей цепочки U_d находят из уравнения

$$dU_d/dt + U_d/\tau = dU_{\pi}/dt, \quad (7.3)$$

где τ — постоянная времени дифференцирующей цепочки.

Решая уравнение (7.3) с учетом (7.1) и (7.2), получаем

$$U_d = \frac{A\tau}{T} \left(1 - \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right) \right).$$

При установившемся значении периода, т. е. при $t \rightarrow \infty$

$$U_d = A\tau/T. \quad (7.4)$$

Таким образом, напряжение на выходе дифференцирующей схемы обратно пропорционально периоду реактора. Постоянная времени дифференцирования для измерительных цепей обычно выбирается в пределах 3—5 с. Шкала измерения периода лежит в пределах от ∞ до 5 с. Индикация периода осуществляется при помощи выносных индикаторов. Контроль исправности прибора обеспечивается при помощи встроенного генератора контроля, сигнал которого через кабель высоковольтного питания детектора подается на вход предварительного усилителя.

Токовый канал. Структурная схема токового канала, работающего в промежуточном диапазоне контроля мощности реактора, показана на рис. 7.2. Ток ионизационной камеры, пропорциональный мощности реактора, преобразуется логарифмирующим элементом I в напряжение, пропорциональное логарифму тока иониза-

* В последние годы разработаны усилители с низкоомным входом, позволяющие снимать сигнал с детектора без предварительного усиления через кабель длиной в несколько сот метров.

ционной камеры. Выходное напряжение логарифмирующего элемента 1 подается на измеритель тока и одновременно в дифференцирующую цепь 2, с выхода которой снимается сигнал, обратно пропорциональный периоду изменения тока ионизационной камеры. Выходной сигнал дифференцирующей цепи 2, усиленный усилителем постоянного тока 3, измеряется прибором и после сравнения с уставкой периода в задатчике 4 поступает на дискриминаторы уровней 5 и 6, выходные сигналы которых после усиления по мощности усилителями 7 и 8 подаются во внешние цепи. Контроль неисправности прибора осуществляется посредством использования логических цепей, контролирующих питание и целостность узлов отдельных элементов.

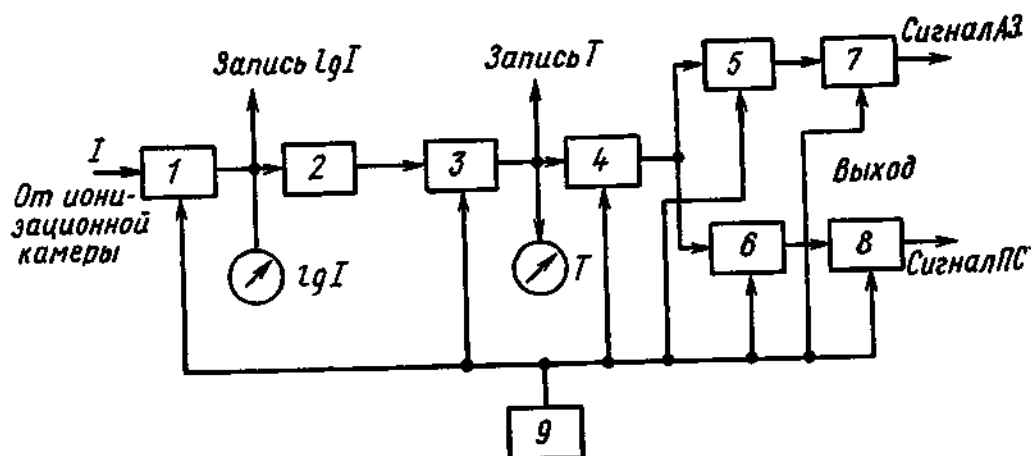


Рис. 7.2. Структурная схема токового канала контроля мощности и периода реактора:

1 — логарифмирующий элемент; 2 — дифференцирующая цепь; 3 — усилитель постоянного тока; 4 — задатчик уставки периода; 5 — дискриминатор предупредительного уровня; 6 — дискриминатор аварийного уровня; 7 — усилитель мощности предупредительного сигнала; 8 — усилитель мощности аварийного сигнала; 9 — источник питания

Логарифмирующие элементы. В качестве логарифмирующих элементов используются вакуумные лампы, а также вакуумные и полупроводниковые диоды и транзисторы. При этом нелинейные элементы включаются либо на входе усилителя постоянного тока, либо в цепь обратной связи. Несмотря на имеющийся широкий класс полупроводниковых элементов, наиболее часто используется в настоящее время в качестве логарифматора вакуумный пентод типа 6Ж1Б в триодном включении. При этом обеспечивается довольно большая крутизна логарифмической характеристики (4—5 В/декада), и последующего усиления сигнала, снимаемого с логарифматора, не требуется.

Соотношение, связывающее выходное напряжение с током на входе, имеет вид

$$U_{\text{вых}} = U_0 - B \lg(I/I_0), \quad (7.5)$$

где I_0 — начальное значение входного тока, равное 10^{-11} А; I — текущее значение входного тока, А; B — крутизна логарифмической характеристики, В/декада, определяемая изменением выходного напряжения на изменение входного тока в 10 раз; U_0 — напряжение на выходе при входном токе I_0 , В.

Логарифматор, построенный с применением пентода 6Ж1Б, позволяет измерять токи в диапазоне от 10^{-11} до 10^{-4} А, однако при этом требуется отбор и тренировка ламп. В измерительном тракте токового канала контроля логарифматор используется как выносной каскад и располагается в непосредственной близости (на расстоянии около 20 м) от ионизационной камеры. Это обусловлено

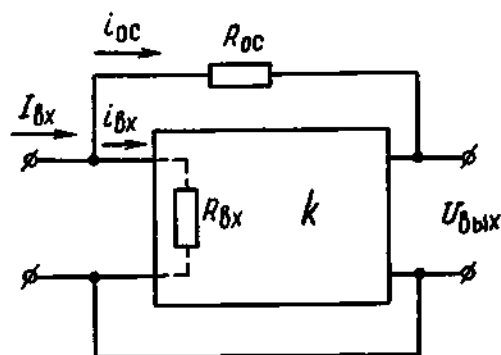


Рис. 7.3. Усилитель с параллельной обратной связью

тем, что при малых входных токах входное сопротивление подобного логарифматора велико и при подключении большой емкости (приведенной емкости линии связи детектор — логарифматор) постоянная времени входной цепи значительно увеличивается, что приводит к появлению большой динамической погрешности. Уменьшение входного сопротивления логарифматора на 6Ж1Б схемными методами достигается за счет уменьшения чувстви-

тельности в начальной области измеряемых токов.

Построение логарифмического элемента с использованием линейного усилителя с включением полупроводниковых диодов или транзисторов на входе или в цепи обратной связи требует прежде всего разработки транзисторных усилителей с малым потреблением тока на входе.

Рассмотрим усилитель с параллельной обратной связью, показанной на рис. 7.3: k — коэффициент усиления по напряжению, $R_{о.с}$ — эквивалентное сопротивление цепи обратной связи при определенном входном токе $I_{вх}$ и $R_{вх}$ — входное сопротивление самого усилителя. Для схемы справедливы следующие соотношения:

$$i_{вх} = I_{вх} - i_{о.с}; \quad (7.6)$$

$$U_{вх} = i_{вх} R_{вх}; \quad (7.7)$$

$$U_{вых} = U_{вх} - i_{о.с} R_{о.с}; \quad U_{вых} = k U_{вх}. \quad (7.8)$$

Из этих соотношений следует, что при поступлении от генератора тока на вход усилителя сигнала, равного $I_{вх}$, измерение будет тем точнее, чем меньшая часть тока $i_{вх}$ будет ответвляться на вход усилителя, и в идеальном случае, т. е. при $i_{вх} = 0$, $I_{вх} = i_{о.с}$ и $U_{вых} = -I_{вх} R_{о.с}$. Кроме того, следует иметь в виду, что для обеспечения стабильности при изменении параметров усилителя необходимо иметь коэффициент усиления k усилителя достаточно большим. Отметим, что при использовании в цепи обратной связи диодов или транзисторов с заземленной базой с увеличением входной емкости шум на выходе логарифмирующего усилителя увеличивается, что оказывает влияние на работу схемы измерения периода. Поэтому ламповые логарифматоры все еще находят применение. Однако преимущества полупроводниковых логарифмирующих устройств очевидны и хорошо известны и в будущем, видимо, приведут к упрощению пусковых токовых каналов измерения.

Возможно использование простой схемы измерения постоянного тока в диапазоне восьми порядков изменения мощности одновременно в логарифмическом и линейном масштабах, что дает возможность применять одну ионизационную камеру для измерения периода и мощности реактора. Схема содержит последовательно включенные логарифмический и экспоненциальный усилители, в которых используются в качестве нелинейных элементов полупроводниковые диоды или транзисторы, причем в логарифмическом усилителе нелинейный элемент включен в цепь обратной связи, а в экспоненциальном — последовательно со входом усилителя.

Таким образом, выходной сигнал логарифмического усилителя пропорционален логарифму входного тока, в то время как выходной сигнал экспоненциального усилителя пропорционален измеряемому входному току логарифмического усилителя.

Дифференцирующие устройства. Рассмотрим теперь работу дифференцирующих устройств. Для измерения периода нарастания мощности операцию дифференцирования проводят обычно, используя дифференцирующую цепь с последующим усилением полученного сигнала или дифференцирующий усилитель. Поскольку дифференцирующие устройства используются как в системах измерения и регулирования, так и в системах защиты по периоду и по скорости изменения мощности, то эти устройства, как правило, должны иметь выходы на указательный прибор, регулирующие приборы, цепи защиты и сигнализации. Кроме того, в устройстве должен также быть непрерывный контроль исправности.

На практике широкое применение находит RC -цепь с передаточной функцией $W(j\omega)$ вида

$$W(j\omega) = \frac{j\omega\tau_1}{(1 + j\omega\tau_1)(1 + j\omega\tau_2)}, \quad (7.9)$$

которая представляет собой последовательно включенное реальное дифференцирующее звено с постоянной времени τ_1 и инерционное звено с постоянной времени τ_2 . Эти цепи должны обеспечивать получение информации о периоде, которая содержится в низкочастотной области входного сигнала, снимаемого с выхода логарифматора, и фильтровать шумовой сигнал, который зависит от мощности реактора. Можно показать, что оптимальными параметрами такого дифференцирующего устройства являются величины $\tau_1 = \tau_2$ как в отношении подавления шума, так и для обеспечения быстроты затухания переходного процесса при измерении периода.

Широкодиапазонный канал контроля мощности. Диапазон работы токового канала контроля мощности и периода реактора ограничен снизу токами утечки, возникающими при подаче напряжения на камеру и кабель, а также необходимостью компенсации γ -фона. Нижняя граница диапазона составляет 10^{-10} — 10^{-11} А. Диапазон работы канала составляет 6—7 порядков изменения потока нейтронов.

Недостатком пусковой системы, разделенной на два канала (импульсный и токовый), является необходимость переключения канала контроля на определенном уровне мощности с одного типа датчиков на другой и, следовательно, необходимость применения разнотипной аппаратуры.

Наличие неконтролируемого диапазона мощности приводит к условиям так называемого «слепого» пуска реактора. Чтобы избежать «слепого» пуска, желательно расширить диапазон измерения плотности потока нейтронов с помощью одного датчика.

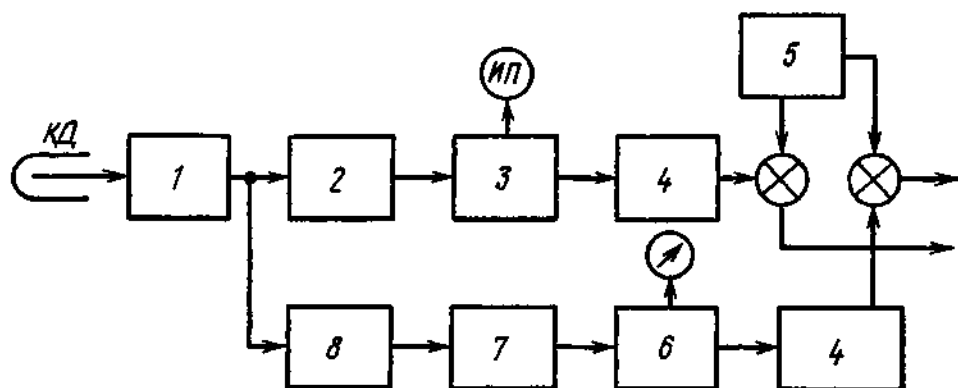


Рис. 7.4. Структурная схема широкодиапазонного канала контроля мощности и периода реактора:

1 — усилитель импульсов; 2 — дискриминатор; 3 — интенсивметр; 4 — блок логарифмирования и дифференцирования; 5 — задатчик установки периода; 6 — интегратор; 7 — квадратор; 8 — усилитель переменного тока; ИП — измерительный прибор скорости счета

Верхняя граница пропорциональности скорости счета импульсного канала величине плотности потока нейтронов обусловлена разрешающей способностью импульсной аппаратуры. Для внезонных камер деления с чувствительностью (0,1—0,2) имп/(нейтр./ $\text{см}^2 \cdot \text{с}$) верхняя граница составляет (10^5 — 10^6) нейтр./ $\text{см}^2 \cdot \text{с}$, для внутризонных камер деления с чувствительностью (10^{-4} — 10^{-5}) имп/(нейтр./ $\text{см}^2 \cdot \text{с}$) эта величина составляет (10^8 — 10^9) нейтр./ $\text{см}^2 \cdot \text{с}$.

Контроль более высоких уровней потока нейтронов с помощью этих же камер деления возможен при использовании флуктуационного режима работы камер деления, рассмотренного в гл. 3.

Эксперименты и опыт эксплуатации показали возможность контроля плотности потока нейтронов с применением флуктуационного режима камер деления в диапазоне до 6—8 декад. Таким образом, комбинированное использование импульсного и флуктуационного режимов работы камер позволяет контролировать плотность потока нейтронов с помощью одного датчика в диапазоне 10—12 декад.

Структура широкодиапазонного канала контроля мощности показана на рис. 7.4.

Требования безопасности пуска. Пуск реактора является очень ответственной технологической операцией. Серьезной проблемой при первом пуске является получение достаточной начальной плот-

ности потока нейтронов, чтобы уменьшить статистическую погрешность измерительных приборов. Для этого в реактор вводят источники нейтронов, которые позволяют сократить пусковой диапазон измерений. Для увеличения точности измерений приходится применять приборы с большой постоянной времени. Однако такая мера приводит к снижению безопасности пуска. Если плотность потока нейтронов в реакторе начнет быстро возрастать, то инерционные приборы не смогут вовремя передать сигнал мощности и периода в систему АЗ и разгон реактора окажется неконтролируемым. Параметром, определяющим допустимую инерционность приборов, является период, так как он служит мерой имеющегося в распоряжении оператора времени для предотвращения аварии.

Как отмечалось выше, в некоторых реакторах применяются системы автоматического пуска. Эти системы обычно работают, начиная с уровня надежной работы токового измерительного канала, и используют два независимых сигнала—сигнал мощности и сигнал обратного периода реактора. Сигнал мощности сравнивается с заданным, разностный сигнал ограничивается и служит опорным для сигнала обратного периода. Результирующий разностный сигнал равен нулю, если при большом рассогласовании по мощности период равен заданному (режим автопуска) или мощность равна заданному значению и период равен ∞ (стационарный режим). Таким образом, в начале пуска на малых уровнях мощности работает только канал периода, обеспечивая экспоненциальное увеличение мощности, а при подходе к заданному уровню — канал регулирования мощности. Функциональная схема такой системы автопуска приведена на рис. 7.5.

На энергетических реакторах пуск обычно осуществляется оператором вручную в соответствии с действующим на данном реакторе регламентом. Важное значение имеет оценка оператором состояния реактора на основе показаний пусковых каналов. При подкритичности более 1% реактор ведет себя при практически реализуемых скоростях изменения реактивности как безынерционная система (см. гл. 2).

Период подкритического реактора определяется соотношением

$$T = \frac{n}{dn/dt} = - \frac{\frac{Sl}{\delta k}}{Sl/\delta k^2 \frac{d\delta k}{dt}} = - \frac{\delta k}{dk/dt} = \frac{1-k}{dk/dt}. \quad (7.10)$$

Таким образом, в подкритическом реакторе, в котором реактивность не меняется ($dk/dt=0$), $T \rightarrow \infty$. При подходе к критическому

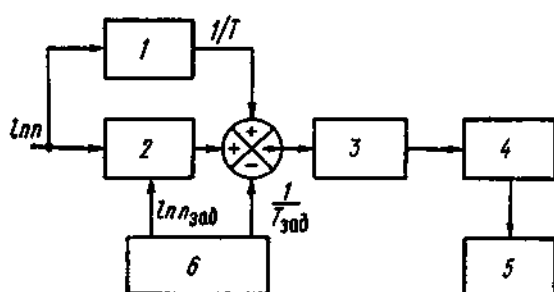


Рис. 7.5. Структурная схема системы автопуска:

1 — дифференцирующее звено; 2 — пороговое устройство; 3 — усилитель сигнала отклонения; 4 — усилитель мощности сигнала; 5 — исполнительный механизм АР; 6 — датчик мощности и периода

состоянию процессы перехода с одного уровня мощности на другой после скачка реактивности становятся более затяжными благодаря возрастанию роли запаздывающих нейтронов. Эти признаки могут использоваться оператором для оценки степени близости реактора к критическому состоянию.

Надежность работы пусковой системы обеспечивается дублированием измерительных каналов. По действующим в СССР «Правилам ядерной безопасности АЭС» энергетический реактор должен быть оснащен каналами контроля мощности таким образом, чтобы в процессе пуска реактора контроль осуществлялся как минимум: тремя не зависимыми между собой каналами измерения уровня мощности (регистрирующими нейтроны) с показывающими приборами; тремя не зависимыми между собой каналами измерения скорости изменения мощности (периода нарастания мощности) с показывающими приборами.

По крайней мере два из трех каналов контроля мощности должны быть оснащены записывающими приборами.

§ 7.3. КАНАЛЫ КОНТРОЛЯ И РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА НА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УРОВНЯХ МОЩНОСТИ

Контроль и регулирование реактора в энергетическом диапазоне изменения мощности (особенно на номинальной мощности) является весьма сложной операцией в связи с тем, что именно на этих уровнях мощности реактор выделяет большое количество энергии, и необходимо обеспечить его безопасную эксплуатацию вблизи предельных значений технологических параметров. Выше отмечалось, что основными функциями системы регулирования реактора на энергетических уровнях мощности являются: регулирование уровня мощности, регулирование энергораспределения и компенсация медленных эффектов реактивности. Рассмотрим, каким образом выполняются эти функции.

Общая структура АР мощности. Регулирование мощности энергетического реактора, как правило, осуществляется с помощью АР. АР работает в диапазоне изменения мощности от 1 до 100%. (Возможно применение нескольких АР, работающих в разных поддиапазонах, что позволяет расширить общий диапазон автоматического регулирования.) Требования к точности поддержания заданных уровней мощности значительно выше, чем требования к точности пусковых каналов. АР должен обеспечивать поддержание заданной мощности с погрешностью не более 1%. Для исследовательских реакторов требования к точности автоматического регулирования номинальных уровней мощности могут оказаться еще выше в связи с необходимостью поддержания заданных плотностей потоков нейтронов в экспериментальных устройствах.

Система АР начинает работать при плотности потока нейтронов в реакторе 10^{10} — 10^{12} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, [в месте расположения внезонных детекторов АР при 10^7 — 10^8 нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$], поэтому в качестве детекторов нейтронов могут быть использованы компенси-

рованные и некомпенсированные ионизационные камеры. Детекторы АР располагаются таким образом, чтобы их сигнал лучше отражал мощность реактора. Подробно вопрос о выборе детекторов АР мощности реактора рассмотрен в гл. 3.

Структурная схема АР мощности приведена на рис. 7.6. АР мощности работает следующим образом.

Оператор с пульта управления устанавливает сигнал на задатчике мощности (ЗМ), соответствующий необходимому уровню мощности. Этот сигнал с помощью сравнивающего устройства

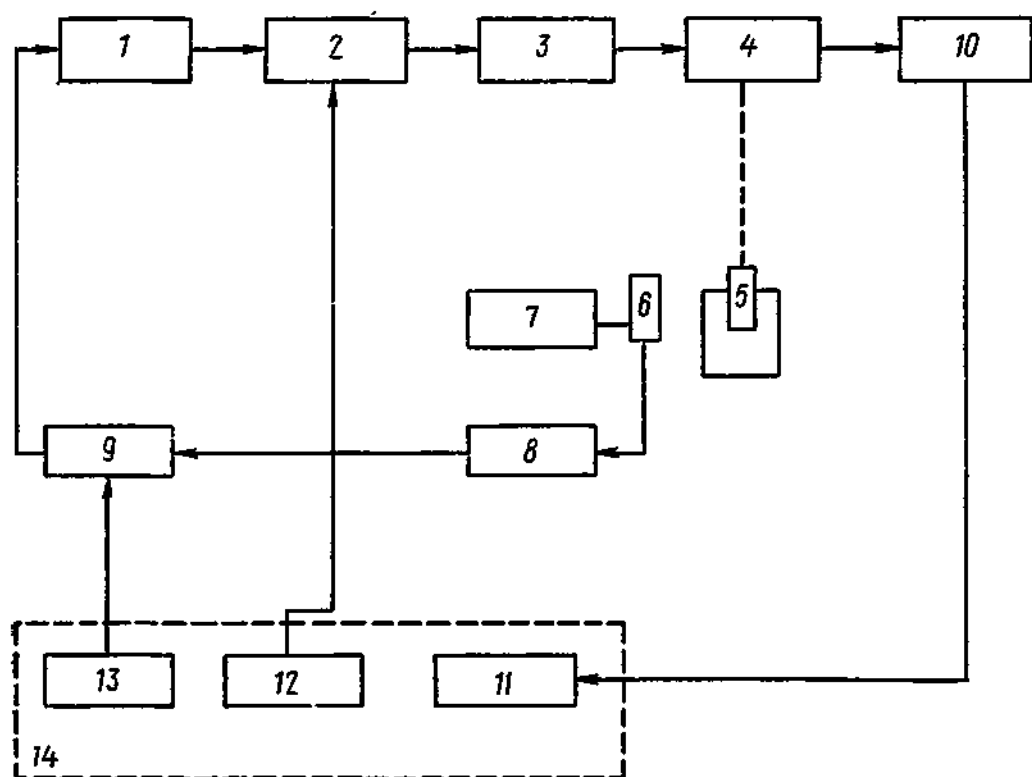


Рис. 7.6. Структурная схема АР мощности реактора:

1 — УСО; 2 — усилитель мощности; 3 — блок управления исполнительным механизмом АР; 4 — исполнительный механизм АР; 5 — стержень АР; 6 — ИК; 7 — блок питания ИК; 8 — измерительный усилитель; 9 — сравнивающее устройство; 10 — датчик положения АР; 11 — указатель положения АР; 12 — переключатель режима работы АР (с ручного на автоматическое и наоборот); 13 — ЗМ; 14 — пульт оператора

сравнивается с сигналом от ионизационной камеры (ИК). В случае различия сигнал разбаланса усиливается усилителем сигнала отклонения (УСО), затем через усилитель мощности подается на исполнительный механизм, который осуществляет соответствующее перемещение стержней АР. Перемещение стержней АР будет происходить до тех пор, пока сигналы от ЗМ и ИК не будут равны, таким образом мощность автоматически поддерживается на заданном уровне.

На пульт управления выведены ключ перевода реактора с автоматического регулирования на ручное; указатель положения стержня АР, сигнализация крайних положений стержня АР («введен», «извлечен»); регулировка положения ЗМ; прибор, показы-

вающий разбаланс тока ИК и сигнала ЗМ; прибор, показывающий ток ИК (уровень мощности).

Рассмотрим характеристики основных элементов контура АР.

Задатчик мощности. Структурная схема ЗМ показана на рис. 7.7.

ЗМ представляет собой стабилизированный источник напряжения с дистанционным изменением выходного напряжения. Задающим элементом является блок вращающихся трансформаторов 4. Напряжение питания на вращающиеся трансформаторы 5 подается через стабилизатор напряжения 2 и преобразователь 4. Выходные напряжения вращающихся трансформаторов, пропорциональные

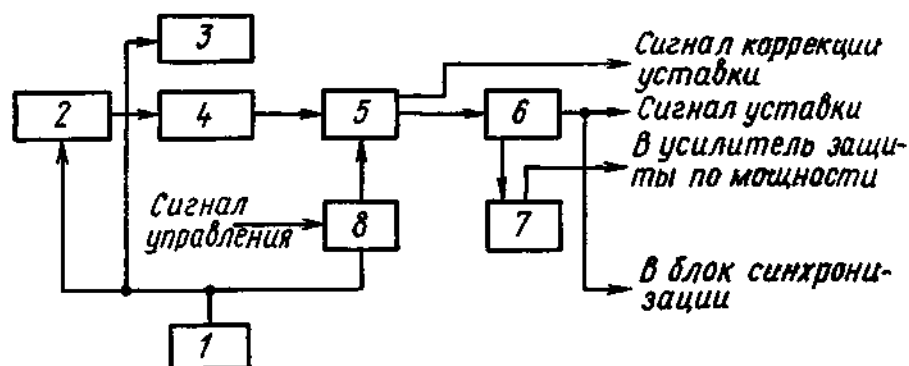


Рис. 7.7. Структурная схема задатчика мощности:

1 — источник питания; 2 — стабилизатор напряжения; 3 — блок контроля; 4 — преобразователь напряжения; 5 — блок вращающихся трансформаторов; 6 — блок выходных сигналов; 7 — указатель уставки; 8 — блок управления

углам поворота их роторов, преобразуются блоком выходных сигналов 6 в напряжение постоянного тока. Роторы вращающихся трансформаторов поворачиваются двигателем, управляемым из внешней схемы. С блоков выходных сигналов 6 сигнал уставки уровня мощности подается во внешние цепи и в схему указателя уровня уставки 7.

Кроме того, с преобразователя напряжения 4 и с блока вращающихся трансформаторов 5 снимаются напряжения переменного тока, пропорциональные по текущему значению напряжения уставки, и подаются в цепи коррекции уставки. С блока выходных сигналов 6 сигнал уставки подается в усилитель сигнала отклонения (УСО) канала регулятора, в усилитель защиты по превышению мощности (УЗМ) и в блок синхронизации. Схема контроля обеспечивает сигнализацию при исчезновении напряжения уставки и напряжения питания двигателей, имеющих в блоке управления 8. Изменение напряжения уставки осуществляется поворотом роторов вращающихся трансформаторов дистанционно посредством блока управления 8 при подаче внешних сигналов. Таким образом, задатчик обеспечивает выдачу следующих сигналов:

сигнала уставки уровня мощности, изменяющейся по линейному закону во времени (от ~ 3 до $\sim 120\%$ номинального уровня мощности);

сигнала, задаваемого в схему синхронизации задатчиков;
сигнала, задаваемого в схему коррекции уставки;
сигнала для измерения уставки.

Управление изменением уставки ЗМ с рабочей скоростью или в режиме ускоренного снижения осуществляется сигналами от ключей, логической схемы и схемы синхронизации.

Как показано в гл. 2, реактор обладает нелинейностью, так как его коэффициент усиления пропорционален мощности. Поэтому в контур АР необходимо ввести устройство, исключющее зависимость коэффициента усиления от мощности. Для устранения нелинейности управляющий сигнал АР должен быть пропорционален отношению отклонения к заданному уровню мощности. Существуют различные способы аппаратурной реализации операции вычитания сигнала мощности из заданного и деления разности на опорный сигнал. Элементарная схема сравнения приведена на рис. 7.8. В этой схеме положение движка потенциометра D пропорционально сигналу заданного уровня мощности, а напряжение V_n пропорционально току ионизационной камеры. Сигнал ошибки равен $V_e = [R_2 / (DR_1 + R_2)] V_n - V_0$, где $0 \leq D \leq 1$.

Предположим, что при $V_n = V_0$ сигнал ошибки $V_e = 0$. Тогда $V_0 = [R_2 / (DR_1 + R_2)] V_0$ и $V_0 = V_0 (1 + DR_1 / R_2)$.

Видно, что V_0 линейно зависит от D . Уравнение для сигнала ошибки имеет вид $V_e = [R_2 / (DR_1 + R_2)] (V_n - V_0)$. Заменяя $R_2 / (DR_1 + R_2)$ на V_0 / V_n , получаем $V_e = V_0 ((V_n - V_0) / V_0) = k(n_0 - n) / n_0$, где n_0 — заданный уровень мощности, k — коэффициент пропорциональности.

Часто схема сравнения объединяется с усилителем сигнала отклонения.

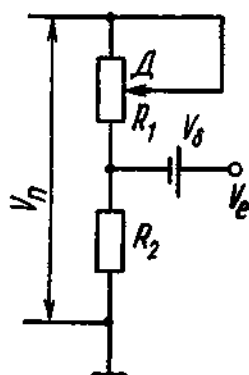


Рис. 7.8. Элементарная схема сравнения сигнала мощности с заданным сигналом

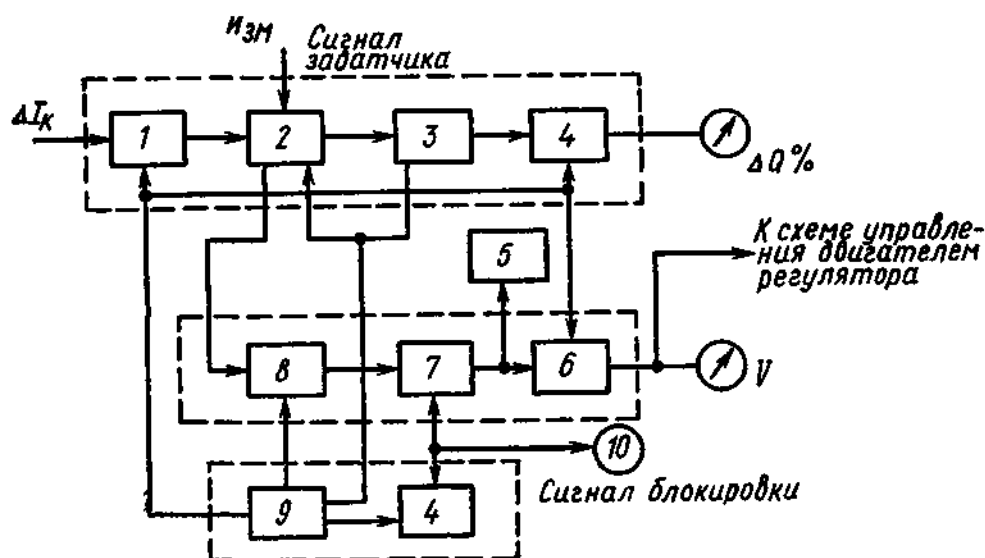


Рис. 7.9. Структурная схема усилителя сигнала отклонения

Усилитель сигнала отклонения. УСО работает в канале регулятора при изменении мощности, начиная от нескольких процентов номинального уровня мощности и выше. УСО обеспечивает усиление и измерение относительного отклонения тока ионизационной камеры от заданного значения, причем коэффициент усиления регулируется сигналом, подаваемым от ЗМ. Структурная схема УСО приведена на рис. 7.9.

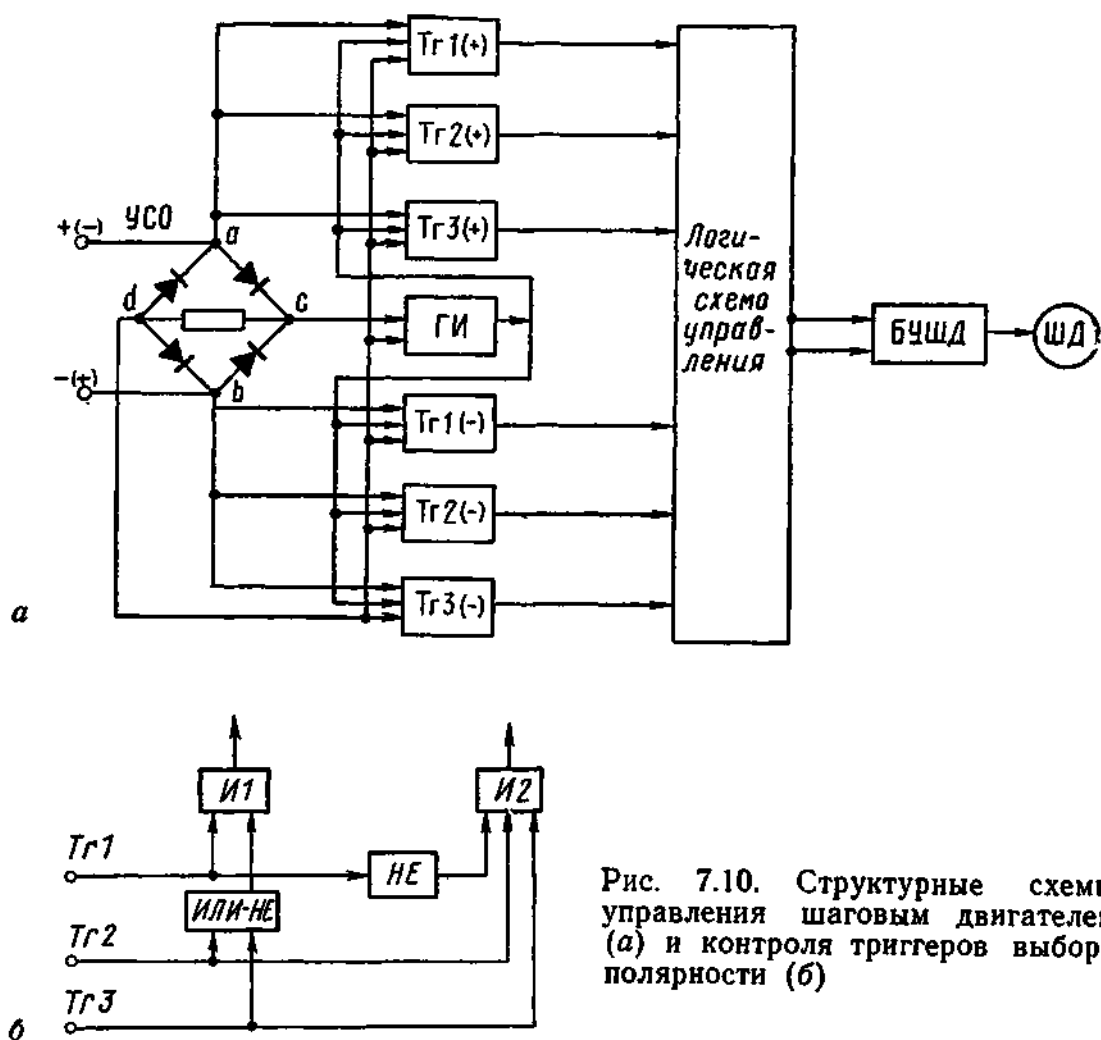


Рис. 7.10. Структурные схемы управления шаговым двигателем (а) и контроля триггеров выбора полярности (б)

Сигнал ΔI_k , пропорциональный разности токов ИК и ЗМ, подается на вход модулятора 1, с выхода модулятора он поступает на вход усилителя переменного тока 2, причем на другой вход усилителя 2 одновременно подается сигнал, обратно пропорциональный заданной мощности от ЗМ для регулировки коэффициента усиления. С усилителя 2 сигнал подается на усилители 3 и 8. В УСО имеется ключ 7, позволяющий блокировать выдачу выходного сигнала по команде из внешней цепи. Если команды на блокировку нет, выходной сигнал поступает на демодулятор 6, к выходу которого подключен измерительный прибор, и далее выдается в схему управления двигателем АР. С выхода усилителя 3 сигнал через отдельный демодулятор 4 подается на прибор, указывающий отклонение мощности от заданной как в нормальном

режиме, так и при блокировке рабочего выхода УСО (в процентах).

Сигнализация блокировки осуществляется при помощи элемента сигнализации 10, а питание — от блока питания 9. Усилитель имеет сигнализацию неисправности; которая осуществляется с помощью триггера контроля 5, срабатывающего при исчезновении контрольного сигнала в тракте усиления.

Схема управления приводом АР зависит от типа двигателя. Рассмотрим схему управления шаговым двигателем, описанным в гл. 5. Схема может работать в двух режимах — автоматическом и ручном. В режиме автоматического регулирования сигнал постоянного напряжения, поступивший от УСО, преобразуется в импульсный сигнал с частотой, пропорциональной напряжению, используемый для управления шаговым двигателем, а в режиме ручного регулирования частота импульсов управления выбирается постоянной.

На рис. 7.10,а показана структурная схема управления шаговыми двигателями в тракте АР. Схема включает в себя две группы триггеров Тг выбора полярности (на одну полярность три одинаковых триггера), генератор импульсов (ГИ), логическую схему управления и блок управления шаговым двигателем (БУШД). Сигнал разбаланса на триггеры выбора полярности и генератор импульсов подается с выхода УСО. С точек *a* и *b* сигнал поступает на триггеры Тг, с точки *c* — на ГИ, точка *d* является общей. Если полярность разбаланса такова, что потенциал точки *a* положителен по отношению к точке *d*, то сигнал поступает только на триггеры Тг1(+)—Тг3(+), и взводит их. В этом случае потенциал точки *b* практически равен потенциалу точки *d*, и на входе триггеров Тг1(—)—Тг3(—) сигнал равен нулю. При изменении полярности разбаланса сигнал будет поступать на триггеры Тг1(—)—Тг3(—) и взводить их. Потенциал точки *c* моста по отношению к точке *d* положителен и пропорционален разбалансу.

Таким образом, триггеры определяют нужное направление перемещения двигателя в зависимости от полярности сигнала разбаланса, поступающего в измерительную цепь. ГИ формирует управляющие импульсы, частота следования которых зависит от входного сигнала и определяет скорость перемещения двигателя. Логическая схема управления определяет число и последовательность работы отдельных исполнительных органов, входящих в АР, и обеспечивает необходимые блокировки (например, при выходе на концевые выключатели) и т. п. Блок БУШД предназначен для питания и переключения обмоток двигателя в заданной последовательности.

Для исключения самопроизвольного перемещения исполнительных органов регулятора из-за неисправности в триггерах выбора полярности или ГИ импульсы от ГИ подаются на входы триггеров. При наличии разбаланса каждый импульс «сбрасывает» триггеры соответствующей полярности в исходное состояние, а на время паузы между импульсами триггеры взводятся положительным

сигналом, получаемым от сигнала разбаланса. Таким образом, при наличии в системе соответствующего разбаланса с выхода триггера поступают управляющие импульсы в логическую схему. При появлении неисправности в триггерах или в ГИ импульсы на вход логической схемы управления не проходят, а поступают потенциальные сигналы 1 или 0 в зависимости от вида неисправности. Потенциальный сигнал не приводит к включению двигателя.

Рассмотрим схему контроля триггеров выбора полярности. Для обеспечения контроля триггеров в схеме использован принцип избыточности (по три одинаковых триггера на одну полярность и сравнение выходных сигналов одинаковых триггеров). Структурная схема контроля исправности для одного триггера выбора полярности показана на рис. 7.10,б, а в табл. 7.1 даны состояния схемы при различных комбинациях выходных сигналов триггеров.

Таблица 7.1

Состояния схемы контроля триггеров

Сигнал на выходах триггеров			Сигнал на выходе логических схем				Сигнал на выходах триггеров			Сигнал на выходе логических схем			
Tr1	Tr2	Tr3	ИЛИ-НЕ	НЕ	И1	И2	Tr1	Tr2	Tr3	ИЛИ-НЕ	НЕ	И1	И2
0	0	0	1	1	0	0	0	1	1	0	1	0	1
1	1	1	0	0	0	0	1	1	0	0	0	0	0
1	0	0	1	0	1	0	0	1	0	0	1	0	0

При исправной работе, когда у всех триггеров одновременно меняется уровень выходного сигнала, на выходах логических схем И1, И2 сохраняется нулевой уровень (строки 1 и 2 табл. 7.1). При появлении, например, в триггере Tr1 «ложной» единицы или «ложного» нуля формируются сигналы неисправности на выходе И1 или И2 соответственно (строки 3 и 4). Если неисправными оказываются Tr2 или Tr3, то схема контроля Tr1 не срабатывает, и сигнал неисправности формируется в соответствующем триггере (строки 5 и 6). При появлении неисправности выход триггера отключается и во внешнюю схему управления выдается сигнал неисправности. Для исключения влияния нестабильности порогов срабатывания отдельных триггеров вводятся дополнительные перекрестные связи с выхода каждого триггера на входы остальных триггеров (той же полярности). При срабатывании первого триггера (с наименьшим порогом) на входы остальных триггеров поступает импульсный сигнал, перекрывающий возможный разброс порогов срабатывания триггеров.

Анализ системы АР. Для исследования системы АР удобен метод аналогового моделирования. Система АР исследуется в основном по четырем критериям: *абсолютная устойчивость* (невозможность возникновения в замкнутой системе незатухающих колебаний); *относительная устойчивость* (количество колебаний в системе, прежде чем переходный процесс закончится); *величина перерегулирования* (максимальный выброс мощности реактора при

максимальном скачкообразном возмущении реактивности, определяемом реальными условиями эксплуатации); *время регулирования* (время, в течение которого практически заканчивается переходный процесс).

В исследованиях на аналоговой модели оптимизируются параметры регулятора (коэффициент усиления, частотная характеристика, коэффициент демпфирования и т. д.). Правилами ядерной безопасности установлено, что максимальная скорость перемещения стержня АР должна соответствовать скорости изменения реактивности не более $5 \cdot 10^{-2} \beta_{эф}/с$. Важно отметить, что коэффициент

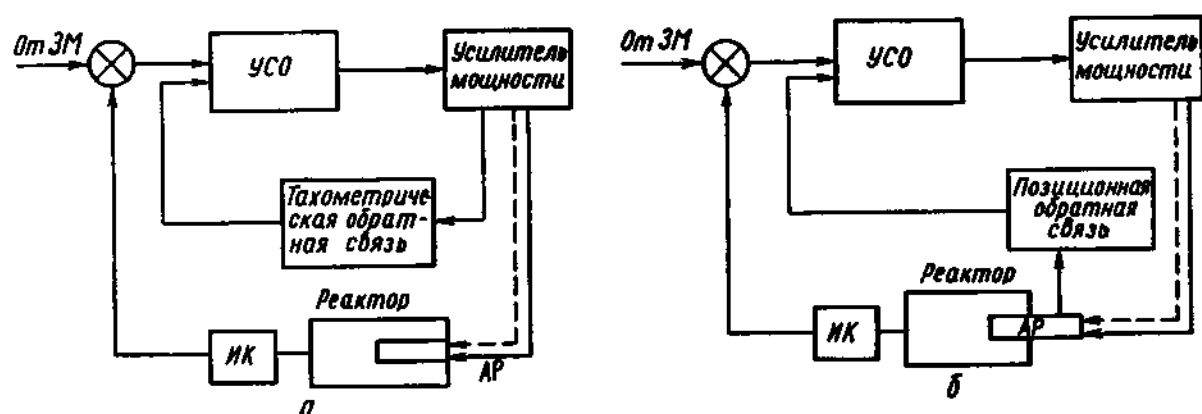


Рис. 7.11. Виды обратной связи в контурах АР мощности реактора: тахометрическая обратная связь (а); позиционная обратная связь (б)

усиления автоматического регулятора может меняться во время эксплуатации реактора, главным образом, за счет изменения «веса» стержней АР при перераспределении потока нейтронов по высоте и радиусу реактора (см. гл. 4). Поэтому устойчивость и качество регулирования нужно исследовать в широком диапазоне изменения коэффициента усиления регулятора, и запас устойчивости АР выбирать достаточно большим.

Для обеспечения устойчивости мощности реактора в системах АР вводится отрицательная обратная связь. На рис. 7.11 приведены структурные схемы АР с отрицательными обратными связями по скорости перемещения стержня АР (рис. 7.11,а) и по его положению (рис. 7.11,б).

Общим требованием является ограниченность «веса» стержня АР значением, равным $(0,7—0,8) \beta_{эф}$. Это требование определяется опасностью полного извлечения стержня АР при отказе схемы управления, которое сделало бы недопустимо коротким период разгона реактора, если «вес» стержня был больше $\beta_{эф}$.

Система АР проектируется таким образом, что исполнительный механизм останавливается при достижении стержнем АР как верхнего, так и нижнего положений (см. рис. 7.12). Предупредительный сигнал возникает, когда стержень занимает положение, близкое к предельному.

Система АР мощности энергетических реакторов должна быть оснащена не менее, чем двумя независимыми каналами АР с ав-

томатическим резервированием друг друга. Автоматический переход с работающего АР на резервный осуществляется при достижении стержнем работающего АР заранее установленных положений (предупредительных или крайних). Чтобы обеспечить компенсацию реактивности любого знака, резервный стержень АР должен находиться в среднем положении.

Структура локальных автоматических регуляторов (ЛАР). В простейшем случае регулирование энергораспределения в реакторе осуществляется оператором с помощью стержней РР или КС. Здесь мы рассмотрим одну из возможных разновидностей системы автоматического регулирования энергораспределения, или системы ЛАР, которая необходима при неустойчивом энергораспределении с малыми постоянными времени.

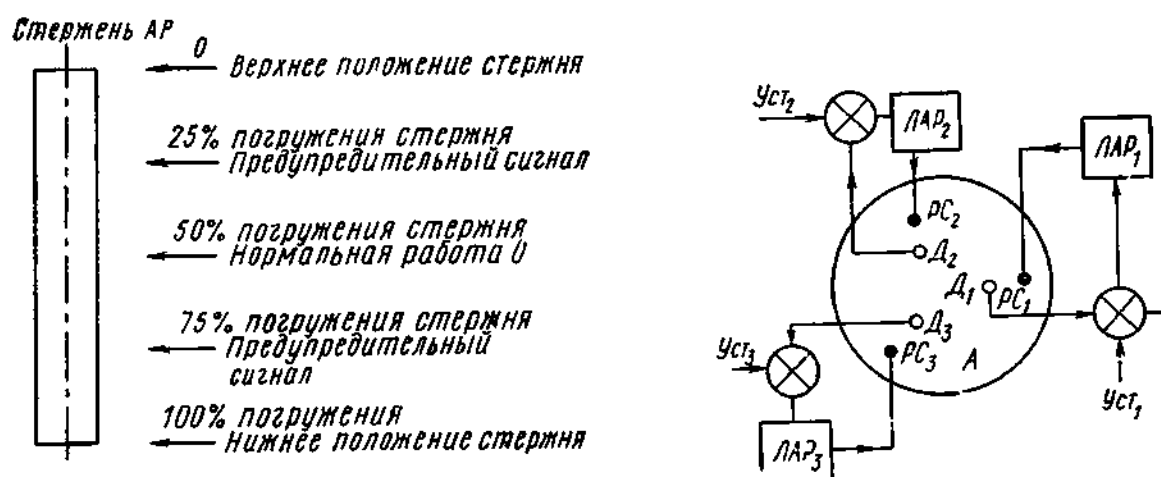


Рис. 7.12. Пределы работы стержня АР

Рис. 7.13. Структурная система ЛАР (I тип):

Уст — уставка ЛАР; Д — детектор энерговыделения; РС — регулирующий стержень; А — активная зона реактора (индекс означает номер канала ЛАР)

При выборе системы управления реактором на энергетических уровнях возможны два принципиальных подхода.

Первый, когда обычная система АР мощности (см. рис. 7.6) заменяется системой ЛАР, каждый из которых контролирует определенную область активной зоны реактора на основе сигналов локальных датчиков энерговыделения в этой области. Принципиальная структура такой системы регулирования представлена на рис. 7.13.

Второй подход состоит в том, что в реакторе наряду с системой ЛАР сохраняется и АР полной мощности. Принципиальная структура такой системы представлена на рис. 7.14. Видно, что в этом случае система регулирования реактора состоит из двух подсистем АР и ЛАР. Датчиками подсистемы АР являются четыре внезонные ионизационные камеры, расположенные симметрично вокруг активной зоны реактора.

Весьма существенным достоинством первой схемы (рис. 7.14) является однотипность ее структуры. К недостаткам можно отне-

сти то, что необходимо высокое быстродействие ЛАР, так как система должна обеспечивать регулирование и полной мощности. Поэтому требуется применение надежных и практически безынерционных датчиков. Кроме этого, для реализации режимов перевода мощности необходимо одновременное изменение уставок каждого из ЛАР.

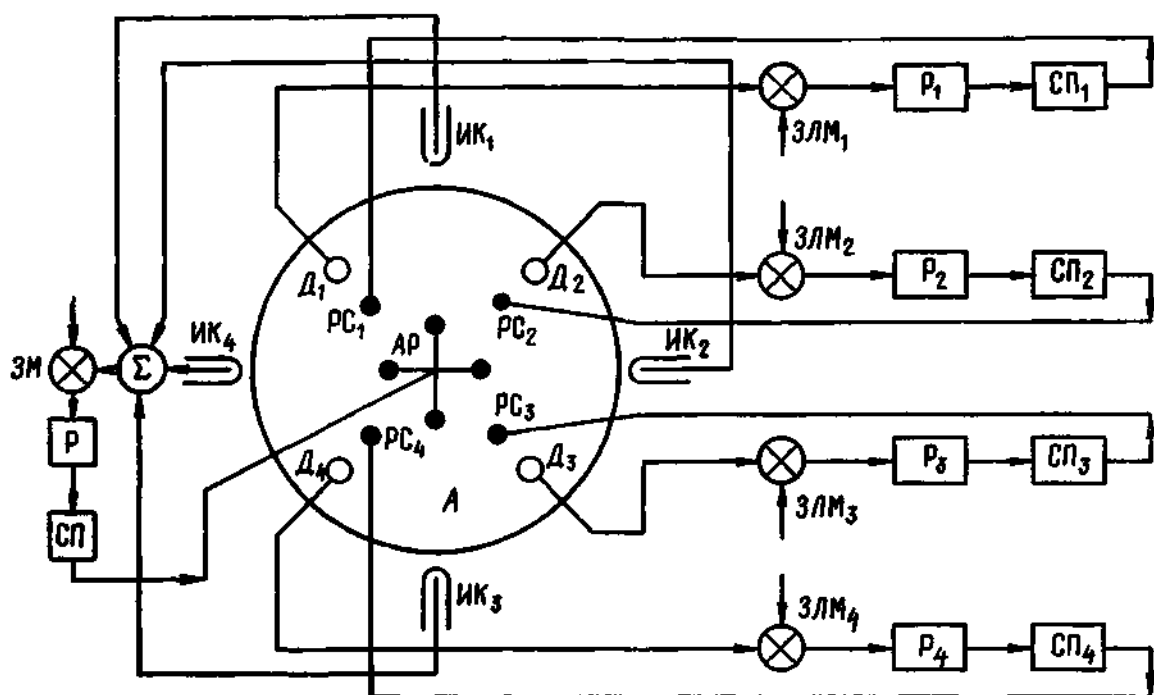


Рис. 7.14. Структура системы ЛАР (II тип):

D_i — детектор ЛАР; PC_i — регулирующий стержень ЛАР; А — активная зона реактора. ЗЛМ — сигнал задатчика локальной мощности; Р — регулятор полной мощности; СП — сервопривод; ЗМ — задатчик полной мощности

Преимуществом структурных схем второго типа (рис. 7.14) является то, что требуемое быстродействие подсистемы ЛАР определяется постоянными времени развития неустойчивости энерго-распределения, рассмотренной в гл. 2. Это позволяет использовать в каждом конкретном случае наиболее приемлемые по условиям работы в активной зоне внутризонные датчики энерговыделения. Кроме того, поскольку подсистема ЛАР может работать независимо от подсистемы АР, то подсистема ЛАР включается в работу по необходимости. Например, при пусковых работах, когда реактор работает на малых уровнях мощности и пространственная неустойчивость отсутствует, подсистема может быть отключена. К недостаткам данной структуры следует отнести то, что для обеспечения устойчивости всей системы регулирования и независимости работы ее подсистем требуются специальные меры. Например, необходимо введение автоматического изменения уставки ЛАР при изменении уровня мощности. В частности, в качестве уставки ЛАР может быть принят сигнал, пропорциональный полной мощности реактора. В этом случае изменение уровня мощности не приводит к включению ЛАР.

На рис. 7.14 приведена структурная схема системы АР радиального энергораспределения с четырьмя ЛАР и одним регулятором полной мощности, обеспечивающей стабилизацию неустойчивых основной и первой азимутальной гармоник.

В рассматриваемом случае мощность каждого квадранта реактора стабилизируется локальной системой, которую образуют внутриреакторный датчик энерговыделения (Д), задатчик локальной мощности (уставки ЗЛМ), электронный регулятор (Р), сервопривод (СП) и регулирующий стержень (РС). В контуре регулирования полной мощности реактора сигнал мощности представляется суммой токов четырех ионизационных камер ИК.

Следует отметить, что при неустойчивости лишь основной и первой азимутальной гармоник датчиками ЛАР, по-видимому, могут служить также ионизационные камеры, расположенные за отражателем. Однако более высокая точность поддержания заданного энергораспределения может быть достигнута при использовании внутризонных датчиков.

Весьма важным является выбор зоны нечувствительности регуляторов. Очевидно, зона нечувствительности регулятора полной мощности в схеме рис. 7.14 должна выбираться меньше зоны нечувствительности локальных регуляторов, так как постоянная времени развития неустойчивости основной гармоник, как показано в гл. 2, меньше, чем постоянная времени азимутальной гармоник энергораспределения.

При возникновении быстрой аксиальной неустойчивости энергораспределения используется система АР энергораспределения по высоте реактора. Такая система должна быть снабжена локальными датчиками контроля высотного энергораспределения и соответствующими средствами регулирования.

Компенсация реактивности. Энергетические ядерные реакторы имеют в начале кампании большой запас реактивности, необходимый для компенсации отравления, температурных эффектов и выгорания топлива в течение всей кампании. Поэтому в реактор вводят несколько десятков РС для компенсации начального запаса реактивности. Эти стержни равномерно размещены по всей активной зоне и обладают суммарной эффективностью, достаточной для поддержания критического состояния реактора в начале кампании.

По мере выгорания ядерного горючего и отравления реактора осколками деления стержни системы компенсации избыточной реактивности (КС) извлекаются из активной зоны реактора.

Система управления стержнями КС должна удовлетворять ряду требований, обеспечивающих ядерную безопасность реактора.

Интегральная эффективность стержня КС или группы органов КС, которые могут извлекаться одновременно и однократно, должна быть меньше β .

Скорость извлечения стержней КС должна быть такой, чтобы увеличение реактивности реактора, вызванное извлечением стержня (или группы стержней) КС, успевало бы компенсироваться автоматическим вводом в активную зону стержней АР.

Ухудшение теплосъема с твэлов, связанное, например, со снижением расхода теплоносителя через активную зону, также приводит к перегреву твэлов даже при постоянной мощности реактора.

Для ядерного реактора устанавливаются пределы допустимых значений основных параметров и условия безопасной эксплуатации. При отклонении от этих пределов (возникновении аварийной ситуации) реактор должен быть остановлен. Для прекращения цепной реакции при возникновении в реакторе и во всей ЯЭУ в целом аварийных ситуаций предназначена АЗ. Действие АЗ заключается в быстром введении в активную зону отрицательной реактивности. Отрицательная реактивность вносится введением в активную зону веществ, поглощающих нейтроны, выводением из активной зоны части делящегося вещества, или, наконец, воздействием на геометрию и физические свойства отражателя. Срабатывание АЗ должно быть как автоматическое, так и ручное дистанционное (обеспечивается нажатием кнопок АЗ, расположенных на пульте оператора и местных щитах управления).

При проектировании, монтаже и эксплуатации систем АЗ должны выполняться следующие требования (обусловленные критериями безопасности):

1. Входами системы АЗ должны быть сигналы непосредственного замера технологических параметров.

2. Измерительная часть системы АЗ должна реагировать на изменение контролируемых параметров в диапазоне их значений и скоростей изменения, превышающем расчетные границы для любых режимов.

3. Для параметров, имеющих существенную пространственную зависимость, должно быть предусмотрено необходимое число однородных датчиков.

4. Единичный отказ, блокировка, отключение, вывод из работы любого элемента системы АЗ для обслуживания или настройки не должны нарушать способности системы правильно реагировать на аварийные ситуации.

5. Превышение уставки АЗ по какому-либо параметру должно либо вызывать защитное действие, либо (во всяком случае) не мешать системе осуществить такое действие по другим контролируемым параметрам.

6. Электропитание системы АЗ должно быть организовано так, чтобы отказ одного из источников питания не привел бы ни к аварийной остановке реактора, ни к потере возможности осуществления системой защитных действий в действительно аварийных ситуациях.

7. В системе АЗ должно быть предусмотрено физическое и электрическое разделение аппаратуры и логических цепей, контролирующих однотипные сигналы, на несколько каналов, чтобы не допустить одновременного воздействия внешних условий на способность всех элементов правильно реагировать на аварийные ситуации.

8. Система АЗ должна правильно выполнять свои защитные

функции при воздействии землетрясений, взрывов, если такие условия возможны, а в судовых ЯЭУ — при воздействии качки, вибрационных и ударных нагрузок, а также при перевороте судна.

9. Все виды вмешательства в работу системы АЗ (настройка, замена элементов и т. д.) должны осуществляться под контролем оператора: на пульт управления должны выдаваться сигналы о неисправности, отключении или производстве работ в элементах АЗ.

10. При срабатывании АЗ и дальнейшей остановке реактора должна быть обеспечена возможность последующего восстановления состояния логических цепей АЗ для анализа причин аварийной остановки.

Аварийные ситуации, при которых происходит срабатывание АЗ, разделяются на следующие виды:

1. Введение в реактор положительной реактивности или превышение скорости введения положительной реактивности над некоторыми заданными значениями. Эта ситуация характеризуется уменьшением периода реактора по сравнению с заданным (уставкой).

2. Превышение уровня мощности над заданным уровнем или локальное повышение мощности, создающие опасность повреждения активной зоны.

3. Недопустимое для нормального функционирования аппаратуры исполнительных механизмов СУЗ снижение или полное исчезновение напряжения электропитания, а также другие недопустимые сочетания отказов оборудования СУЗ.

4. Выход теплотехнических параметров ЯЭУ за безопасные пределы: повышение давления и температуры в контуре, резкое снижение нагрузки на турбину и др.

В общем случае необходимые сигналы и уставки срабатывания аварийной защиты обосновываются расчетными и экспериментальными исследованиями и зависят от типа реактора. Так, для защиты твэлов от повреждения в некипящих реакторах существенным пределом безопасности является минимально допустимый запас до пузырькового кипения, а в кипящих — запас до критического теплового потока и максимально допустимое тепловое расширение топлива. В газоохлаждаемых реакторах безопасность активной зоны определяется допустимыми значениями температуры оболочки (покрытия) твэлов.

Часто параметры, определяющие безопасность, невозможно прямо измерить (к таким параметрам относятся, например, локальный тепловой поток, скорости теплоносителя, температура топлива и оболочек, положение наиболее «горячей» точки, место закипания и т. д.). В этом случае необходимо на основании физических и теплотехнических расчетов определить безопасные области изменения измеряемых параметров, а также уставки АЗ для каждого из этих параметров. Перерасчет уставок может проводиться оперативно на станционной ЭВМ с автоматическим вводом уставок в сравнивающие устройства АЗ. На рис. 7.16 представлены области безопасности и уставки АЗ по температуре тепло-

носителя ($T_{\text{ср}}$) и подогреву (ΔT), используемые в водо-водяных реакторах PWR.

Для энергетических реакторов наименьший период увеличения мощности, при которой выдается сигнал АЗ, составляет 10—20 с.

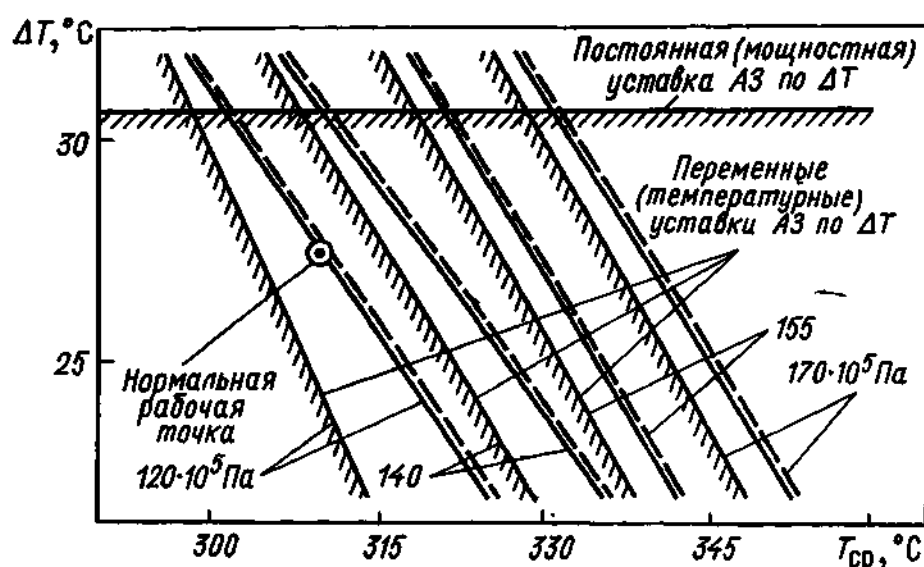


Рис. 7.16. Области безопасности и уставки АЗ по подогреву для реактора PWR

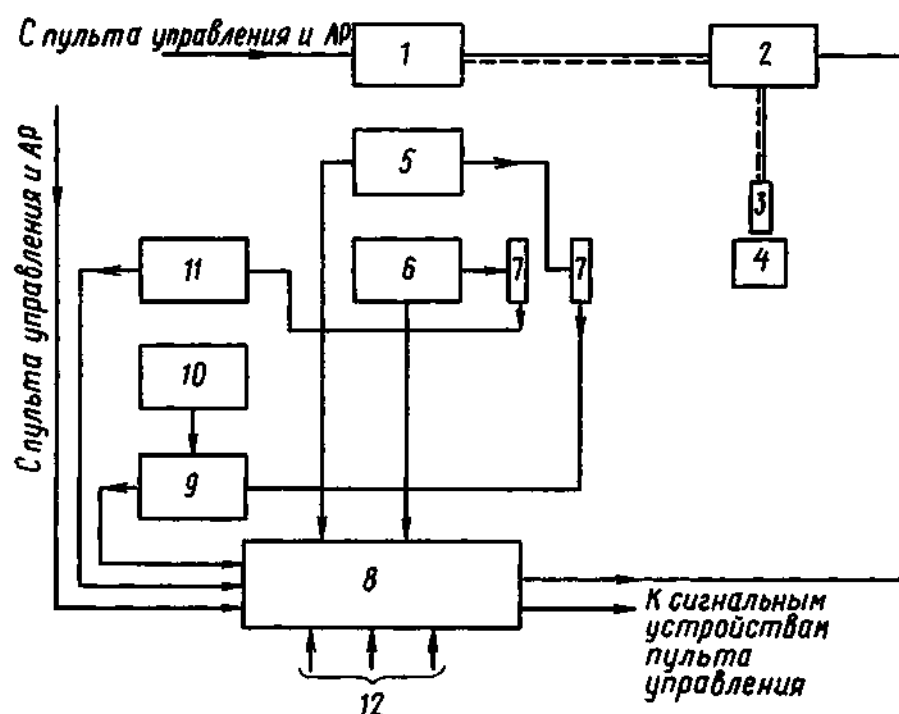


Рис. 7.17. Структурная схема системы АЗ ядерного реактора:

1 — исполнительный механизм; 2 — электромагнитное расцепляющее устройство; 3 — стержень АЗ; 4 — активная зона реактора; 5 — блок питания рабочей ИК; 6 — блок питания пусковой ИК; 7 — ИК; 8 — логическое устройство; 9 — устройство защиты по превышению уровня мощности; 10 — задатчик мощности; 11 — канал защиты по периоду; 12 — сигналы АЗ по теплотехническим и радиационным параметрам

Защита по уровню нейтронной мощности может быть выполнена на одном из следующих способов:

по максимальному уровню мощности ($110\text{--}120\% Q_{\text{ном}}$), определяемому максимально допустимой тепловой нагрузкой ТВЭЛов при номинальном расходе теплоносителя;

по относительному превышению уровня мощности над заданным (т. е. тем, который установлен задатчиком мощности системы АР). Эти превышения обычно выбираются в пределах ($0\text{--}20\% Q_{\text{ном}}$). Примерно такое же превышение плотности потока нейтронов принимается в качестве уставки аварийного сигнала системой локальной АЗ (ЛАЗ).

Функциональная схема системы АЗ представлена на рис. 7.17. Система АЗ состоит из датчиков аварийных сигналов, измерительных каналов, логической схемы и исполнительных механизмов. Измерительные каналы формируют аварийные сигналы. Как уже отмечалось выше, допускается совмещение функций датчиков и измерительных каналов АЗ с использованием их сигналов в других устройствах СУЗ (например, в системе АР). В этом случае системе АЗ должен быть обеспечен приоритет по надежности: повреждение или вывод из работы любого элемента систем контроля и регулирования не должны влиять на способность АЗ выполнять защитные функции.

Рассмотрим усилитель защиты по мощности (УЗМ). УЗМ работает совместно с задатчиком мощности и обеспечивает:

выдачу сигналов ПС и АЗ при превышении током ионизационной камеры заданного значения;

индикацию отклонения тока камеры от заданной уставки задатчика встроенным и выносным указателями, на шкалах которых обычно нанесены зоны срабатывания ПС и АЗ;

непрерывный контроль исправности аппаратуры каналов защиты.

Выходные сигналы устройства выдаются в потенциальной форме (напряжения постоянного тока с двумя уровнями «0» и «1») и посредством замыкания или размыкания контактов.

Структура УЗМ показана на рис. 7.18. Прибор состоит из усилителя 8, амплитудных дискриминаторов 3 и 6, ПС и АЗ соответственно, усилителей мощности 4 и 5, индикатора отклонения ΔI_k , на выходе усилителя 8, задатчика порогов срабатывания 2, генератора контрольного сигнала 1 и источника питания 7.

Входными сигналами устройства являются ток ионизационной камеры I_k и постоянное напряжение от задатчика, пропорциональ-

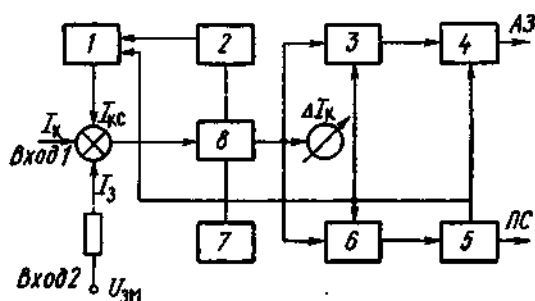


Рис. 7.18. Структурная схема усилителя защиты по превышению уровня мощности:

1 — генератор контрольного сигнала; 2 — задатчик порогов срабатывания; 3 — дискриминатор амплитуды сигнала ПС; 4, 5 — усилитель мощности сигнала ПС и АЗ; 6 — дискриминатор амплитуды сигнала АЗ; 7 — источник питания; 8 — усилитель переменного тока

ное уровню мощности, которое преобразуется резистором R в ток задатчика I_3 . Кроме того, на вход усилителя 8 подается еще ток контрольного сигнала $I_{к.с.}$, причем полярность токов I_3 и $I_{к.с.}$ противоположна полярности тока I_k . При $I_k = I_3$ на вход усилителя поступает только ток контрольного сигнала $I_{к.с.}$, и усилитель осуществляет усиление и преобразование постоянного тока $I_{к.с.}$ в переменный таким образом, что на входе усилителя 8 имеется переменное напряжение только в том случае, если входной суммарный ток удовлетворяет неравенству:

$$I_k - I_3 - I_{к.с.} < 0. \quad (7.11)$$

Импульс напряжения поступает на входы дискриминаторов амплитуд 3, 6 и на индикатор отклонения.

Дискриминаторы амплитуд работают в режиме формирования, создавая сигналы при прохождении переднего и заднего фронтов отрицательных полупериодов переменного напряжения. Выходные сигналы дискриминаторов поступают на входы усилителей мощности 4 и 5, где усиливаются и преобразуются в напряжения постоянного тока. С выходов усилителей мощности сигналы поступают во внешние цепи.

Когда ток ионизационной камеры I_k становится больше I_3 на определенную, заранее выбранную величину, сигнал переменного тока в тракте усилителя 8 и, следовательно, на входе дискриминатора 6 становится меньше порога его срабатывания, дискриминатор перестает работать в режиме формирования, на выходе усилителя мощности 5 исчезает постоянное напряжение и во внешнюю цепь поступает сигнал ПС (логический ноль). При дальнейшем увеличении тока I_k таким же образом происходит срабатывание по тракту АЗ.

Возникновение неисправности, приводящей к исчезновению сигнала на входе дискриминаторов амплитуды, а также возникновение неисправности в любом из дискриминаторов амплитуды или в усилителе мощности приводит к исчезновению постоянного напряжения на выходах обоих или одного усилителя мощности, т. е. в устройстве используется непрерывный контроль исправности, что обеспечивает повышенную надежность устройства.

Логика и надежность АЗ. Важнейшим требованием к логической схеме АЗ является повышение помехоустойчивости системы, т. е. исключение несрабатывания в аварийной ситуации при уменьшении в то же время числа ложных срабатываний АЗ, не вызванных аварийной ситуацией на реакторе. Как правило, аварийные сигналы по каждому технологическому параметру АЭС вырабатываются несколькими независимыми между собой устройствами. В логической схеме осуществляется принцип совпадения двух из трех или двух из четырех сигналов. АЗ в этом случае срабатывает, если показания не менее двух измерительных каналов достигают недопустимых значений.

Уменьшение числа срабатываний АЗ достигается также посредством введения ПС (световой и звуковой) при приближении пара-

метров, характеризующих аварийную ситуацию, к аварийным уставкам. ПС позволяет оператору принять меры для обеспечения нормальных технологических режимов работы ЯЭУ.

Конструкции исполнительных органов АЗ были описаны в гл. 5, 6. Здесь отметим, что для обеспечения высокой надежности система АЗ имеет не менее двух независимых групп исполнительных органов. Количество, расположение, эффективность и скорость введения исполнительных органов АЗ выбираются, исходя из необходимости обеспечения следующих условий:

обеспечение скорости аварийного снижения мощности реактора, достаточной для предотвращения возможного повреждения твэлов сверх допустимых пределов;

приведение реактора в подкритическое состояние и поддержание его в этом состоянии с учетом возможного увеличения реактивности из-за температурных и других эффектов реактивности в течение времени введения других, более медленных органов СУЗ;

предотвращение образования локальных критических масс.

Запаздывание срабатывания АЗ по отношению к моменту появления аварийной ситуации определяется инерционным запаздыванием измерительных приборов, запаздыванием при прохождении сигнала в логической схеме и особенно механическим запаздыванием при введении аварийных стержней. Практически удастся обеспечить задержку срабатывания АЗ на время менее 1 с, хотя полное время введения стержней на больших реакторах может достигать десятка секунд.

До сих пор мы рассматривали систему АЗ, срабатывание которой приводит к полной остановке реактора, т. е. переводу его в глубоко подкритическое состояние. Однако внеплановая остановка крупной ЯЭУ дает большие экономические потери. Поэтому на современном этапе реакторостроения при разработке систем АЗ проводится дифференциация защитных действий в зависимости от вида аварийной ситуации. Так, при снижении расхода теплоносителя на некоторое значение достаточно только снизить мощность реактора до такого уровня, чтобы обеспечить допустимые условия охлаждения твэлов. Аналогичная процедура снижения мощности до безопасного уровня возможна при локальном повышении мощности.

Примеры подобных систем АЗ будут рассмотрены в следующей главе.

§ 7.5. ПОМЕХИ ПРИ РАБОТЕ ЭЛЕКТРОННОЙ АППАРАТУРЫ СУЗ

Электронная аппаратура СУЗ подвержена действию помех, возникающих по самым разнообразным причинам. Наибольшей чувствительностью к помехам обладают пусковые каналы реактора, в частности импульсные измерительные каналы контроля низких уровней плотности потока нейтронов.

Источники помех. В самом общем виде помехи можно разделить на две категории: стационарные и нестационарные.

К стационарным помехам относятся обычно помехи, постоянно присутствующие при работе оборудования. Источники стационарных помех можно найти и подавить теми или иными средствами. Часто используются, например, фильтры, настроенные на частоту помех и устанавливаемые на входе источника питания измерительного канала СУЗ или в измерительную цепь.

К основным источникам нестационарных помех можно отнести: 1) различного рода коммутации силового оборудования, причем помехи возникают как при включении и отключении потребителей мощности, так и при коммутациях элементов (реле, пускателей и т. д.) работающего оборудования; 2) неправильное заземление трасс измерительных каналов; 3) работа сварочного оборудования.

О величине и характере помех при включении силового оборудования в сеть можно, например, судить по тому факту, что в силовом кабеле, соединяющем оборудование с однофазной сетью (220 В, 50 Гц), возникает при коммутации бросок тока амплитудой 5—10 А (при волновом сопротивлении кабеля 30—50 Ом), причем частотный спектр этого сигнала содержит составляющие от 10 кГц до 100 мГц. Механизм действия возникающих при этом помех состоит в том, что электрическая цепь тока помехи замыкается через общий для оборудования и электронной аппаратуры контур заземления. Контур заземления связан как с силовыми цепями, так и с множеством приемников мощности, которые в совокупности с кабельными магистралями образуют сложные цепи передачи сигналов помех. Как правило, большинство линий несогласованы по волновым сопротивлениям, что приводит к появлению отраженных волн и, следовательно, к затухающим электрическим колебаниям, амплитуда и спектр которых зависит от конфигурации и длины линий связи, цепей заземления и потерь в линиях.

Другой, наиболее частой причиной возникновения помех является неправильное заземление линии связи детектора с усилительной аппаратурой измерительного канала.

При заземлении в одной точке (с одного конца линии связи) уменьшаются наводки в низкочастотной области. Заземление в начале и конце линии связи уменьшает помехи в области средних и высоких частот. Поэтому выбор заземления линий связи необходимо проводить с учетом реального спектра помех, возникающих при работе оборудования.

Помехи, поступающие на чувствительные измерительные цепи через общую «землю» при работе сварочного оборудования, по своему характеру подобны помехам, возникающим в результате коммутации силового оборудования.

Борьба с помехами. Для уменьшения помех используются многоэкранные кабели. Эффективность экранирования от помех тем больше, чем меньше передаточное поверхностное сопротивление кабеля, которое определяется как отношение напряжения наводки

на входе цепи, к которой подключен кабель, к току, протекающему по экрану кабеля.

Эффективным средством уменьшения наводок является создание путей прохождения токов помех помимо чувствительных элементов измерительного канала, по которым проходит полезный сигнал. В этом случае для обеспечения защиты от помех в месте кабельных вводов необходимо соединять кабели с электронной аппаратурой посредством экранированных изолированных разъемов с использованием отдельного (специального) заземления.

В общем случае для уменьшения влияния помех на работу измерительных каналов СУЗ необходимо выполнить комплекс мероприятий, к которым относятся: подавление помех в месте их возникновения; максимальное пространственное разнесение силовых и измерительных цепей; организация для измерительных цепей специального контура заземления («нулевая» шина, не связанная с общей защитной «землей»); использование многоэкранных кабелей.

Глава 8

ПРИМЕРЫ СУЗ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

§ 8.1. СУЗ РЕАКТОРА ВВЭР

Органы регулирования и исполнительные механизмы СУЗ реактора ВВЭР были описаны ранее. Рассмотрим остальные элементы СУЗ.

Измерительные каналы. В качестве пусковых ионизационных камер применяются камеры типа КНК-56, а в качестве работающих в энергетическом диапазоне (рабочих камер) — камеры типа КНК-57М (см. табл. 3.2).

Счетчики типа СНМ-11 эффективностью 0,27 имп./ (нейтр./см²) применяются при контроле реактора в подкритическом состоянии и в период пуска реактора. Они работают со стандартными импульсными каналами. На реакторе установлено два таких канала.

Детекторы нейтронов устанавливаются в каналах, расположенных в заполненном водой кольцевом баке биологической защиты реактора. Эти датчики поднимают и опускают посредством механизмов с дистанционным управлением с блочного щита управления (БЩУ). Пусковой счетчик опускается вниз только в то время, когда реактор находится в подкритическом состоянии или выводится на минимальный уровень мощности, который может контролироваться токовыми измерительными каналами.

Поток нейтронов контролируют следующие приборы:

1) три прибора АЗ по скорости нарастания мощности (АЗС) измеряют ток ИК в логарифмическом масштабе в диапазоне 10^{-11} — 10^{-4} А, а также период реактора в диапазоне 150—5 с;

2) самопишущий прибор (СМ-1) измеряет ток ИК в диапазоне

$5 \cdot 10^{-11}$ — $5 \cdot 10^{-4}$ А. В качестве детектора используются две камеры КНК-57М, соединенные параллельно;

3) два гальванометра с усилителями измеряют токи ионизационных камер в диапазоне 0,3—1500 мкА. Каждый гальванометр имеет три камеры КНК-57М, соединенные параллельно.

Уровень нейтронной мощности при пуске реактора контролируется дополнительно по самописцу мощности СМ-2 и сигналам звукового индикатора. Самописец мощности и звуковой индикатор могут быть подключены к любому из трех приборов АЗС.

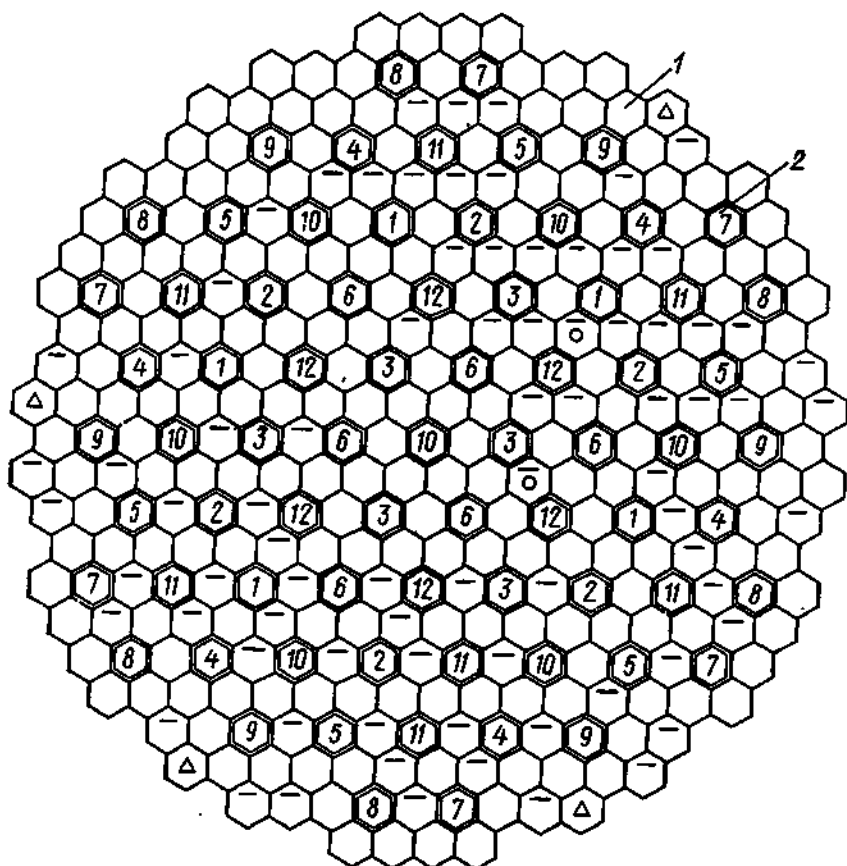


Рис. 8.1. Картограмма расположения групп кассет АРК реактора ВВЭР:
1 — рабочая кассета; 2 — кассета АРК с указанием номера соответствующей группы (73 шт.)

Аппаратура, регистрирующая поток нейтронов, установлена на БЩУ, что позволяет эксплуатационному персоналу быстро и своевременно реагировать на любые отклонения в режиме работы реактора.

Система управления приводами СУЗ рассчитана на 73 органа регулирования, разбитых по схеме управления на 12 групп. Расположение кассет каждой группы в активной зоне реактора ВВЭР показано на рис. 8.1.

В группах 1—5 приводы АРК укомплектованы шарико-винтовыми парами с шагом 36 мм, остальные механизмы — с шагом 14 мм. В работе находится одна группа.

При достижении крайнего верхнего или нижнего положений любого привода из выбранной группы срабатывают верхний или нижний групповой концевой выключатель и электродвигатели всех

механизмов выбранной группы переключаются на выпрямительные устройства, подающие тормозное напряжение. В качестве конечных выключателей применяются индуктивные датчики.

Питание групп приводных электродвигателей осуществляется от двух преобразователей низкой частоты ПНЧ-1 и ПНЧ-2. Для обеспечения одинаковой скорости перемещения приводов с шагом 14 и 36 мм в режиме регулирования ПНЧ имеют соответственно и две выходные частоты напряжения.

Для контроля положения кассет СУЗ применено 73 грубых цифровых указателя положения (УП). Сигналы цифрового УП формируются от сельсинного датчика, установленного на исполнительном механизме. Кроме цифровых УП для контроля перемещения кассет СУЗ, имеются два индивидуальных сельсинных указателя, подключаемых схемой к любому из механизмов, и два групповых сельсинных указателя, подключаемых непосредственно к шинам преобразователя низкой частоты.

Все нечетные группы механизмов подсоединяются к шинам ПНЧ-1, все четные — к шинам ПНЧ-2. В случае выхода из строя одного из рабочих ПНЧ на его шины автоматически подается напряжение от резервного преобразователя ПНЧ-3. При индивидуальном управлении одним механизмом его электродвигатель питается от дополнительного преобразователя ПНЧ-4.

Система управления АРК обеспечивает ручной режим управления как группами, так и любым выбранным механизмом. Подъем групп в ручном режиме проводится в определенной последовательности, начиная с первой группы.

Система АЗ. Система СУЗ предусматривает четыре рода АЗ, которые срабатывают при появлении соответствующего сигнала. Так, для реактора ВВЭР-365, работающего в номинальном режиме на семи циркуляционных петлях (7ГЦН в работе) при давлении в первом контуре $105 \cdot 10^5$ Па с пятью турбогенераторами (ТГ) АЗ I рода срабатывает при следующих аварийных ситуациях:

- 1) обесточение пяти и более ГЦН;
- 2) повышение давления в первом контуре более $119 \cdot 10^5$ Па;
- 3) обесточение двух комплектов автоматики ГЦН с одновременным снижением перепада давления в активной зоне;
- 4) обесточение промежуточного реле АЗ;
- 5) потеря питания на щите СУЗ на время более 1 с;
- 6) неправильная установка оператором ключа выбора групп АРК при прохождении сигналов АЗ II и III родов;
- 7) нажатие кнопки АЗ I рода.

При появлении сигнала АЗ I рода снимается напряжение питания силовых цепей выпрямительных устройств и преобразователей низкой частоты и все кассеты СУЗ, находящиеся вверху, начинают движение вниз самоходом. При этом обеспечивается быстрое снижение уровней потока нейтронов реактора.

Система АЗ по потоку нейтронов вырабатывает сигналы в схему АЗ при уменьшении периода нарастания мощности до предупредительных и аварийных уставок и при увеличении уровня по-

тока нейтронов до предупредительных и аварийных уставок. Диапазон изменения уставок срабатывания реле по уровню мощности составляет 0,6—150% номинального уровня.

Система АЗ имеет три независимых канала по уровню мощности и три независимых канала по скорости нарастания мощности. Сигналы АЗ по скорости выдаются приборами АЗС, АЗ по уровню мощности — прибором АЗМ. Для исключения ложных срабатываний сигналы, действующие на схему АЗ реактора, формируются по принципу «два из трех». Выходные сигналы приборов каждого канала собираются на панели предупредительных и аварийных сигналов, что позволяет оператору своевременно вмешаться в процесс управления реактором.

АЗ II рода срабатывает при возникновении следующих условий:

- 1 — увеличение потока нейтронов выше установленного уровня;
- 2 — снижение давления в промежуточном контуре до $2,5 \times 10^5$ Па (срабатывание через 10 с);
- 3 — обесточение трех — четырех ГЦН из семи работающих (срабатывание через 1,5 с);
- 4 — отключение двух генераторов с одновременным закрытием двух стопорных клапанов турбины при работе двух или трех ТГ;
- 5 — неуправляемое движение АРК вверх;
- 6 — обесточение промежуточного реле АЗ;
- 7 — понижение давления в первом контуре до $85 \cdot 10^5$ Па;
- 8 — уменьшение периода нарастания мощности до 10 с.

При появлении сигнала АЗ II рода преобразователь низкой частоты отключается и кассеты рабочей и предыдущей группы АРК начинают движение вниз самоходом. При исчезновении сигнала АЗ II рода происходит автоматический подхват движущихся групп.

Отметим, что введение сигнала АЗ по снижению давления в промежуточном контуре вызвано тем обстоятельством, что вода промежуточного контура используется для охлаждения ГЦН, которые не могут работать без охлаждения даже кратковременно.

АЗ III рода срабатывает в следующих случаях:

- 1) при уменьшении периода нарастания мощности до 20 с;
- 2) при обесточении двух комплектов автоматики ГЦН;
- 3) при температуре теплоносителя на выходе из реактора более 295°C (при нормальной эксплуатации средняя температура теплоносителя на выходе из реактора составляет $277,8^\circ\text{C}$);
- 4) при отключении двух генераторов и закрытии стопорных клапанов при работе четырех или пяти ТГ.

При появлении сигнала АЗ III рода движение рабочей группы кассет вверх прекращается. Одновременно на вход всех преобразователей низкой частоты подается управляющий сигнал на движение кассет вниз. При этом оба преобразователя ПНЧ-1 и ПНЧ-2 включаются, и рабочая и предыдущая группы начинают движение вниз. При исчезновении сигнала АЗ III рода происходит автоматическая остановка движения групп.

АЗ IV рода срабатывает в следующих случаях:

- 1) при превышении предупредительной уставки уровня нейтронного потока;
- 2) если температура теплоносителя на выходе из реактора равна или более 285°C ;
- 3) если давление первого контура равно или более $110 \cdot 10^5$ Па.

При действии сигнала АЗ IV рода запрещается движение органов регулирования вверх. При исчезновении сигнала запрещение снимается.

Система АР. Принципы автоматического регулирования мощности энергоблока с реакторами ВВЭР описаны в § 2.7. Напомним, что автоматический (аналоговый) регулятор мощности (АРМ) предназначен для регулирования мощности реактора по отклонению давления пара в паровых коллекторах второго контура и по изменению потока нейтронов (току ионизационных камер).

В регуляторе предусмотрена возможность разгрузки энергоблока реактор — турбины при отключении ГЦН и при срабатывании АЗ IV рода. В АРМ имеются два канала управления реактором, каждый из которых состоит из блока управления, усилителя тока ионизационных камер и блока питания. В работу вводится один из каналов по выбору оператора, а второй находится в резерве и вводится автоматически при возникновении неисправностей в рабочем канале.

АРМ может работать в следующих трех основных режимах.

Режим АР. В этом режиме регулятор поддерживает заданное давление во втором контуре, управляя мощностью реактора по сигналам отклонения давления и по изменению потока нейтронов. При нагрузке или разгрузке турбогенератора регулятор соответственно изменяет заданный уровень мощности реактора по сигналу отклонения давления, поддерживая давление во втором контуре.

Режим «Стоп». В этом режиме регулятор поддерживает мощность реактора (по току ионизационных камер) на заданном уровне, который не зависит от давления (сигнал по давлению отключается от каналов управления реактором). Регулятор вводится в этот режим только автоматически при отключении ГЦН и при срабатывании АЗ IV рода. Из этого режима АРМ выводится также автоматически при превышении давления пара во втором контуре выше заданного значения.

При отключении ГЦН заданное значение мощности автоматически снижается на величину, пропорциональную количеству отключившихся ГЦН.

При неисправности обоих каналов регулятор отключается.

Режим «Резерв». В этом режиме все управляющие выходы регулятора отключены. АРМ каждого из каналов автоматически следит за сигналом ионизационных камер и регулятор непрерывно готов к включению в работу. Регулятор из этого режима в режим АР переводится только оператором, который предварительно должен сбалансировать сигнал по давлению задатчиком давления.

Режим работы АРМ выбирают, исходя из конкретных эксплуатационных условий.

§ 8.2. СУЗ РЕАКТОРА РБМК-1000

Состав СУЗ. В состав СУЗ реактора РБМК-1000 входят детекторы потока нейтронов (пусковые камеры деления и внезонные ионизационные камеры со специальными устройствами для размещения их в аппарате — подвесками камер — и внутризонные камеры деления); органы регулирования реактивности — стержни-поглотители нейтронов; исполнительные механизмы для перемещения стержней; аппаратура для синхронизации перемещения стержней АР; комплекс электронной полупроводниковой аппаратуры для измерения и соответствующего преобразования информации от детекторов; логические схемы управления, выполненные на бесконтактных логических элементах и релейно-контакторных элементах, обеспечивающих заданный алгоритм работы системы. Структурная схема СУЗ (без системы ЛАР и ЛАЗ) показана на рис. 8.2.

Органы регулирования реактивности. Органы регулирования реактивности реактора РБМК-1000 описаны в гл. 4. Картограмма расположения стержней СУЗ в реакторе показана на рис. 8.3.

Все стержни перемещаются с помощью индивидуальных сервоприводов, устанавливаемых непосредственно на каналах стержней. Скорость перемещения стержней составляет 0,4 м/с.

При полном обесточивании системы стержни АЗ и РР вводятся в зону реактора под действием силы тяжести. При аварийных ситуациях стержни АЗ вводятся в зону за 16 с. Все стержни вводятся в активную зону сверху, за исключением стержней УСП, вводимых снизу.

Детекторы потока нейтронов. В качестве детекторов потока нейтронов используются импульсные камеры деления типа КНТ-31, токовые ионизационные камеры типов КНК-56 и КНК-53М, а также внутризонные камеры деления, выполненные на основе триаксиального кабеля (типа КТВ). Описание камер дано в гл. 3. Размещение камер показано на рис. 8.3.

Камеры деления типа КНТ-31 используются для измерений при пуске с малых уровней мощности, начиная с подкритического состояния реактора.

Камеры типа КНК-56 используются в системах измерения мощности и периода при пуске, в АР мощности в диапазоне малой мощности и для защиты по превышению мощности.

Камеры типа КНК-53М используются в АР рабочего диапазона мощности для измерения, регулирования и защиты по превышению мощности.

Питание камер осуществляется стандартными блоками питания (БП), выдающими +500 В, —500 В.

Камеры типа КТВ используются в качестве датчиков системы ЛАР и ЛАЗ. Питание камер типа КТВ осуществляется специализированными блоками питания, выдающими плюс 100 В.

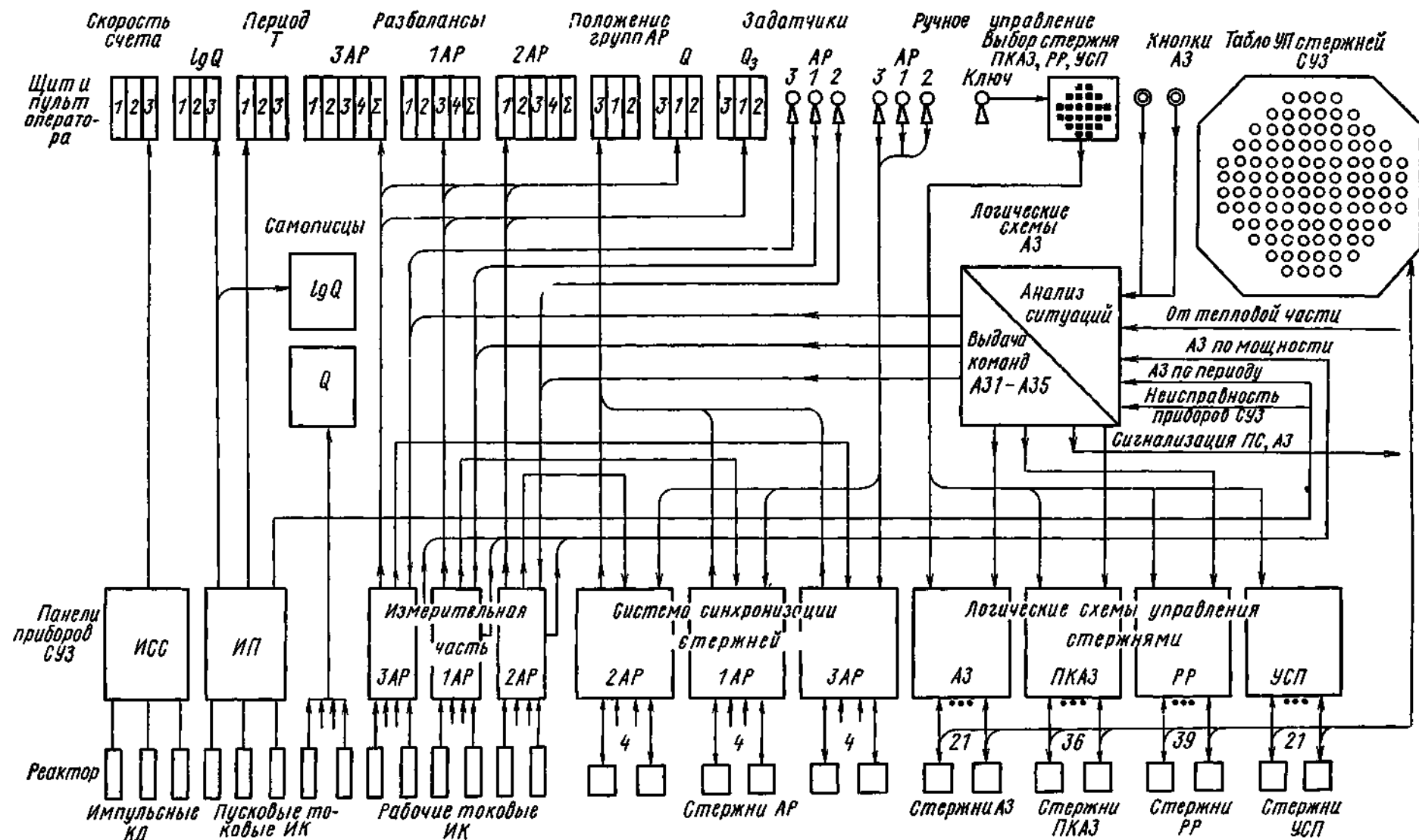


Рис. 8.2. Структурная схема СУЗ реактора РБМК-1000

Каждая внезонная камера расположена в подвеске. Подвески с камерами деления установлены в отражателе. Всего предусмотрено четыре канала с импульсными камерами деления, из них один канал резервный. При увеличении потока нейтронов до верхнего предела измерений подвеска камеры деления извлекается из отражателя.

Подвески с токовыми ИК устанавливаются в каналах, расположенных в боковой водяной защите реактора, вблизи от корпуса реактора. Всего предусмотрено 24 канала, из них три резервных. На каналы, в которых размещены камеры КНК-56, установ-

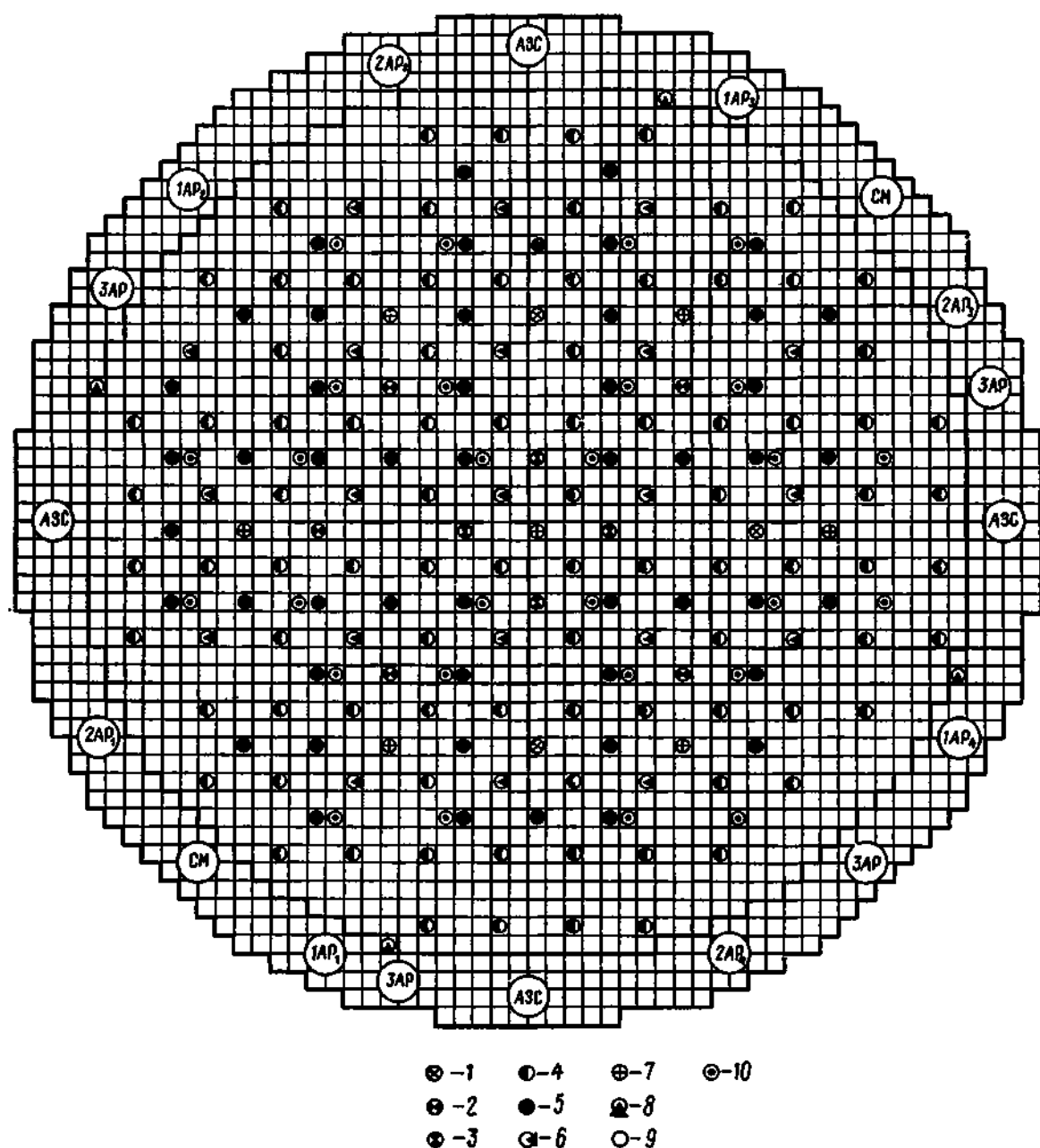


Рис. 8.3. Картограмма расположения стержней и детекторов СУЗ реактора РБМК-1000:

1 — стержни 1 АР; 2 — стержни 2 АР; 3 — стержни 3 АР; 4 — стержни РР; 5 — стержни АЗ и ПК-АЗ; 6 — УСП; 7 — стержни ЛАР; 8 — внезонные КД; 9 — внезонные ИК; 10 — внутризонные датчики КТВ; СМ — камеры самописца мощности

лены свинцовые цилиндрические экраны с толщиной стенки 80 мм, что позволяет снизить поток γ -излучения на камеру примерно на два порядка и этим обеспечить возможность измерения с более низких уровней.

При увеличении потока нейтронов до уровня, соответствующего концу диапазона работы аппаратуры с камерами типа КНК-56, от этих камер отключается питание, и аппаратура, работающая в комплекте с ними, блокируется. Камеры оставляются на рабочих местах.

Камеры КТВ устанавливаются в центральные трубки ТВС аналогично ДКЭ(р), описанным в § 3.5.

Система АР. С помощью системы АР обеспечивается автоматическое поддержание мощности на заданном уровне и автоматическое изменение уровня мощности реактора.

Диапазон автоматического регулирования мощности составляет 0,25—100% $Q_{\text{ном}}$ ($Q_{\text{ном}}$ — номинальный уровень мощности) разделен на два поддиапазона: 0,25—6% $Q_{\text{ном}}$ — АР малой мощности, 5—100% $Q_{\text{ном}}$ — АР основного диапазона.

В диапазоне малой мощности предусмотрен один регулятор: АР малой мощности (ЗАР). В основном диапазоне имеются два регулятора (1АР и 2АР), один из них обычно включен, другой находится в режиме «горячего резерва».

Детекторами каждого АР являются четыре ионизационные камеры, исполнительными органами — четыре стержня-поглотителя, расположенные симметрично в активной зоне и перемещаемые синхронно. Синхронность перемещения стержней одного АР обеспечивается системой синхронизации с погрешностью не более ± 50 мм.

АР обеспечивает погрешность поддержания мощности равную $\pm 1\%$ относительно заданного уровня. Изменение заданного уровня мощности осуществляется с помощью задатчика мощности со скоростью 0,15% $Q_{\text{ном}}/\text{с}$ в диапазоне 5—20% $Q_{\text{ном}}$ и 0,3% $Q_{\text{ном}}/\text{с}$ в диапазоне 5—80% $Q_{\text{ном}}$, где $Q_{\text{ном}}$ — номинальный уровень нейтронной мощности.

Система задания мощности обеспечивает синхронное задание уставок мощности в оба АР основного диапазона: во «включенный» и находящийся в «горячем резерве» с погрешностью не более 0,5%.

Сигнал отклонения мощности от заданной вырабатывается в каждом АР в четырех измерительных каналах. В каждом измерительном канале сигнал от одной ионизационной камеры, пройдя через корректор тока камеры (КТ), сравнивается с сигналом от задатчика мощности (ЗМ) данного АР. Сигнал отклонения мощности от заданной проходит последовательно через входные цепи усилителя защиты по мощности (УЗМ) и усилителя сигнала отклонения (УСО). Коэффициент усиления УСО регулируется сигналом от задатчика и на выходе УСО образуется сигнал, пропорциональный относительному отклонению мощности от заданной.

Усреднение информации по четырем измерительным каналам осуществляется суммированием сигналов четырех усилителей УСО на входе суммирующего усилителя мощности УСМ.

Контроль исправности измерительных каналов (включая детекторы) построен по принципу сравнения выходных сигналов каналов, соседних по расположению их камер в аппарате. Сравнение сигналов в измерительных каналах (1АР и 2АР основного диапазона) осуществляется в блоке триггеров (БТ).

Если выходной сигнал канала отличается от сигналов обоих соседних каналов на величину срабатывания триггеров в блоке БТ, вырабатывается сигнал неисправности канала и данный канал блокируется. Система остается работоспособной при трех включенных каналах (один блокирован). Измерительный канал блокируется также при отсутствии напряжения питания на камере данного канала и усилителя сигнала отклонения (УСО). Последняя блокировка необходима, так как при отсутствии питания УСО на его выходе возникает нулевой разбаланс, как и в обычном режиме стабилизации ($Q_{\text{текущ}} = Q_{\text{зад}}$).

Все измерительные каналы одного АР блокируются при сигнале неисправности задатчика мощности этого АР, суммирующего усилителя УСМ, а также при неисправности исполнительной части.

Сигналы неисправности измерительной и исполнительной частей АР вводятся в предупредительную сигнализацию (ПС).

Измерение сигналов относительного отклонения мощности в каналах обеспечивается в диапазоне $\pm 10\%$, но регулирование мощности осуществляется по принципу трехпозиционного релейного закона регулирования. Релейный закон регулирования обеспечивается системой синхронизации перемещения стержней. В этой системе вырабатываются сигналы среднего положения стержней данного АР и сигналы отклонения отдельных стержней от среднего. По сигналу относительного отклонения средней мощности от заданной (с выхода УСМ) и по сигналам отклонения стержней от среднего положения данного стержня АР образуются сигналы, требующие включения стержня АР на перемещение вверх или вниз. Через блоки управления эти сигналы управляют двигателем привода стержня.

При отклонении положения стержня АР от среднего на расстояние больше 100 ± 10 мм в системе синхронизации вырабатывается сигнал неисправности исполнительного канала и данный стержень отключается. Для сохранения работоспособности системы достаточно трех синхронно перемещающихся стержней.

Для измерения мощности, поддерживаемой АР, часть сигнала камеры каждого канала через корректор КТ подается в цепь измерителя мощности (микроамперметра).

Структурная схема измерительной части АР приведена на рис. 8.4.

Система АЗ. Система АЗ реактора РБМК-1000 построена таким образом, что позволяет не сбрасывать мощность полностью, а сни-

жать ее от номинальных до более низких уровней, допустимых при данных аварийных ситуациях.

По ряду аварийных сигналов неисправности технологического оборудования АЭС предусмотрено управляемое (с помощью АР) и стержней АЗ (ПК-АЗ) аварийное снижение мощности с заданной скоростью до уровней 80, 50, 40, 20% (АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3, АЗ-4)* с обеспечением устойчивой работы станции на этих уровнях.

Более сильный вид защиты АЗ-5 обеспечивает снижение мощности реактора всеми стержнями АЗ, РР и АР, но введение стержней осуществляется только до тех пор, пока есть вызвавшая АЗ-5 причина. При исчезновении аварийного сигнала процесс введения стержней прекращается.

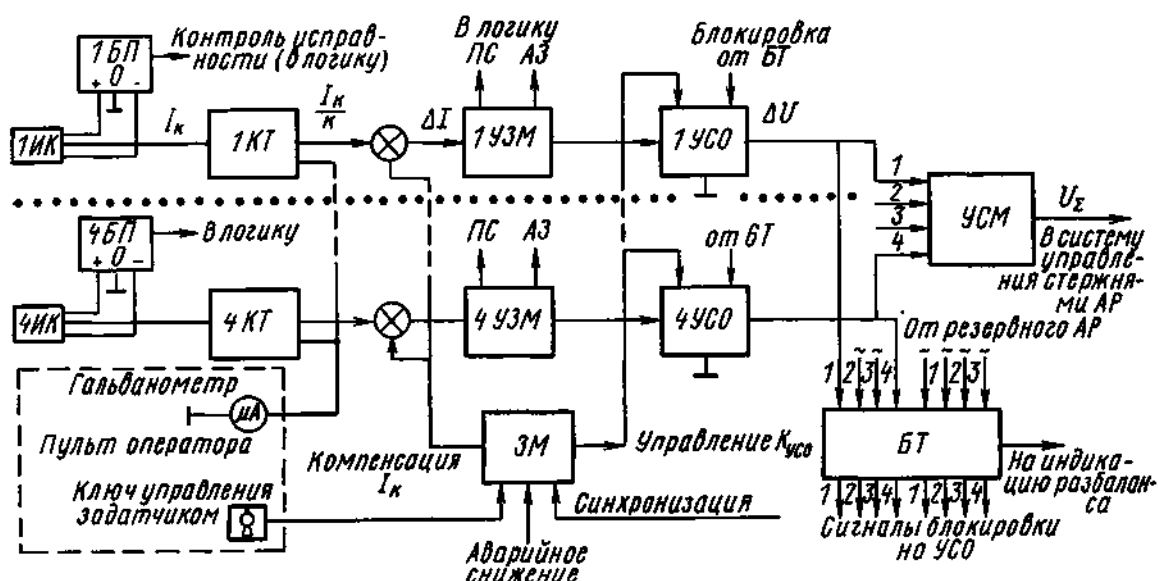


Рис. 8.4. Структурная схема измерительной части АР

При ситуациях, вызывающих действие АЗ-1—АЗ-4 уставки задатчиков обоих АР автоматически начинают уменьшаться со скоростью 4% $Q_{ном}/с$ в диапазоне 100—80% $Q_{ном}$ и со скоростью 2% $Q_{ном}/с$ в диапазоне 80—20% $Q_{ном}$.

Для обеспечения указанных скоростей снижения мощности по сигналам из включенного АР при разбалансе сигнала ЗМ и токов ионизационных камер примерно $\pm 2\%$ заданного уровня мощности на перемещение включаются группы стержней перекомпенсации (ПК-АЗ) по определенной программе. Стержни ПК-АЗ в количестве 36 штук нормально взведены (при невыполнении этого условия в схеме вырабатывается запрет на увеличение уставки задатчика мощности в тракте АР) и вводятся в зону автоматически по сигналам из схемы АР при ситуациях управляемого аварийного снижения мощности или сигналам АЗ-5.

* В отличие от ВВЭР на РБМК режим более сильного снижения мощности имеет больший порядковый номер.

Сигналы АЗ-1—АЗ-5 о наличии аварийной ситуации на АЭС вырабатываются в логической схеме анализа аварийных сигналов, сигналов неоправности оборудования и команд оператора, поступающих из технологических схем, приборов СУЗ и с пульта оператора. Выработанные сигналы подаются в схемы управления исполнительными органами и задатчиками мощности АР, а также осуществляют вспомогательные блокировки в аппаратуре.

В СУЗ контролируются аварийные превышения мощности и скорости разгона реактора.

Датчиками сигналов в цепях АЗ по превышению мощности являются те же ИК, которые дают сигнал в измерительные каналы АР. Усилитель АЗ по превышению мощности УЗМ включен последовательно по входам с усилителем УСО. Таким образом, задатчик мощности ЗМ задает уставку мощности одновременно в каналы АР и АЗ. Аварийный триггер в приборе УЗМ срабатывает при превышении заданной мощности на $10\% Q_{ном}$. При превышении мощности на $5\% Q_{ном}$ срабатывает предупредительный триггер в УЗМ.

В диапазоне $(0,25—5)\% Q_{ном}$ превышение мощности контролируется четырьмя УЗМ. При достижении уровня $5\% Q_{ном}$ защита по превышению диапазона малой мощности блокируется.

В основном диапазоне $(5—100)\% Q_{ном}$ превышение мощности контролируется восемью УЗМ. Для повышения надежности питания приборов УЗМ осуществляется от разных фидеров; от одного фидера получают питание приборы УЗМ, работающие по сигналам камер одного АР. УЗМ группы, получающей питание от одного фидера, связаны с задатчиком мощности одного АР, приборы УЗМ другой группы связаны с задатчиком другого АР. Такое разделение УЗМ на группы позволяет избежать ложных аварийных сигналов при пропадании питания на одном фидере или неоправности одного задатчика.

Аварийное превышение скорости разгона контролируется тремя каналами. В каждом канале сигнал от ионизационной камеры типа КНК-56 поступает через выносной каскад КВ в прибор АЗ по скорости — усилитель защиты по скорости (УЗС).

При периоде, равном 10 с, срабатывает аварийный триггер, при периоде 20 с — предупредительный триггер.

Сигнал АЗ-1 образуется при неисправности или останове одного ГЦН. Сигнал АЗ-2 образуется при неисправности или останове двух ГЦН из четырех в любой из двух насосных групп. Сигнал АЗ-3 образуется при неисправности или останове любого из турбогенераторов (ТГ). В схеме предусмотрен аналогичный выше рассмотренным резервный канал для выработки сигнала АЗ-4, требующего снижения мощности до 20% . Сигнал АЗ-5 образуется при наличии хотя бы одной из следующих ситуаций: превышение мощности в основном диапазоне (АЗ по мощности); превышение мощности в диапазоне малой мощности; превышение скорости разгона реактора в диапазоне малой мощности; по технологическим сигналам (при останове двух ТГ; при останове четырех ГЦН; при ис-

чезновении питания собственных нужд АЭС; при разрыве трубопроводов в контуре).

Измерительные каналы. СУЗ обеспечивает измерение потока нейтронов в линейном и логарифмическом масштабах, определение скорости разгона реактора и отклонения потока нейтронов от заданного. Измерение потока нейтронов в логарифмическом масштабе осуществляется с помощью трех приборов измерителей скорости счета (ИСС), работающих с камерами типа КНТ-31, и трех приборов УЗС, работающих с камерами типа КНК-56.

Выносные указатели скорости счета работают в диапазоне $(2-10^4)$ имп/с, выносные указатели логарифма мощности градуированы в диапазоне $10^{-11}-10^{-4}$ А. Измерение периода разгона обеспечивается тремя выносными индикаторами приборов УЗС в диапазоне периодов от ∞ до 10 с. В системе предусмотрен самопишущий прибор для регистрации логарифма мощности. Мощность измеряется измерителем мощности АР, включенного в работу (всего три измерителя мощности) — микроамперметром, градуированным в единицах мощности. Мощность в линейном масштабе регистрируется самопишущим прибором, сигнал на который поступает от четырех параллельно включенных камер типа КНК-53М.

Для контроля за разбалансами в цепях защиты по превышению мощности предусмотрены индикаторы разбаланса (ИР), на шкалах которых нанесены риски ПС и АЗ. Индикатор разбаланса в каждом канале АР служит также для контроля за «перекосом» энергораспределения. Заданную мощность измеряют тремя выносными указателями УЗМ.

Информация о положении стержней СУЗ представлена на табло УП стержней РР и УСП и табло АЗ. В качестве УП использованы сельсины. Информация о среднем положении АР обеспечивается с помощью выносных указателей на пульте оператора.

Работа аварийной и предупредительной сигнализации СУЗ. Аварийные и предупредительные сигналы СУЗ по своему характеру разделяются на три группы:

- 1 — сигнализация срабатывания аварийной защиты АЗ-1—АЗ-5;
- 2 — сигнализация причин срабатывания АЗ-5;
- 3 — предупредительная сигнализация отклонений, контролируемых системой СУЗ, и неисправностей в системе.

Сигналы первой группы отображаются на табло мигающим свечением с автоматическим переходом на ровное свечение при исчезновении сигналов. Съём ровного свечения проводится оператором.

Сигналы второй и третьей групп отображаются на табло мигающим свечением до момента съема сигналов оператором, при этом табло переводится на ровное свечение. Гашение ровного свечения происходит после операции съема при условии исчезновения сигнала. Сигналы сопровождаются также общими световыми сигналами, отображаемыми на групповых табло аварийной сигнали-

зации и предупредительной сигнализации мигающим свечением, звуковыми сигналами, поступающими через схему центральной сигнализации на блочном щите управления.

Информация о положении стержней СУЗ передается в ЭВМ, где она используется для выполнения физических расчетов энергораспределения, что позволяет также оператору через вызывное устройство ЭВМ получать сведения о положении стержней СУЗ и фиксировать это положение на печатающем устройстве.

Система ЛАР и ЛАЗ реактора РБМК-1000. Для стабилизации энергораспределения по радиусу реактора РБМК-1000 используется система ЛАР. Защита реактора от локальных превышений энерговыделения осуществляется системой ЛАЗ.

Структурная схема систем ЛАР и ЛАЗ реактора РБМК-1000 показана на рис. 8.5. Распределение детекторов ЛАР и ЛАЗ и стержней ЛАР в активной зоне реактора представлено на рис. 8.3.

Вся активная зона разбита на семь областей, в каждой из которых находится по два детектора потока нейтронов системы ЛАР, два детектора потока нейтронов системы ЛАЗ и один стержень ЛАР.

В качестве детекторов систем ЛАР и ЛАЗ используются камеры типа КТВ, представляющие собой малогабаритные ионизационные камеры деления с охранным электродом для устранения токов утечки. Принцип работы и конструкция этого типа камер рассматривались в § 3.2. Камера КТВ имеет три чувствительных слоя из урана-235, расположенные по длине камеры, равной высоте активной зоны, таким образом, что средний слой находится примерно в середине высоты активной зоны, а крайние удалены от него на расстоянии около 2000 мм. Все три слоя соединены электрически параллельно между собой, что позволяет измерять интегральный поток нейтронов по высоте реактора. Диапазон работы камер КТВ находится в пределах от 1 до 100% номинальной мощности реактора.

Суммарный сигнал от двух камер подается через КТ на вход в УСО, где он сравнивается с сигналом ЗМ (1 тип ЛАР — режим абсолютного регулирования). С выхода УСО сигнал разбаланса подается на триггер полярности (ТП) и на схему блокировок (СБ). С выхода ТП через логическую схему (ЛС) подается сигнал перемещения вверх или вниз на исполнительный механизм (ИМ) стержня ЛАР, подключенного к логической схеме через тумблер (Т).

При движении стержня вверх загорается лампочка «В», вниз — лампочка «Н». СБ предназначена для отключения отдельного канала ЛАР при большом разбалансе в этом канале. Она также вырабатывает запрет на одновременное перемещение вверх двух и более стержней ЛАР.

В качестве стержней ЛАР используются заранее выбранные стержни ПКАЗ и РР. Оператор реактора может отключить их от системы ЛАР и использовать для ручного регулирования.

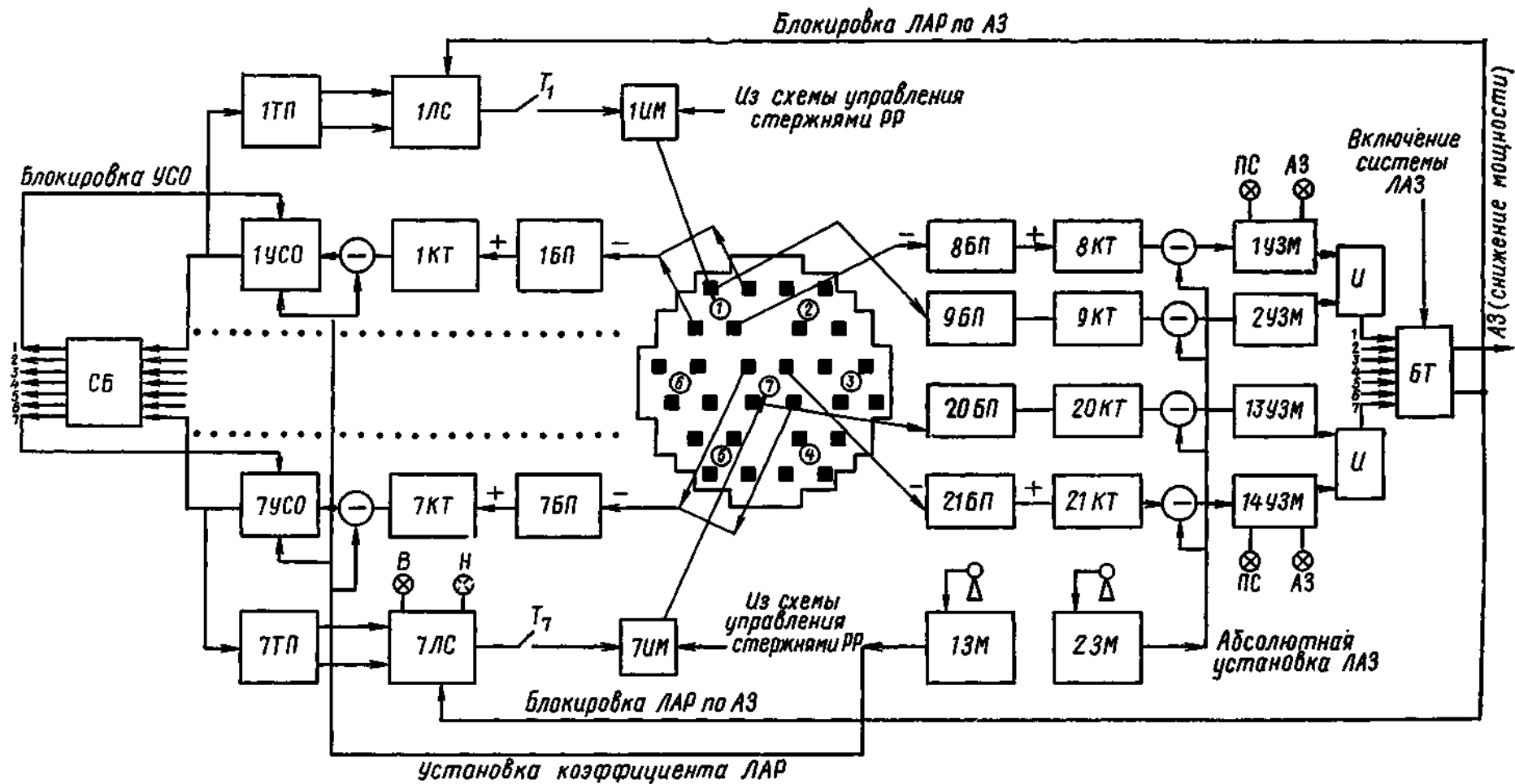


Рис. 8.5. Структурная схема систем ЛАР и ЛАЗ реактора РБМК-1000:

■ — КТВ; ○ — стержень ЛАР, 1—7 — номер зоны ЛАР

В режиме абсолютного регулирования каждый локальный регулятор поддерживает мощность той области реактора, где он расположен. В этом случае АР мощности отключен.

Структура управления реактором РБМК-1000. Реактор РБМК-1000 обладает качественно новыми динамическими свойствами, обусловленными главным образом большими физическими размерами активной зоны ($D^2/M^2 > 10^3$) и существенными изменениями коэффициентов реактивности в процессе эксплуатации реактора. Исследования динамики реактора РБМК-1000, проведенные с применением математической модели, описанной в гл. 2, показали, что в активной зоне реактора самопроизвольно развиваются деформации энергораспределения. Эти расчеты были подтверждены экспериментами на реакторе.

Временные характеристики и вид деформации энергораспределения определяют требования к алгоритмам и средствам управления. Данные расчетов показали, что реакторы типа РБМК необходимо оснащать автоматической системой управления, обеспечивающей не только, как обычно, управление полной мощностью, но и поддержание заданной формы энергораспределения.

Общая структура управления реактором типа РБМК заключается в следующем:

управление полной мощностью и подавление наиболее быстро развивающихся деформаций энергораспределения осуществляется системой ЛАР. Обладающая высоким быстродействием эта система обеспечивает перевод мощности с одного уровня на другой и снижает скорость развития отклонений формы энергораспределения от заданной до такого предела, когда коррекция искажений формы энергораспределения не представляет трудностей для оператора;

формирование и поддержание заданной формы энергораспределения во всем объеме реактора ведется оператором с использованием всех стержней РР и датчиков СКЭ;

запасы до предельных энерговыделений контролируются с помощью всех систем контроля технологических параметров и расчетов на ЭВМ.

Из такой структуры следует, что на систему ЛАР не накладывается требование полной стабилизации энергораспределения. Необходимо повысить стабильность энергораспределения до такой степени, когда подавление нестационарных деформаций не будет вызывать осложнения при управлении реактором вручную с помощью оператора.

На основании обобщения расчетных и экспериментальных данных было установлено, что:

при увеличении глубины выгорания топлива увеличивается паровой и температурный графитовый эффект реактивности, приводящий к уменьшению постоянной времени развития перекосов энергораспределения;

нестационарный перекоп радиально-азимутального энергораспределения типа 01 с постоянными времени более 30 мин не вызы-

вают осложнений в управлении реактором оператором при включенном АР полной мощности;

сокращение постоянной времени развития перекаса до 7—10 мин заметно повышает нагрузку оператора.

Исходя из этих данных применение ЛАР становится целесообразным при появлении пространственной неустойчивости с постоянными времени менее 7—10 мин.

Система ЛАР должна стабилизировать энергораспределение таким образом, чтобы характерные времена развития нестационарных деформаций, относящихся к высшим гармоникам энергораспределения, были не менее 1 ч.

Такая стабилизация обеспечивается применением ограниченного количества локальных регуляторов. Для реактора РБМК-1000 оптимальное количество ЛАР равно семи.

Создание разветвленной системы автоматического регулирования реактора потребовало разработки системы ЛАЗ, в которой количество независимых каналов должно быть не менее, чем в ЛАР. Такая аварийная защита предназначена для блокировки ЛАР и снижения мощности при превышении заданной локальной мощности в зоне ЛАР.

Система ЛАЗ работает по следующему алгоритму: обеспечивает защиту аварийного превышения мощности в зонах ЛАР; блокирует ЛАР и защищает от превышения мощности вследствие отказа ЛАР, сопровождаемого неуправляемым извлечением его стержня регулирования.

Защитная реакция включает три составляющих: по предупредительной сигнализации ЛАЗ блокирует ЛАР, в зоне которого появляется ПС; при появлении аварийного сигнала, во-первых, автоматически вводятся два стержня ЛАЗ в зоне, где появился аварийный сигнал, во-вторых, посредством ЗМ автоматически снижается общая мощность реактора.

Эти действия длятся до исчезновения сигнала ЛАЗ.

Эффективность системы ЛАР—ЛАЗ. Структурная схема системы ЛАР—ЛАЗ реактора РБМК-1000 описана выше. В задачу исследований при создании такой системы входит: определение факторов, влияющих на качество переходных процессов; исследование вопросов устойчивости; оптимизация структуры и выбор па-

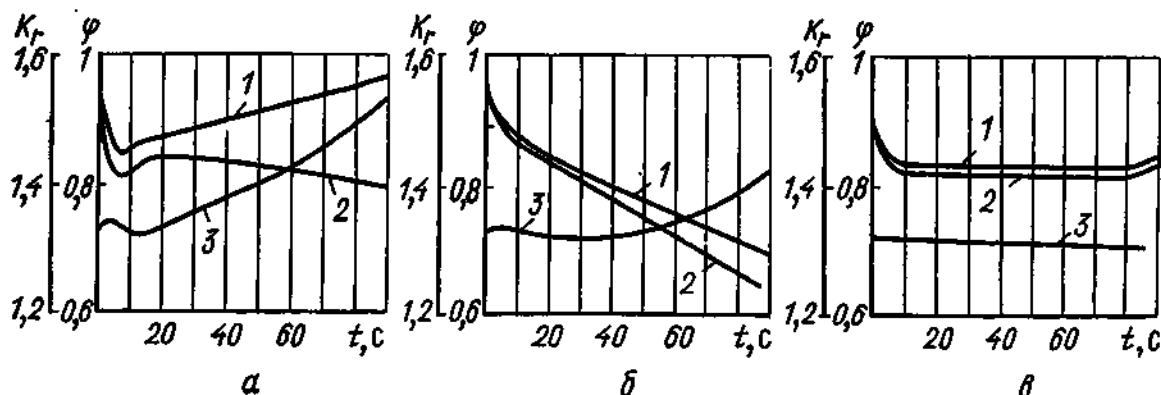


Рис. 8.6. Изменения мощности в половинах реактора и коэффициента неравномерности K_p

раметров настройки системы; определение эффективности работы системы в переходных режимах работы реактора.

На рис. 8.6 показаны изменения мощности в левой и правой половинах реактора (кривые 1, 2), коэффициента неравномерности K_r (кривая 3) при снижении мощности со 100 до 85%. На рисунке показаны три варианта регулирования: а — включен АР полной мощности; б — включен абсолютный ЛАР с датчиками вблизи стержня; в — включен абсолютный ЛАР с датчиками, удаленными на расстояние, равное 4—5 шагам ячейки от стержня. Последний вариант позволяет обеспечить постоянную мощность

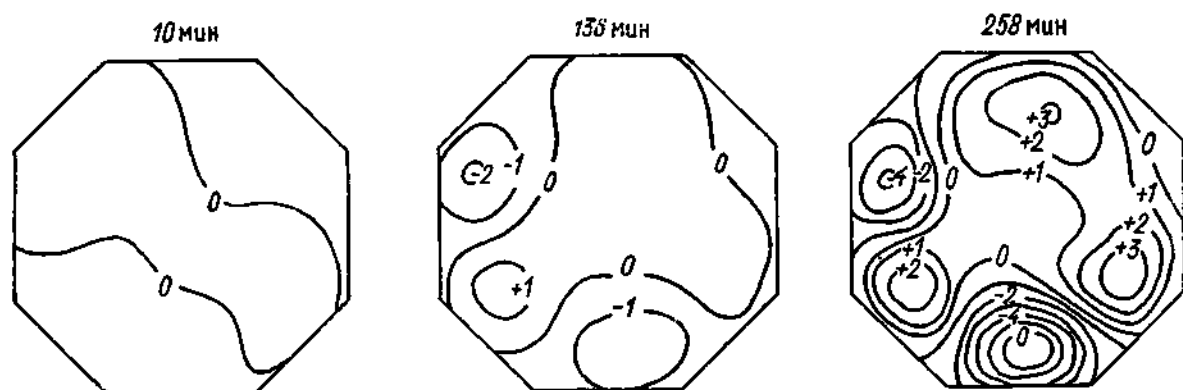


Рис. 8.7. Картограммы энергораспределения в реакторе

в обеих половинах реактора и постоянной K_r . Стабилизирующее действие системы ЛАР на энергораспределение по радиусу активной зоны показано на рис. 8.7. Цифры над рисунками обозначают время, в течение которого управление реактором осуществляется без вмешательства оператора, а цифры на картограммах показывают значение отклонения (в процентах) энергоснабжения от заданного.

Видно, что время в течение которого выполняется полностью автоматическое управление реактором (без вмешательства оператора) достигает ~ 4 ч. Для сравнения можно указать, что в аналогичных условиях загрузка оператора по управлению энергораспределением с помощью РР при отключенных ЛАР составляет 20—30 включений в час.

Важным фактором, характеризующим качество регулирования, является изменение формы энергораспределения, определяемой разбалами в каналах ЛАР, в переходных процессах (отключение ГЦН, ТГ, срабатывание АЗ на снижение мощности до заданного уровня и т. п.).

На рис. 8.8 показано изменение мощности и разбаланса в зоне одного из ЛАР во время аварийного снижения мощности, вызванного отключением турбины. Видно, что при снижении мощности с 70 до 50% разбаланс в канале ЛАР остается в пределах зоны нечувствительности (уставка ЛАР автоматически снижается с 70 до 50%). Аналогичный характер кривых изменения мощности и разбалансов наблюдается в остальных каналах ЛАР, что свиде-

тельствует о хорошем качестве поддержания формы энергораспределения с помощью ЛАР в быстрых переходных процессах.

Выбранное количество областей регулирования позволяет надежно управлять изменениями энергораспределения, вызванными неустойчивостью первых азимутальных и радиальных гармоник. Система ЛАР и ЛАЗ реактора РБМК-1000 является первой системой автоматического регулирования энергораспределения в оте-

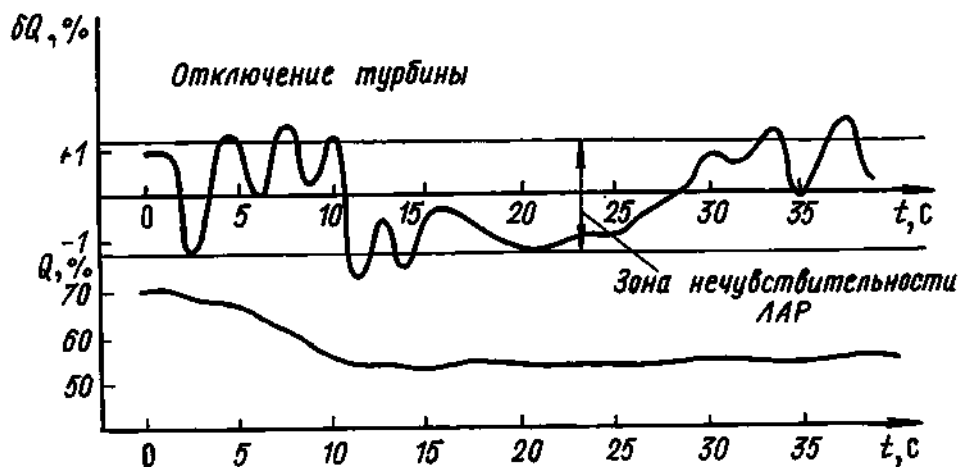


Рис. 8.8. Изменение мощности и разбаланса в зоне ЛАР

ственном реакторостроении. Опыт эксплуатации этой системы показал, что она существенно снижает нагрузку оператора по регулированию энергораспределения.

§ 8.3. ОСОБЕННОСТИ СУЗ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Особенности реакторов на быстрых нейтронах. Реакторы на быстрых нейтронах обладают свойствами, отличающими их от реакторов на тепловых нейтронах. На проектирование систем управления и защиты влияют следующие особенности:

1. Доля запаздывающих нейтронов у наиболее распространенных реакторов на быстрых нейтронах на плутонии-239 примерно в два раза меньше, чем у реакторов на тепловых нейтронах, работающих в основном на уране-235.

2. Среднее время жизни нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах значительно меньше, чем у реакторов на тепловых нейтронах ($l=10^{-7} \div 10^{-8}$ с — для реакторов на быстрых нейтронах, $l=10^{-3} \div 10^{-5}$ с — для реакторов на тепловых нейтронах). Следовательно, при реактивности $\rho \geq \beta$ скорость возрастания потока нейтронов в реакторе на быстрых нейтронах значительно больше, чем на тепловых для одинаковых введенных положительных реактивностей.

3. Потоки нейтронов, тепловые потоки и энергонапряженность в реакторах на быстрых нейтронах выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах.

4. В реакторах на быстрых нейтронах отсутствует отравление ксеноном и самарием, что упрощает эксплуатацию реактора.

5. В реакторах на быстрых нейтронах падение реактивности за счет выгорания в значительной степени компенсируется накоплением вторичного горючего в активной зоне и в зоне воспроизводства. Это упрощает проектирование системы компенсации реактивности реактора.

В связи с этими свойствами к СУЗ быстрого реактора предъявляются следующие требования, отличные от требований к СУЗ реакторов на тепловых нейтронах:

1. Точность поддержания мощности системой АР быстрого реактора должна быть более высокой.

2. Время срабатывания АЗ должно быть меньше, чем у реакторов на тепловых нейтронах.

3. Общая эффективность органов регулирования и компенсации реактивности должна быть меньше, чем у реакторов на тепловых нейтронах. Тем не менее основные требования к СУЗ реакторов на быстрых нейтронах те же, что и к СУЗ реакторов на тепловых нейтронах.

Устойчивость системы АР. Для исследования устойчивости реактора на быстрых нейтронах с автоматическим регулятором мощности используются амплитудные и фазовые частотные характеристики. Из рис. 2.1 и 2.2 видно, что амплитудная и фазовая частотные характеристики реакторов на тепловых и быстрых нейтронах до частоты ~ 1 Гц являются практически одинаковыми. При более высоких частотах коэффициент усиления реактора на тепловых нейтронах начинает быстро падать в то время, как для реакторов на быстрых нейтронах он вплоть до нескольких килогерц остается постоянным. Однако принципиальной разницы между проектированием регуляторов мощности для реакторов на тепловых нейтронах и на быстрых нейтронах нет, так как коэффициент усиления регулятора при частотах, на которых заметно влияние l на частотную характеристику реактора, очень мал.

Выбор регулятора с помощью частотных характеристик обеспечивает устойчивость реактора на быстрых нейтронах, если коэффициент усиления регулятора при частотах порядка 1 Гц не возрастает. Обратная связь мощности реактора с реактивностью может привести систему АР к снижению запаса устойчивости или к ее потере. Диапазон частот, в которых проявляется действие обратной связи определяется постоянной времени процессов. Для реакторов на быстрых нейтронах, так же как и для реакторов на тепловых нейтронах, эти частоты обычно не превышают 1 Гц.

Пуск реактора, управление и контроль. Пусковые каналы реактора на быстрых нейтронах аналогичны пусковым каналам реактора на тепловых нейтронах. Отличительная особенность реактора на быстрых нейтронах — более широкий диапазон изменения потока нейтронов, составляющий 10—12 декад от подкритического состояния до достижения номинальной мощности. Для сокращения

этого диапазона до 6—7 декад вводят источники нейтронов с интенсивностью до $(10^9—10^{10})$ нейтр./с.

Средства управления и контроля реакторов на быстрых и тепловых нейтронах аналогичны. При работе на мощности регулирование обычно осуществляется таким образом, чтобы параметры теплоносителя на входе в реактор поддерживались постоянными. Этим до минимума ограничивается воздействие температуры теплоносителя на мощность реактора.

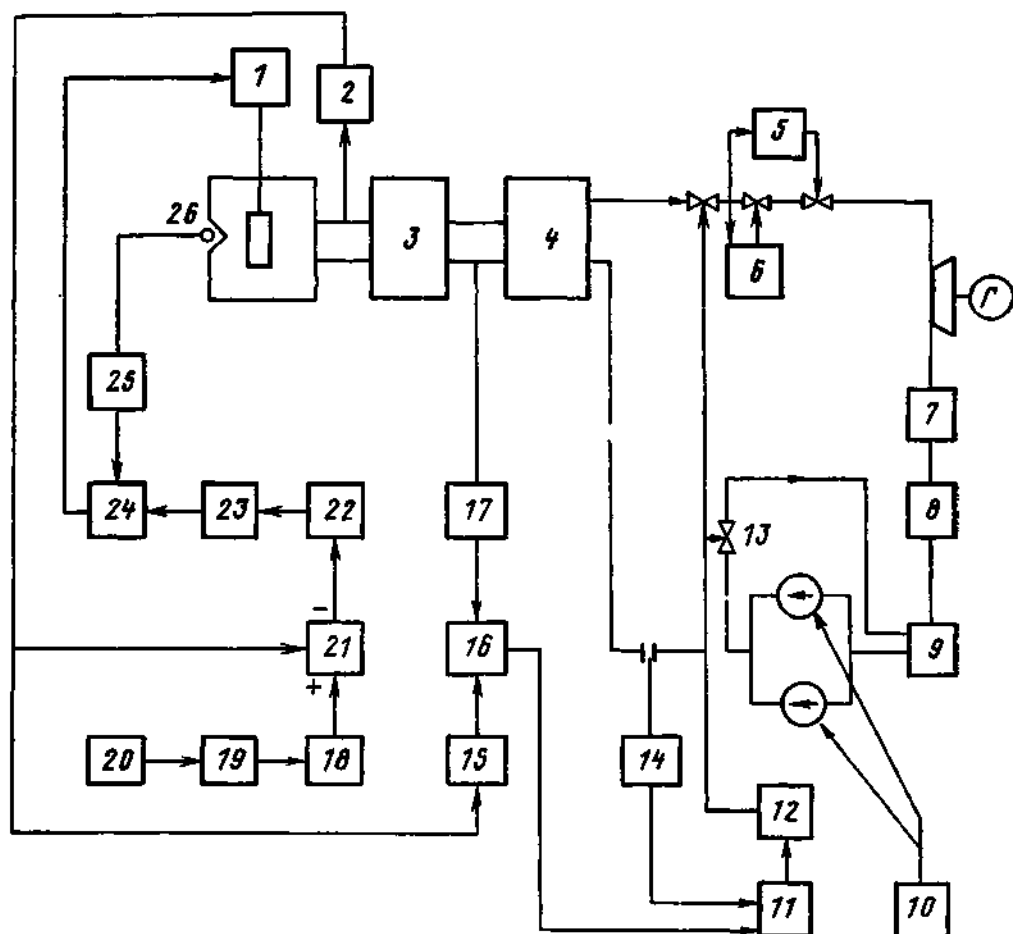


Рис. 8.9. Структурная схема системы регулирования энергетического реактора на быстрых нейтронах:

1 — регулирующий стержень с приводом; 2, 17 — датчик температуры; 3 — теплообменник; 4 — РГ; 5 — регулятор давления; 6 — быстродействующий вентиль; 7 — конденсатор; 8 — подогреватель; 9 — деаэрактор; 10 — регулятор расхода при высоких уровнях мощности; 11 — задатчик расхода; 12 — регулятор расхода при низких энергетических уровнях мощности; 13 — байпас; 14 — датчик расхода; 15 — задатчик входной температуры; 16, 21, 24 — сравнивающее устройство; 18, 23 — ограничитель; 19 — задатчик выходной температуры; 20 — датчик мощности; 22 — задатчик скорости изменения мощности; 25 — усилитель тока ИК; 26 — датчик нейтронов

На рис. 8.9 приведена структурная схема регулирования реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Измеренная температура теплоносителя на выходе сравнивается с ее заданным значением и разность между ними подается на регулятор для изменения мощности. Эти отклонения мощности зависят от отклонения истинной температуры от заданной, но ограничены некоторой фиксированной скоростью изменения мощности. Мощность турбины регулируется регулятором давления. Температура натрия

на входе в реактор регулируется расходом теплоносителя в третьем контуре.

Система АЗ реактора на быстрых нейтронах, структурная схема которой представлена на рис. 8.10, принципиально не отличается от системы АЗ реактора на тепловых нейтронах. Система АЗ состоит из датчиков аварийных сигналов, преобразователей и исполнительных механизмов.

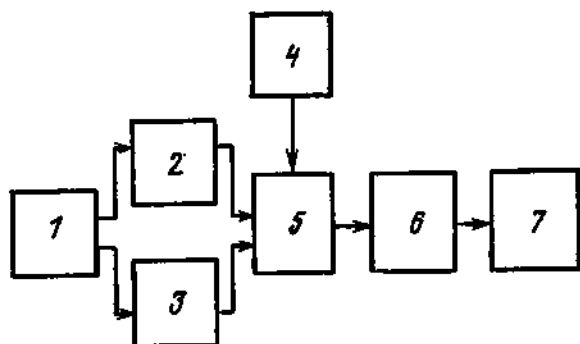


Рис. 8.10. Структурная схема системы АЗ реактора на быстрых нейтронах:
1 — датчики нейтронов; 2 — УЗС; 3 — УЗМ;
4 — датчики технологических параметров;
5 — логическая схема; 6 — электромагнитное разделяющее устройство; 7 — исполнительные органы АЗ

К аварийным сигналам в большинстве реакторов на быстрых нейтронах можно отнести следующие основные сигналы: превышение заданной мощности; уменьшение периода ниже допустимого; превышение температуры теплоносителя на выходе (входе) из реактора.

§ 8.4. ОСОБЕННОСТИ СУЗ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Основные задачи СУЗ исследовательских реакторов и реакторов других типов различаются не принципиально. Однако следует все же при проектировании учитывать некоторые особенности исследовательских реакторов, приводящие к появлению дополнительных функций СУЗ. Ограничимся рассмотрением исследовательских реакторов со стационарным потоком нейтронов.

Вывод реактора на мощность из подкритического состояния. Многие исследовательские реакторы работают в режиме частых остановок, сопровождаемых частичной перегрузкой топлива, сменной облучаемых образцов. При этом реактивность системы может существенно изменяться. СУЗ должна выводить исследовательский реактор из подкритического состояния достаточно быстро, чтобы избежать непроизводительных затрат времени, и достаточно медленно, чтобы соблюдались требования ядерной безопасности.

Процесс вывода исследовательского реактора из подкритического состояния часто бывает автоматизирован. Структурная схема системы автопуска исследовательских реакторов аналогична приведенной на рис. 7.5. Однако следует отметить, что автопуск возможен лишь при обеспечении надежного контроля потока нейтронов и скорости его изменения. Поэтому диапазон работы системы автопуска ограничен снизу уровнем γ -фона в реакторе.

Для исследовательских реакторов с высоким значением потока нейтронов пуск после кратковременной остановки происходит

в условиях быстро изменяющейся реактивности, вызванной нестационарным отравлением ксенона. Промедление с выводом реактора на мощность, сравнимую с номинальной, грозит попаданием в «йодную яму» и остановкой на несколько суток. Поэтому автоматика СУЗ исследовательского реактора с высоким значением потока нейтронов должна обеспечивать вывод его на мощность, примерно равную 50% номинальной за время около 30 мин.

Регулирование уровня мощности и компенсация реактивности. Автоматическое поддержание заданного уровня мощности (обычно оно осуществляется при мощности выше 1% номинального уровня) выполняется так же, как в реакторе любого типа. В некоторых случаях требуется после каждой существенной перестройки активной зоны тарировка тока ИК автоматического регулятора по тепловой мощности, так как перестройка активной зоны приводит к изменению распределения потока нейтронов.

Изменение уровня мощности в диапазоне 1—100% осуществляется с помощью АР по заданному закону, либо ручным регулятором.

Компенсация реактивности при выгорании и зашлаковывании горючего в исследовательских реакторах по соображениям экономии нейтронов чаще всего выполняется с помощью системы перегрузки топлива, а не системы СУЗ. Частые перегрузки легко организовать в бассейновых и канальных реакторах, какими обычно являются исследовательские реакторы. Выгорающие поглотители менее выгодны, но также используются в исследовательских реакторах для облегчения проектирования системы компенсации. Расположение и очередность перемещения органов компенсации иногда определяются не обычными для энергетического реактора соображениями выравнивания энергораспределения, а необходимостью поддержания заданного потока нейтронов в ограниченной части активной зоны или отражателя.

Аварийная защита. Аварийная остановка исследовательского реактора может быть вызвана не только выходом его собственных параметров за допустимые пределы, но также неисправностями экспериментальных устройств (прежде всего петель). Поэтому в систему АЗ вводятся сигналы технологических параметров экспериментальных устройств.

Перестройка активной зоны. Извлечение образцов, перегрузка ТВС — часто встречающиеся операции при эксплуатации исследовательского реактора. Эти операции должны вестись при включенной в работу СУЗ. Детекторы нейтронов и исполнительные органы СУЗ могут располагаться в «нештатных» местах. Кроме того, используется дополнительная аппаратура контроля потока нейтронов.

§ 8.5. СУЗ РЕАКТОРА ТИПА BWR

Корпусные водо-водяные реакторы с кипящим теплоносителем типа BWR в настоящее время широко применяются на зарубежных АЭС. Реактор генерирует насыщенный пар при давлении

$10 \cdot 10^6$ Па, направляемый непосредственно в турбину. Сепарация пара происходит в верхней части корпуса реактора; отсепарированная вода смешивается с питательной водой и с помощью насосов рециркуляции снова подается в активную зону. Приводы регулирующих стержней (РС) реактора BWR описаны в § 6.4; напомним, что ввод РС в активную зону здесь осуществляется снизу вверх, против силы тяжести.

Особенности реактора и СУЗ. Для BWR, как объекта регулирования, характерны следующие особенности:

1. Сильная отрицательная обратная связь по каналу мощность — реактивность, определяющая устойчивость реактора по отношению к возмущениям реактивности, вносимым в активную зону. Это позволило отказаться не только от автоматической стабилизации энергораспределения, но и вообще от автоматического режима перемещения РС. Ввод и вывод стержней на BWR осуществляется только оператором (кроме режима АЗ).

2. Неустойчивость реактора по отношению к нагрузке турбины, вызванная положительной обратной связью по давлению (например, рост давления в реакторе вызывает увеличение плотности воды и, следовательно, плотности замедления нейтронов; в результате реактивность увеличивается).

3. Невозможность контроля мощности и энергораспределения по перепаду температуры теплоносителя на входе в активную зону и выходе из нее (как это делается на некипящих реакторах). Для контроля мощности и ее распределения по объему активной зоны пригодны лишь датчики потока нейтронов.

4. Ограниченная возможность применения жидкостного регулирования. Практически все эффекты реактивности в BWR компенсируются только перемещением РС.

Отличительной чертой аппаратного обеспечения BWR является его функциональное единство: аналоговые каналы измерения технологических параметров, включая датчики, линии связи, усилители и преобразователи сигнала, являются общими для систем контроля (включая ЭВМ), управления и АЗ. При этом обеспечивается приоритет АЗ по надежности. Это означает, во-первых, что к каналам измерения предъявляются все требования, принятые для систем АЗ. Во-вторых, любые неисправности (обрывы, замыкания, включения или отключения) в цепях контроля и управления не должны оказывать влияния на получение достоверной информации устройствами АЗ. Для этого передача сигналов в менее ответственные системы происходит с помощью развязывающих усилителей, изолированных контактов реле и других устройств, исключающих обратное влияние выхода на вход. Это позволяет рассматривать измерительные каналы важнейших параметров как элементы системы АЗ. Кроме того, в систему АЗ входит разветвленная совокупность логических схем обработки сигналов, исполнительные переключатели, управляющие аварийными клапанами гидросистемы приводов РС, сигнальные устройства на пульте

оператора; агрегаты электропитания и, наконец, переключатель режимов.

Система АЗ. Вся система АЗ, включая логические схемы и относящиеся к ним измерительные каналы, для повышения живучести состоит из параллельных групп А и В. Каждая группа АЗ питается от собственного мотор-генераторного агрегата с маховиком; последний обеспечивает нормальное питание цепей АЗ в течение 1 с после отключения питания собственных нужд АЭС, что гарантирует правильное срабатывание логических схем. Электромагнитные клапаны гидросистемы РС получают питание от аккумуляторов.

В каждой из групп АЗ (например, группе А) имеется три исполнительные логические схемы: из них две (A_1 и A_2) — для автоматической остановки реактора и одна (A_3) — для ручной. На входы каждой из схем A_1 , A_2 , B_1 , B_2 подаются сигналы от сравнивающих устройств по всем контролируемым параметрам. Это значит, что каждый существенный для АЗ технологический параметр должен контролироваться не менее чем четырьмя независимыми каналами измерения (датчик+преобразователь+сравнивающее устройство). Аварийный сигнал по любому параметру вызывает появление аварийного сигнала на выходе логической схемы и затем — всей группы АЗ (А или В). Для аварийной остановки, однако, необходимо совпадение сигналов АЗ в группах А и В (или наличие сигнала АЗ в одной группе при неисправности или обесточивании другой, так как при этом автоматически обеспечивается выдача аварийного сигнала).

Срабатывание АЗ на реакторах ВВР происходит в следующих ситуациях:

1. Нажатие оператором кнопок на пульте (A_3 и B_3 одновременно).
2. Повышение давления в корпусе реактора выше $75 \cdot 10^5$ Па.
3. Понижение уровня воды в реакторе ниже 13,6 м от днища корпуса.
4. Закрытие стопорного клапана турбины (потеря нагрузки или возбуждения генератора).
5. Быстрое закрытие регулирующего клапана турбины (потеря или быстрый сброс нагрузки).
6. Закрытие клапана отсечки паропровода (обычно означает разрыв паропровода за пределами защитной оболочки, в которую заключен реактор вместе с контуром рециркуляции).
7. Повышение давления в защитной оболочке выше $0,15 \times 10^5$ Па (обозначает разрыв трубопровода или разгерметизацию реактора).
8. Повышение уровня ионизирующего излучения в главном паропроводе в 100 раз по отношению к фону (означает повреждение твэла).
9. Повышение уровня воды в баке аварийного сброса гидросистемы РС (угроза потери работоспособности исполнительной части АЗ).

10. Появление аварийного сигнала из каналов контроля потока нейтронов.

Измерительные каналы. В современном крупном реакторе BWR [800—1100 МВт(э)] поток нейтронов на всех диапазонах контролируется исключительно внутризонными детекторами — безынерционными малогабаритными камерами деления. Используются три разновидности каналов контроля потока нейтронов, работающих в следующих диапазонах:

счетные каналы диапазона источника
($2 \cdot 10^3$ — $2 \cdot 10^9$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$));

флуктуационные каналы промежуточного диапазона (10^8 — 10^{13} нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$));

токовые каналы рабочего диапазона [10^{12} — $3 \cdot 10^{14}$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)]. Как видно, диапазоны работы каналов имеют перекрытие не менее чем на декаду, что обеспечивает непрерывность контроля и уверенный переход с одного диапазона на другой.

Характеристика аппаратных особенностей счетных, флуктуационных и токовых каналов контроля потока нейтронов дана выше (см. гл. 3, 7). Здесь следует отметить лишь функциональные и конструкционные особенности этих каналов на реакторах BWR.

К счетным каналам диапазона источника предъявляются следующие требования:

1. При полностью введенных РС (заглушенный реактор) каналы должны иметь скорость счета не менее 3 имп./с и отношение сигнала к шуму не менее 3:1.

2. Счетные каналы должны обнаруживать рост потока нейтронов (хотя бы по одному каналу), прежде чем период разгона реактора (в случае ввода положительной реактивности) станет меньше 20 с. Это требование должно выполняться при самом неблагоприятном расположении РС и при допущении ситуации, когда один из каналов байпасирован (выведен из работы со снятием аварийного сигнала на его выходе), а другой неисправен.

3. Логическая схема счетных каналов должна выдавать сигнал на блокировку выведения РС при выходе скорости счета как на верхний предел (10^5 имп./с), так и за нижний (3 имп./с). Последнее условие предотвращает пуск реактора «вслепую». Извлечение РС блокируется также при неисправности счетного канала, находящегося в работе.

4. Счетные каналы должны выдавать аналоговые сигналы мощности (логарифма скорости счета в пределах 10^{-1} — 10^6 имп./с) и периода для представления оператору.

На реакторах BWR счетные каналы не выдают сигналов на остановку реактора, ограничиваясь блокировкой извлечения РС в потенциально опасных ситуациях. АЗ срабатывает лишь при попытке оператора перейти с пусковых на рабочие диапазоны, если мощность реактора ниже установленного предела. Обычно на большом BWR имеется четыре счетных пусковых канала.

Датчики размещаются в сухих каналах, проходящих через всю активную зону реактора. Каналы датчиков проходят через корпус

реактора в нижней его части с соответствующим уплотнением. Дистанционно управляемые приводы перемещают датчики от полностью введенного положения (610 мм выше центра активной зоны) до полностью выведенного (610 мм ниже нижней границы активной зоны). На пульте оператора располагаются указатели положения датчиков. При неправильном положении датчиков (неполностью введены в начале пуска) выдается сигнал на блокировку вывода РС.

При уменьшении периода разгона реактора до 50 с на пульте оператора загорается предупредительный желтый сигнал; никакие автоматические сигналы на перемещение РС не подаются.

Каналы промежуточного диапазона контролируют состояние реактора в процессе подъема мощности от 1 кВт до 10% номинальной.

В отличие от счетных флуктуационные каналы промежуточного диапазона предназначены для выдачи логических сигналов в систему АЗ, поэтому к ним предъявляются более строгие требования.

На ВВР имеются две полностью независимые группы промежуточных каналов, связанных соответственно с двумя группами АЗ (А и В, см. ниже) и получающих питание от независимых источников. В каждой группе имеются 4 канала, включающие датчик и соответствующую вторичную аппаратуру.

В целях обеспечения переменной уставки АЗ в промежуточных каналах реактора ВВР не применяется логарифмирование выходного сигнала. Контроль мощности осуществляется в линейном масштабе на десяти поддиапазонах. Переключатель поддиапазонов (через полдекады) находится на пульте оператора. Показания приборов на щите управления, самописцев, а также уставки АЗ исчисляются в процентных долях шкалы выходного усилителя промежуточного канала; абсолютное их значение определяется положением переключателя поддиапазонов. На нижнем поддиапазоне выходной сигнал промежуточного канала составляет 30% шкалы при плотности потока нейтронов, равной 10^8 нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, на верхнем — 100% шкалы при плотности 10^{13} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, или 10% номинальной мощности.

Сигнал АЗ выдается каналом при превышении выходным сигналом 120% шкалы, а также при неисправности или обесточивании канала. Вывод РС блокируется при выходе сигнала мощности за установленные пределы (3—100%) и неправильном положении датчика. Один из четырех каналов каждой группы (А и В) может быть выведен из работы (байпасирован) для обслуживания, настройки или ремонта, при этом сигнал АЗ не вырабатывается. Конструкция датчиков, сухих каналов и приводных механизмов промежуточных каналов аналогична счетным каналам.

Система контроля в энергетическом диапазоне. В энергетическом диапазоне (свыше 3% номинальной мощности) на ВВР используется система контроля энергораспределения (СКЭ) (см. гл. 3). Эта система на реакторе мощностью 1100 МВт(э) включает 172 датчика и связанных с ними измерительных каналов. Датчики

(камеры деления в токовом режиме) располагаются в 43 точках по радиусу активной зоны в «мокрых» сборках; каждая сборка включает четыре постоянных датчика, расположенных на четырех уровнях по высоте активной зоны, и трубку для введения калибровочного датчика. Сборка датчиков вставляется сверху в гильзу, постоянно смонтированную в активной зоне (в зазоре между тепловыделяющими сборками). Снизу гильза проходит через корпус реактора и оканчивается фланцем, где уплотняются концы линий связей от детекторов и калибровочная трубка. Сигналы датчиков локального контроля по кабельным трассам передаются в помещение щита управления, где усиливаются и сравниваются с уставками предельно допустимых значений (нижняя уставка — 3%, верхняя — 100% шкалы выходного сигнала усилителя). При выходе сигнала за эти границы на щите загораются соответствующие сигналы, которые свидетельствуют лишь о нерасчетном режиме работы системы. Сигнализация отклонений локальной мощности от заданных значений (информация оператору для регулирования энергораспределения) выдается станционной ЭВМ в результате обработки показаний локальных датчиков. Аналоговые сигналы любой сборки

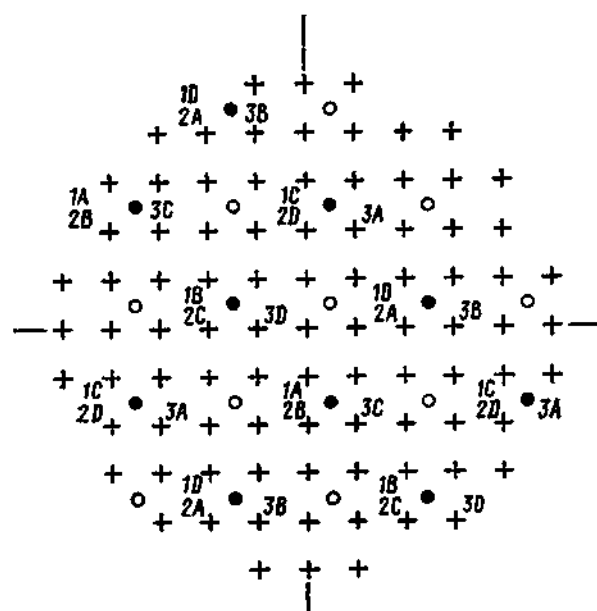


Рис. 8.11. Распределение локальных датчиков потока нейтронов по каналам контроля мощности реактора BWR:

+ — регулирующие стержни; ● ○ — сборки локальных датчиков; ● — АЗ (А); ○ — АЗ (В); 1, 2, 3 — каналы контроля мощности; А, В, С, Д — точки контроля потока нейтронов по высоте активной зоны (от низа)

связей от детекторов и калибровочная трубка. Сигналы датчиков локального контроля по кабельным трассам передаются в помещение щита управления, где усиливаются и сравниваются с уставками предельно допустимых значений (нижняя уставка — 3%, верхняя — 100% шкалы выходного сигнала усилителя). При выходе сигнала за эти границы на щите загораются соответствующие сигналы, которые свидетельствуют лишь о нерасчетном режиме работы системы. Сигнализация отклонений локальной мощности от заданных значений (информация оператору для регулирования энергораспределения) выдается станционной ЭВМ в результате обработки показаний локальных датчиков. Аналоговые сигналы любой сборки

датчиков могут быть вызваны оператором на показывающий прибор. Сами по себе каналы локального контроля не выдают никаких логических сигналов в систему АЗ или регулирования реактора; для этого служат вторичные подсистемы контроля уровня мощности и блокировки РС.

Подсистема контроля уровня мощности содержит шесть аналоговых каналов, причем каждый из шести каналов усредняет сигналы от 24 усилителей системы локального контроля. Три канала контроля уровня мощности имеют общее питание и обслуживают одну группу АЗ (А), а три других — другую (В). Датчики, относящиеся к каждому усредняющему каналу, выбираются по возможности равномерно распределенными в объеме активной зоны.

На рис. 8.11 показано распределение локальных датчиков по трем каналам контроля мощности (для группы А) для фрагмента активной зоны BWR. Усиление в каналах контроля мощности автоматически корректируется с учетом числа фактически работающих

датчиков. Если в каком-то канале остается менее 14 работающих датчиков, выдается сигнал неисправности, равносильный аварийному.

Уставки АЗ и блокировки РС в каналах контроля уровня мощности являются «плавающими» и зависят от расхода в контуре рециркуляции. Текущие значения уставок формируются из зависимостей:

$$U_{AZ} = 54 + 66G/G_{ном};$$

$$U_{бл} = 40 + 60G/G_{ном},$$

где U_{AZ} , $U_{бл}$ — уставки АЗ и блокировки РС, выраженные в процентах номинальной мощности соответственно; G , $G_{ном}$ — текущее и номинальное значения расхода в контуре рециркуляции. Кроме того, сигнал АЗ выдается при падении сигнала мощности ниже 3% номинальной, если переключатель режимов стоит в положении «работа» (оператор не перешел на контроль в промежуточном диапазоне или канал дает неправильное показание). Для аварийной остановки реактора необходимо и достаточно одновременного наличия сигналов АЗ в каналах, относящихся к группам А и В; при неисправности или обесточивании одной из групп АЗ, скажем, группы А, для остановки реактора достаточно сигнала АЗ в любом канале системы В. Для блокировки извлечения РС достаточно соответствующего сигнала в любом из шести каналов контроля уровня мощности.

Подсистема контроля уровня мощности, как и связанные с ней каналы измерения расхода рециркуляции, должна по надежности удовлетворять всем требованиям, установленным для систем АЗ. Выходные сигналы шести каналов мощности постоянно регистрируются на щите управления реактором, а также направляются в ЭВМ.

Для периодической калибровки датчиков локального контроля, как уже говорилось в гл. 3, служит подсистема подвижных детекторов, осуществляющая последовательное измерение одним датчиком плотности потока нейтронов в нескольких (до 9) сборках датчиков. Стандартный ВВР на 43 сборки локального контроля имеет пять калибровочных детекторов с индивидуальными приводами и механизмами наведения.

В извлеченном положении подвижный детектор находится в свинцовой камере за пределами защитной оболочки, а его кабельная трасса намотана на барабан привода. Для калибровки детектор проталкивается сквозь проходку в оболочке, затем с помощью механизма наведения направляется в одну из девяти калибровочных трубок, оканчивающихся в сборке детекторов локального контроля на уровне верха активной зоны. При протягивании детектора сверху вниз на двухкоординатном самописце регистрируется непрерывная кривая изменения потока нейтронов

по высоте сборки датчиков. В механизмах наведения калибровочных детекторов имеются дополнительные входы, ведущие в одну и ту же калибровочную гильзу. Это позволяет взаимно градуировать сами подвижные детекторы.

Как уже говорилось, регулирующие стержни на BWR в нормальном режиме перемещает только оператор. Однако для предотвращения локальных всплесков энерговыделения при выводе РС предусмотрена система блокировки, контролирующая обстановку вокруг стержня, выбранного для перемещения.

РС (не более одного одновременно) для перемещения выбирается оператором на наборном поле пульта управления. При этом на общем табло высвечивается номер выбранного РС, а на отдельном «табло четверок» представляется следующая информация:

а) положение выбранного и трех других РС, окруженных датчиками локального контроля (см. рис. 8.11); на РС, выбранный из четырех указывает световой сигнал;

б) показания 16 датчиков локального контроля, окружающих данные четыре стержня (четыре счетверенных узкопрофильных прибора, соответствующие четырем сборкам по четыре датчика, расположенные на четырех уровнях по высоте);

в) показания двух каналов блокировки РС, усредняющих сигналы локальных датчиков вокруг выбранного РС.

К каждому каналу блокировки РС подключается до восьми усилителей локального контроля. Для периферийных РС усреднение ведется не по четырем, а по трем или по двум ближайшим сборкам детекторов с соответствующей коррекцией усиления. Выходной сигнал, пропорциональный среднему энерговыделению в районе РС, нормируется по отношению к общей мощности реактора и на табло представляется относительное отклонение энерговыделения в районе РС от среднего по реактору. При превышении этим сигналом определенной уставки, зависящей от расхода теплоносителя, извлечение РС запрещается (выдается сигнал блокировки).

При пуске, выводе реактора на мощность и плановой остановке технологическим регламентом установлен определенный порядок перемещения РС. Контроль за выполнением регламента ведет станционная ЭВМ, которая при мощности реактора ниже 3% «имеет право» блокировать как вывод, так и ввод РС, если это противоречит запрограммированной последовательности.

Регулирование расходом теплоносителя. На уровнях мощности реактора BWR, составляющих 65—100%, номинальной, возможно регулирование мощности реактора без перемещения РС — изменением расхода рециркуляции теплоносителя. Расход регулируется изменением числа оборотов циркуляционных насосов.

Увеличение расхода теплоносителя через активную зону вызывает временное снижение среднего паросодержания, и, следовательно, увеличение плотности замедления, что создает положительную реактивность. Мощность реактора растет до тех пор, пока не будет достигнуто новое равновесное значение паросодержания.

При снижении расхода рециркуляции происходит обратное: мощность реактора уменьшается.

Такое «мягкое» воздействие на реактор используется для автоматического регулирования мощности в режиме следования за нагрузкой. Взаимодействие систем показано на рис. 8.12. Здесь в качестве стабилизируемого параметра используется число оборотов турбины. При отклонении мощности турбогенератора от мощности, потребляемой сетью (нагрузки) вращение ротора ускоряется:

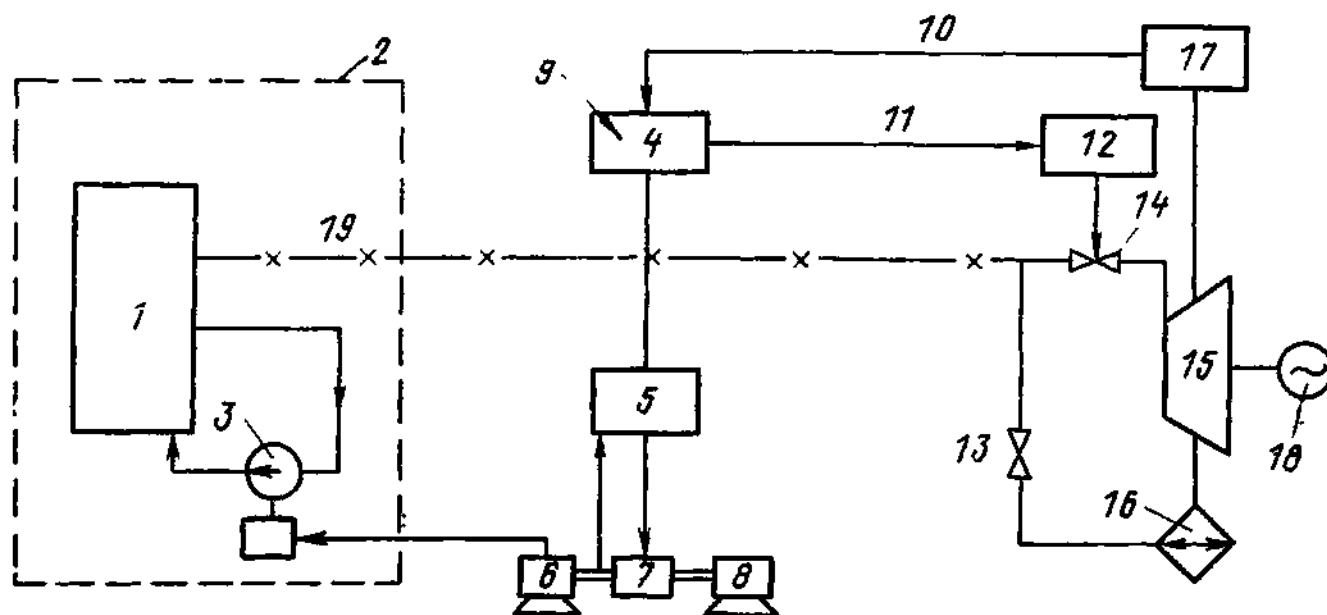


Рис. 8.12. Система управления расходом рециркуляции в реакторе ВВР:

1 — реактор; 2 — защитная оболочка; 3 — насос рециркуляции с приводом; 4 — главный регулятор; 5 — регулятор количества оборотов насоса; 6 — генератор переменного тока; 7 — управляемая гидромуфта; 8 — асинхронный электродвигатель; 9 — ручное управление; 10 — сигнал отклонения скорости ТГ; 11 — изменение уставки давления; 12 — регулятор давления; 13 — байпасный клапан; 14 — входной клапан; 15 — турбина; 16 — конденсатор; 17 — регулятор турбины; 18 — генератор; 19 — паропровод

или замедляется; сигнал отклонения числа оборотов турбины от номинального преобразуется в воздействие на скорость вращения генератора переменного тока, связанного с насосами рециркуляции, от которых, как было показано выше, зависит мощность реактора. Давление в реакторе и главных паропроводах при этом поддерживается регулятором, перепускающим лишний пар через байпасный клапан в конденсатор. Таким образом, введением искусственных связей неустойчивая система реактор — турбина превращается в стабильную, обеспечивающую в известных пределах работу АЭС при переменной нагрузке.

АВТОМАТИЗИРОВАННЫЕ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ (АСКУ) ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

§ 9.1. ЗАДАЧИ АВТОМАТИЗАЦИИ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ НА БАЗЕ ЭВМ

Вводная часть. С ростом мощностей ядерных реакторов, увеличением размеров активных зон, повышением энергонапряженности увеличивается число контролируемых и регулируемых параметров.

Контроль и анализ большого числа параметров и принятие решений за весьма короткое время (часто секунды) с помощью традиционных средств (показывающие приборы, самописцы, звуковые и световые сигнализаторы и цифровые табло) практически невозможны. Возникает такая ситуация, когда оператор в некоторых случаях не в состоянии поддерживать безопасные эксплуатационные условия, вероятность ошибочных его действий значительно возрастает. Выходом из такого положения является применение быстродействующих ЭВМ для обработки больших потоков информации.

Роль ЭВМ в управлении реактором не ограничивается только снижением информационной перегрузки оператора.

Традиционные СУЗ и системы контроля теплотехнических параметров построены таким образом, что не позволяют решать следующие задачи:

- использовать при управлении реактором информацию о технологических процессах, обусловленную существованием связи между параметрами этих процессов. Оператор лишь частично использует при управлении такую информацию, получаемую с помощью систем традиционного контроля, но при этом оценка связей между параметрами (например, показаниями индивидуальных датчиков энерговыделения в различных областях реактора) в значительной мере зависит от опыта и интуиции оператора;

- оценивать качество поддержания энергораспределения;

- реализовывать оптимальное управление энергораспределением;

- быстро оценивать сложившуюся ситуацию при управлении реактором. Используя обычные системы контроля, оператор получает информацию только о значении отдельных параметров или их отклонении за границы установленных пределов, и анализ характера причинно-следственных связей между событиями и оценка сложившейся ситуации осуществляется самим оператором;

- осуществлять оперативное комплексное управление всем технологическим процессом в целом.

Системы управления, построенные на базе ЭВМ, позволяют осуществить оптимальное управление процессами, протекающими в активной зоне реактора, и, следовательно, решить большинство задач, указанных выше.

Этапы внедрения ЭВМ. В настоящее время разработка и внедрение автоматизированных систем контроля и управления (АСКУ) на базе ЭВМ проводится в несколько этапов с постепенным перераспределением функций управления между человеком, ЭВМ и локальными автоматическими устройствами.

Этап первый:

1) сохраняются все аналоговые автоматические устройства со своими задатчиками;

2) ЭВМ используется в функции советчика. Советы формируются в виде рекомендаций оператору;

3) управление исполнительными механизмами осуществляется по командам, которые формируются человеком (кнопки, переключатели и т. д.), с пульта управления;

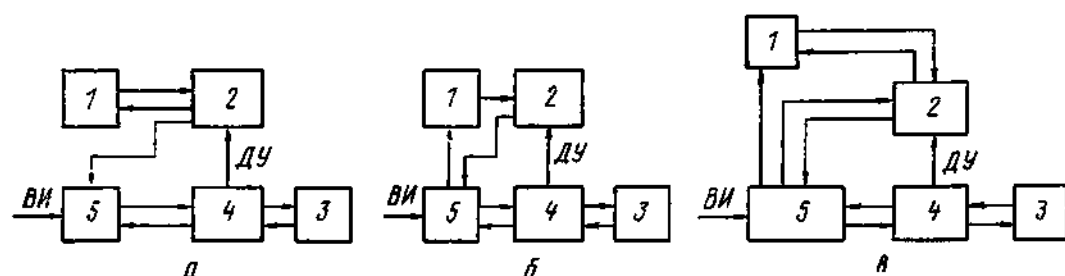


Рис. 9.1. Схема организации АСКУ на первом (а), втором (б) и третьем (в) этапах развития:

1 — локальные устройства автоматики и защиты; 2 — объект управления; 3 — обслуживающий персонал; 4 — пульт контроля и управления; 5 — ЭВМ с устройствами сбора и вывода информации; ДУ — дистанционные управляющие воздействия; ВИ — информация, поступающая из устройства верхнего уровня иерархии управления

4) выполнение быстродействующих управляющих воздействий (например, сигналов АЗ), когда человек вносит недопустимое запаздывание, возлагается на локальные устройства автоматики.

Этап второй:

1) сохраняются локальные устройства автоматики и защиты;

2) на ЭВМ возлагаются функции такого управления, когда команды машины воздействуют на задатчики этих локальных устройств;

3) ЭВМ формирует уставки и ведет контроль за основными технологическими параметрами, в том числе и за распределением мощности в активной зоне;

4) сохраняется ручное управление исполнительными механизмами;

5) ЭВМ вырабатывает советы оператору по управлению процессами.

Этап третий:

1) функции выравнивания распределения мощности передаются на ЭВМ; т. е. машина формирует сигналы управления стержнем-поглотителем;

2) сохраняются аналоговые системы для компенсации быстроизменяющихся процессов, в том числе и АЗ.

Схемы организации АСКУ на каждом из указанных трех этапов показаны на рис. 9.1.

Обеспечение требований безопасности. Развитие АСКУ ядерными установками в основном проходит описанные выше этапы. Однако высокая ответственность, которая возлагается на ЭВМ, требует проводить разработку конкретных АСКУ с соблюдением ряда положений, являющихся логическим следствием жестких требований обеспечения ядерной и радиационной безопасности ЯЭУ. Эти положения формируются следующим образом:

Первое положение. Должны быть обеспечены все требования безопасности и защиты ЯЭУ при любых нарушениях в работе АСКУ, включая полный отказ ЭВМ.

Второе положение. При любой степени автоматизации ответственность за соблюдение условий безопасности остается за оператором. Это означает, что ЭВМ всегда предназначается для помощи оператору в преобразовании потоков информации (включая и управляющую информацию). Поэтому оператор должен всегда иметь необходимый минимум независимых от ЭВМ средств контроля и управления, обеспечивающих безопасность реактора. Должны быть предусмотрены меры и автономные от ЭВМ средства, нейтрализующие нарушения работы ЭВМ, а соответствующая информация должна поступить оператору для принятия решений по управлению и в этом случае.

Третье положение. По соображениям безопасности необходимо сохранение некоторых традиционных систем в качестве автономных от ЭВМ, способных функционировать в определенных пределах самостоятельно: систему АЗ по всем входным сигналам (одного от ЭВМ); систему сигнализации.

Четвертое положение. Системы регулирования параметров целесообразно строить по иерархическому принципу, используя на низшем уровне регулирования автономные регулирующие устройства.

Нормальным состоянием ЭВМ как элемента, используемого на более высоких уровнях иерархии управления, обеспечивающим стационарность состояния объекта, является отсутствие выходных управляющих сигналов («нуль на выходе ЭВМ»).

Пятое положение. Чтобы обеспечить большую живучесть системы управления, необходимо на более низких иерархических уровнях применять более надежные элементы и достаточно резервированные структуры. Эти положения обычно реализуются в структуре АСКУ и ее системе математического обеспечения.

Система математического обеспечения ЭВМ представляет собой комплекс программ, выполняющих определенные конкретные функции по переработке различной информации в системе.

В заключение этого раздела следует заметить, что принципиально безразлично, является ли процесс управления полностью автоматическим или же в отдельных (или во всех) контурах управления участвует оператор. На современном этапе без участия человека не удастся осуществить управление всеми технологическими процессами в ЯЭУ. Поэтому в общем виде вводится термин «автоматизированная система контроля и управления (АСКУ)

ядерным реактором». В настоящее время ведутся интенсивные работы по использованию ЭВМ в системах контроля, управления и защиты реактора. Рассматриваемые ниже системы являются только примерами возможных технических реализаций АСКУ.

§ 9.2. КЛАССИФИКАЦИЯ АСКУ

Критерии классификации. Известно несколько критериев классификации АСКУ. Наиболее часто используется классификация технических средств АСКУ ядерных реакторов, за критерий которой взят уровень решаемых задач по управлению объектом (централизованный контроль, управление в режиме советчика, управление в замкнутом контуре).

В соответствии с ростом сложности объекта управления за критерий может быть взято число контролируемых параметров и управляющих воздействий.

Представляется целесообразной классификация по иерархическому принципу, который заключается в том, что признаки низшего уровня раскрывают и уточняют любой из признаков высшего уровня. Следует отметить, что и эта классификация в определенной мере является условной, поскольку функции, выполняемые системами разных классов, могут в ряде случаев перекрываться. Однако такая классификация АСКУ имеет практическое значение при создании новых систем, поскольку облегчает выбор и синтез структуры системы, разработку алгоритмов и программ, сокращает экономические затраты на создание аналогичных систем. На рис. 9.2 приведена упрощенная схема классификации АСКУ ядерных реакторов.

Первый уровень классификации отражает сложность объекта автоматизации (A_1, A_2, A_3).

Признаком *второго уровня* классификации является временной режим работы системы: автоматизированные системы контроля и управления технологическими процессами, работающие в реальном масштабе времени (B_1) или в неоперативном режиме (B_2).

Третий уровень схемы классификации отражает функциональное назначение системы:

C_1 — информационно-измерительные АСКУ, предназначенные для автоматического сбора информации, поступающей от датчиков, и первичной обработки информации;

C_2 — информационно-вычислительные системы, предназначенные для осуществления расчетов различных характеристик технологических процессов, протекающих в реакторе. В таких системах ввод информации может осуществляться автоматически от датчиков или вручную с помощью перфолент или перфокарт;

C_3 — информационно-советующие системы, предназначенные для автоматического сбора информации от детекторов, расчета основных параметров технологических процессов в реакторе и выработки совета оператору по ведению процесса;

C_4 — информационно-управляющие системы, которые кроме функций, перечисленных выше, осуществляют управляющие воздействия.

Признаком следующего уровня классификации является организация алгоритмов функционирования системы:

D_1 — системы логико-программного управления группой однотипных параметров, работающие по жесткой программе;

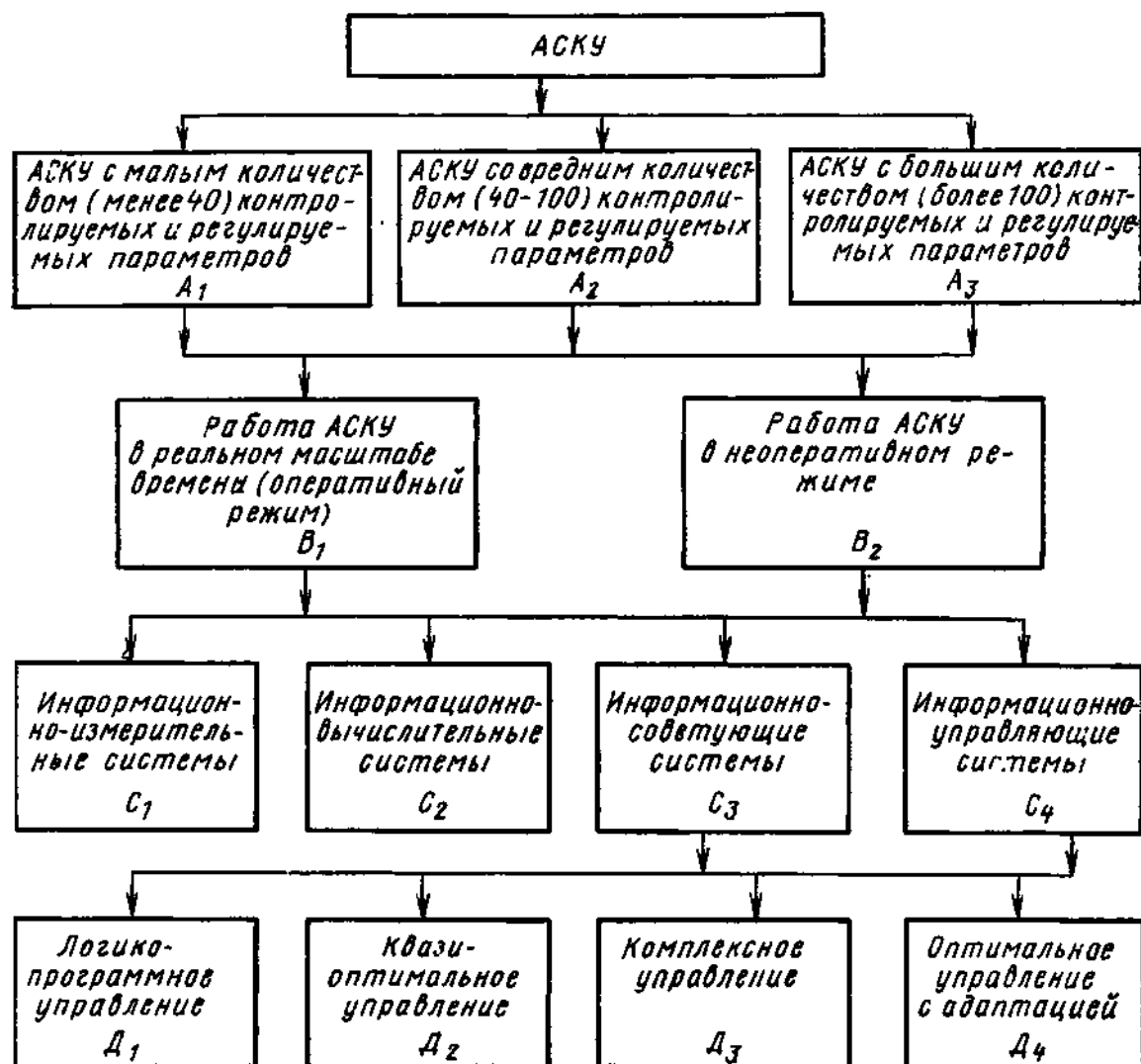


Рис. 9.2. Классификация АСКУ ядерными реакторами

D_2 — системы оптимального управления технологическим процессом, предназначенные для решения задачи оптимизации на основании получаемой от управляемого объекта информации и принятых математических моделей, выработки регулирующих воздействий или советов оператору в реальном времени;

D_3 — системы комплексного управления. К этим системам относятся, в основном, организационно-технологические АСУ. Главной функцией технологического характера является управление через оперативный персонал ходом технологических процессов на основании статистической обработки технологической информации

и текущего планового задания. Следует отметить, системы D_3 могут вырастать из систем D_1 и D_2 , когда ЭВМ осуществляет централизованное управление (логико-программное или оптимальное) группой блоков АЭС и на нее возлагаются дополнительные функции оперативно-диспетчерского управления с анализом работы АЭС и прогнозом его дальнейшего хода;

D_4 — системы с адаптацией, аналогичные системам D_2 , но алгоритмы контроля и управления автоматически и целенаправленно изменяются для осуществления наилучшего управления ядерным реактором в условиях произвольно меняющихся характеристик объекта автоматизации при неполных данных о свойствах объекта.

Возможно введение и более низких уровней классификации, относящихся, в основном, к типу структуры АСКУ (эти уровни не показаны на рис. 9.2). Например, известны АСКУ с децентрализованной структурой, представляющие собой набор независимых подсистем контроля и управления ядерным реактором, каждая со своим локальным законом управления, и АСКУ с централизованной рассредоточенной структурой, в которой каждый элементарный закон управления реализуется в месте использования информации, но управляющее воздействие в целом для объекта формируется как совокупность локальных законов управления. Последние системы используются в тех случаях, когда требуется получить большую надежность. Самой экономичной по расходу технических средств, очевидно, будет система с полностью централизованной структурой, в которой все элементарные законы контроля и управления реализуются в одном месте — в центральной управляющей ЭВМ. Но такая система будет обладать низкой надежностью.

§ 9.3. ФУНКЦИИ АСКУ

Выбор функций АСКУ основывается на анализе процессов в ядерном реакторе и энергетической установке и задач управления. В результате анализа должны быть определены:

- возможность оптимизации процесса и критерий оптимизации;
- участки технологических процессов, которые должны быть автоматизированы, когда человек не в состоянии выполнять управляющие функции;

- участки технологических процессов, управление которыми может быть возложено на человека;

- участки технологических процессов, управлять которыми может только человек без участия автоматических устройств.

После этого можно определить управляющие функции всех категорий. Далее, для задач, которые не могут быть выполнены без участия человека, необходимо определить информационные функции системы, т. е. общий объем и формы представления той информации, которая потребуется для принятия решения или будет передаваться оператору для сведения. Все управляющие функции должны быть классифицированы (функции оптимизации, регулирования и т. д.).

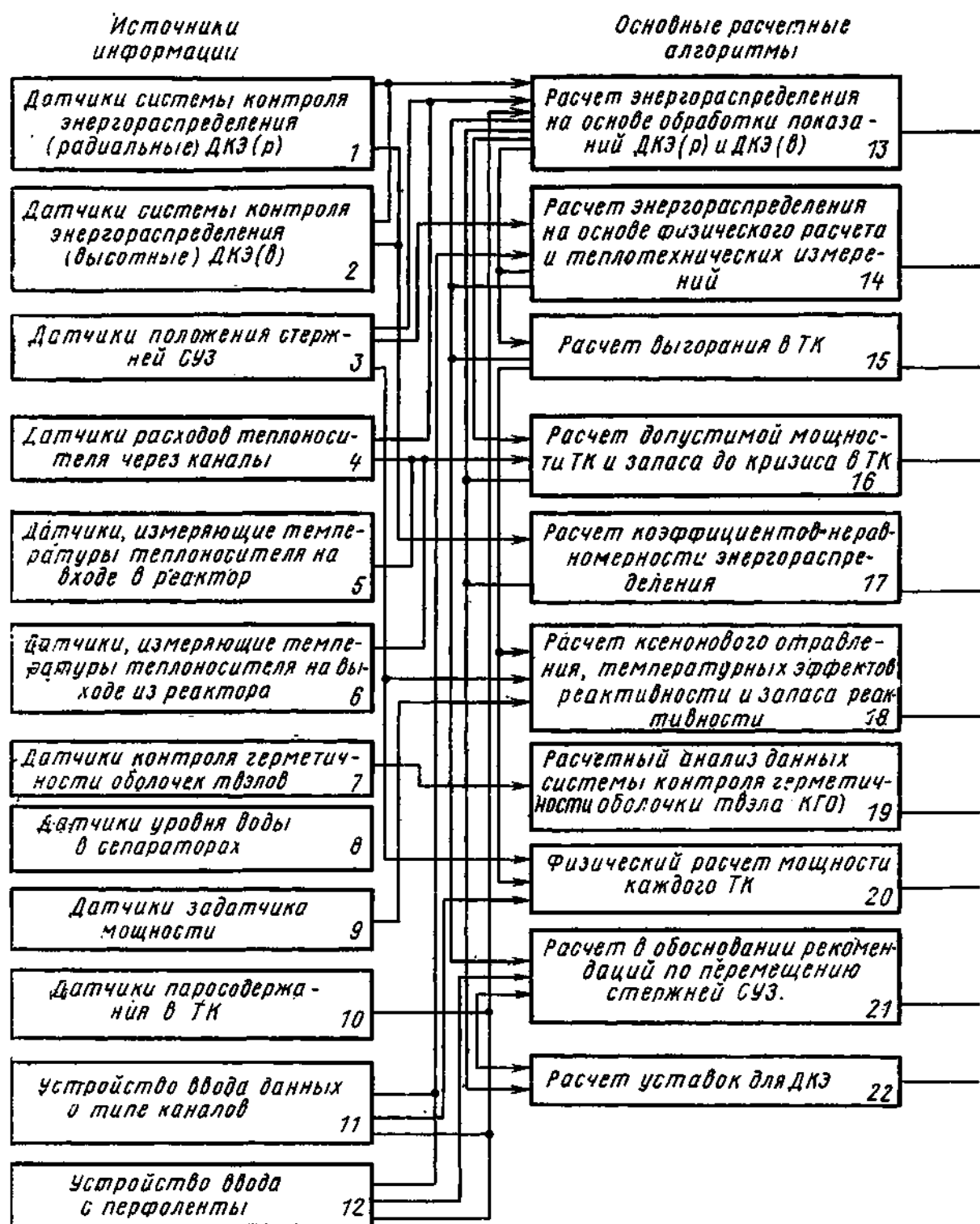
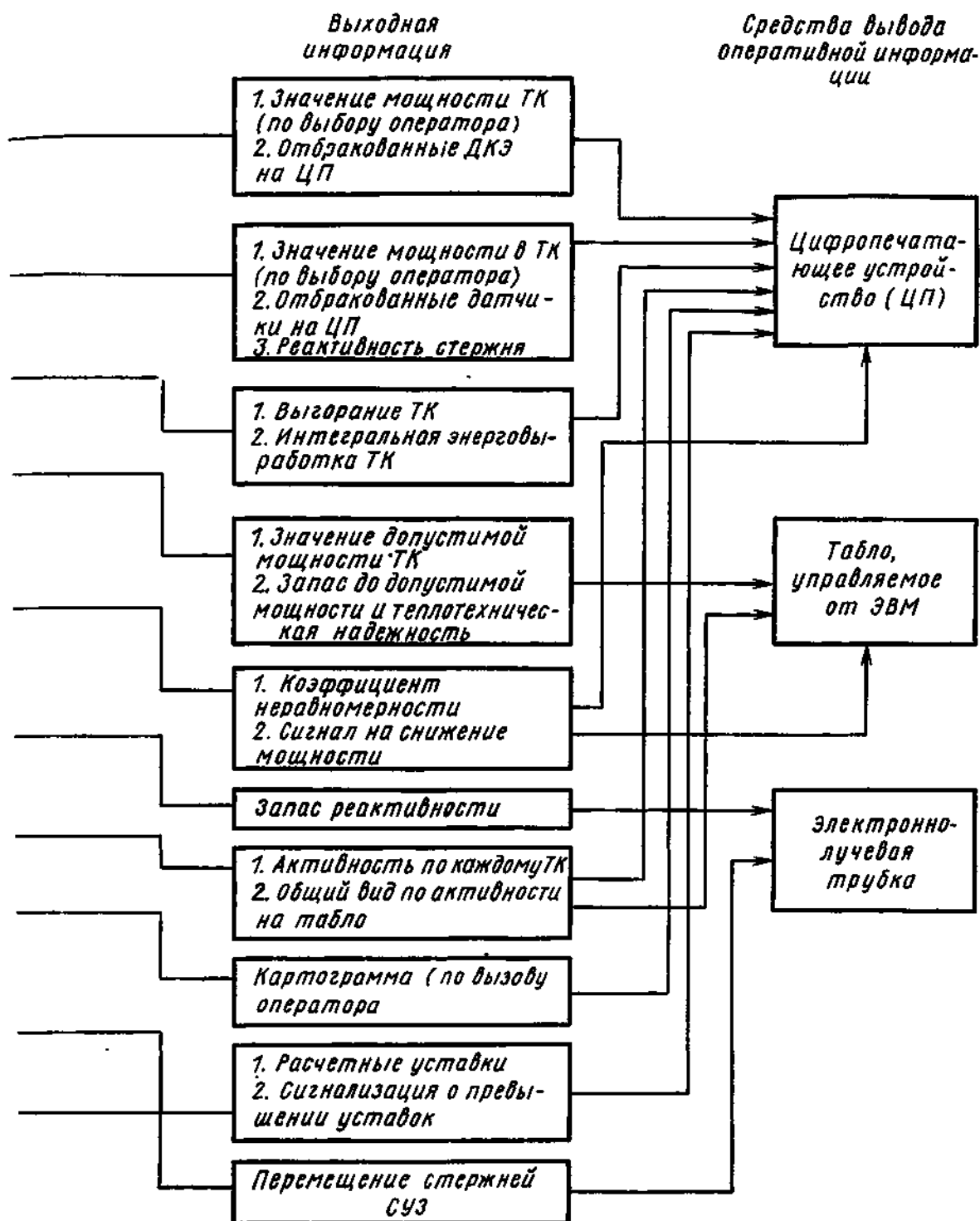


Рис. 9.3. Функционально-алгоритмическая структурная схема АСКУ каналным

При определении функций системы необходимо определить также степень централизации автоматизированного контроля и управления, т. е. выбрать, возложить ли все функции на ЭВМ и оператора, либо оставить и локальные автоматические устройства.

Далее необходимо выстроить все функции АСКУ по рангу в смысле их важности и срочности выполнения системой, т. е. установить приоритет на основе анализа технологического про-



реактором

цесса с учетом целевой функции управления.

Затем необходимо получить основные количественные оценки: требуемое быстродействие реализации для каждой управляющей и информационной функции;

максимальное время, в течение которого допустимо отсутствие автоматической реализации системой всех функций управления и каждой функции в отдельности;

ориентировочные требования к системе по надежности выполнения той или иной функции.

Например, для канального водо-графитового реактора с кипящим теплоносителем (типа РБМК-1000) типовыми будут следующие функции:

I. Информационные функции: централизованный контроль быстро изменяющихся параметров; централизованный контроль медленно изменяющихся параметров; централизованный контроль положения стержней СУЗ; централизованный контроль состояния оборудования; хранение и обновление оперативной информации; информационное обслуживание оператора реактора.

II. Управляющие функции АСКУ (группа I): расчет энергораспределений по объему активной зоны; нейтронно-физический расчет; расчет предельно допустимых мощностей в каждом технологическом канале; расчет запаса до кризиса в каждом канале; расчет положения управляющих органов с целью оптимизации энергораспределения; расчет теплотехнической надежности реактора.

III. Управляющие функции АСКУ (группа II): расчет выгорания горючего в каждом технологическом канале; расчет отравления ксеноном и другими продуктами деления; расчет запаса реактивности; расчет коэффициентов неравномерности энергораспределения в объеме активной зоны.

IV. Функции контроля работоспособности оборудования: определение неисправных датчиков; определение параметров, вышедших за установленные нормы, и сигнализация оператору; анализ аварийных и предаварийных ситуаций.

Периодичности выполнения управляющих функций рассчитываются на основании результатов исследования изменения технологических процессов в течение кампании. Так, периодичность расчета энергораспределения для реактора типа РБМК-1000 должна быть порядка 30 мин, тогда как для нейтронно-физических расчетов допустима периодичность, равная нескольким суткам.

Разбиение параметров на группы. На основании выбранных функций АСКУ определяется полный перечень входных параметров, обеспечивающих нормальную работу системы. Условно все входные параметры можно разбить на следующие группы:

1. Параметры массовых замеров (например, расход теплоносителя в каждом технологическом канале, контроль целостности технологических каналов).

2. Параметры СУЗ и внутриреакторного контроля (положение стержней СУЗ, энергораспределение по объему активной зоны);

3. Параметры общих замеров (например, температуры теплоносителя на входе в реактор и выходе из него, расход теплоносителя через реактор, давление теплоносителя в некоторых точках первого контура, уровень теплоносителя в сепараторах, температура графита в активной зоне реактора).

4. Предупредительная и аварийная сигнализации.

5. Параметры, вводимые с перфоленты (типы технологических каналов, исходные данные, константы и т. д.).

Измерение любого входного параметра с помощью ЭВМ происходит в дискретные моменты времени. Замена непрерывной функции значениями этой функции, измеренными в дискретные моменты времени, приводит к появлению погрешности. Эта погрешность тем меньше, чем чаще берутся отсчеты измерения. Однако излишне частые отсчеты приводят к необоснованно высоким требованиям к быстродействию ЭВМ.

При расчете частоты опроса датчиков используются следующие два метода: основанный на критерии максимально допустимого абсолютного значения погрешности измерения в любой момент времени для наиболее важных параметров реактора и основанный на критерии среднеквадратической оценки погрешности контроля для всех остальных параметров.

Информационно-алгоритмическая модель. Взаимосвязь между входными и выходными параметрами АСКУ ядерным реактором может быть показана с помощью информационно-алгоритмической модели функционирования системы. Примерная функционально-алгоритмическая структурная схема АСКУ с канальным водо-графитовым реактором представлена на рис. 9.3.

Информационной базой указанной модели являются детекторы и устройства ввода данных.

Необходимо отметить, что централизованный контроль параметров в АСКУ, как это видно из информационно-алгоритмической схемы, выполняет двойную роль: контроля и сигнализации показаний датчиков и выдачи информации для решения основных функциональных задач.

Закон функционирования локальных систем определяет схема этих устройств, а закон функционирования центральной части АСКУ (ЭВМ с устройствами ввода — вывода) определяет набор программ, написанных для каждой из перечисленных задач.

Результатом функционирования АСКУ является следующая выходная информация: *оперативная*, которая выдается оператору в виде рекомендаций по ведению технологического процесса; *неоперативная*, выдаваемая только по запросу оператора; *управляющая*, которая поступает на различные регулирующие и сигнализирующие устройства.

§ 9.4. АЛГОРИТМИЗАЦИЯ ОСНОВНЫХ ПРОЦЕССОВ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ

Общая характеристика алгоритмов. Все алгоритмы АСКУ можно разделить на две группы: алгоритмы специального и общего математического обеспечения. Ниже будут рассмотрены только алгоритмы первой группы, к которым относятся алгоритмы централизованного контроля параметров ядерного реактора, анализа аварийных и предупредительных сигналов, контроля энерго-

распределения в активной зоне реактора, управления энергораспределением.

Алгоритм централизованного контроля параметров ядерного реактора предназначен для осуществления автоматического сбора и первичной обработки информации, поступающей от датчиков контроля и сигнализации об отклонениях параметров, а также выдачи исходной информации для основных функциональных задач АСКУ.

Алгоритм централизованного контроля представляет собой набор операций, выполняемых машиной циклически. С помощью этого набора операций осуществляется опрос датчиков через определенные промежутки времени, сравнение параметров с уставками, линеаризация показаний датчиков, перевод показаний датчиков в соответствующие значения параметров, распечатка значений параметров, сигнализация об отклонении параметров за уставки и запись информации в память ЭВМ.

Алгоритмы анализа полей энергораспределения в активной зоне реактора предназначены для восстановления трехмерного энергораспределения на основании результатов измерений с помощью внутризонных детекторов энерговыделения, дискретно расположенных по всему объему активной зоны.

Составление алгоритма расчета энергораспределения проводится по методике, рассмотренной в гл. 3.

Алгоритм оптимального управления энергораспределением. Одной из основных функций АСКУ является оптимизация энергораспределения по объему активной зоны. Следует отметить, что задача управления энергораспределением наиболее подходяща для передачи ЭВМ. С одной стороны, выравнивание энергораспределения в больших энергетических реакторах является необходимым условием эксплуатации, а оптимизация положения стержней регулирования — трудоемкий процесс, который сводится к необходимости перебора большого числа вариантов. Качество и скорость решения задачи управления энергораспределением в большой мере зависят от опыта оператора. Применение ЭВМ разгружает оператора, позволяет получить более выравненное энергораспределение. С другой стороны, отказ ЭВМ не создает аварийной ситуации, так как обычно изменения энергораспределения достаточно медленные (см. гл. 2), функции управления энергораспределением в этом случае возьмет на себя оператор.

ЭВМ для управления энергораспределением может применяться в режиме советчика оператора или в режиме замкнутого контура регулирования. Определение положения стержней регулирования, соответствующих оптимальному энергораспределению, должно осуществляться на основании показателя качества поддержания энергораспределения.

Задача управления энергораспределением состоит в поддержании оптимального распределения плотности потока нейтронов в стационарных и переходных процессах (оптимальное распределение плотности потока нейтронов задается из условий миними-

зации коэффициента неравномерности распределения, равномерности выгорания, достижения максимума теплотехнической надежности реактора или других условий).

Центральным вопросом при постановке задачи оптимального управления является выбор критерия качества процесса управления. Поскольку целью управления является уменьшение отклонения энергораспределения от оптимального, показатель качества процесса управления должен быть мерой этого отклонения.

Одним из возможных показателей качества процесса управления энергораспределением является квадратичный функционал

$$\mathcal{J} = \int_0^T \int_{\Omega} [W(r, t) - W_0(r, t)]^2 d\Omega dt, \quad (9.1)$$

где $W_0(r, t)$ — оптимальное (желательное) распределение; $[W(r, t) - W_0(r, t)]$ — отклонение энергораспределения от оптимального; Ω — объем активной зоны; $[0, T]$ — отрезок времени, в течение которого оптимизируется энергораспределение в реакторе.

В случае, когда недопустимо даже кратковременное отклонение энергораспределения от оптимального, критерием качества процесса управления может быть функционал вида

$$\mathcal{J} = \max_{r \in \Omega} \int_0^T |W - W_0| dt. \quad (9.2)$$

Недостатком оценки качества управления функционалами вида (9.1) и (9.2) является возможность больших локальных отклонений энерговыделения в малых зонах. Для исключения таких отклонений целесообразно использовать критерии качества управления вида

$$\mathcal{J} = \max_{r \in \Omega} \int_0^T (W - W_0)^2 dt; \quad (9.3)$$

$$\mathcal{J} = \max_{r \in \Omega} \int_0^T |W - W_0| dt. \quad (9.4)$$

Как уже отмечалось, из условий безопасности реактора перемещение стержней регулирования ограничено как по величине, так и по скорости. Чтобы учесть эти ограничения, необходимо в показатель качества управления ввести квадратичный член от управляющих воздействий. В этом случае показатель качества управления записывается в виде

$$\mathcal{J} = \int_0^T \int_{\Omega} (W - W_0)^2 d\Omega dt + \alpha \sum_{i=1}^N \int_0^T u_i^2 dt, \quad (9.5)$$

где u_i — управляющее воздействие; N — количество стержней регулирования.

Выполнение ограничений на длину перемещений стержней регулирования достигается подбором коэффициента α , однако, выбор α — сложная задача. Поэтому целесообразней положить коэффициент $\alpha=0$ и ввести ограничения типа неравенств на длину перемещения и количество одновременно работающих стержней.

В общем случае получить желаемое качество управления только за счет минимизации того или иного функционала не удастся. Поэтому при постановке задачи оптимального управления энергораспределением накладываются ограничения типа неравенств на другие переменные (например, учет допустимых для данного реактора значений температуры, расхода теплоносителя и т. д.).

Рассмотрим одну из возможных математических постановок задачи оптимального управления энергораспределением в канальном реакторе с учетом реальных ограничений, накладываемых на основные управляемые параметры.

Изменение мощности в i -м канале в линейном приближении можно записать в виде

$$\delta_i Q = \sum_{j=1}^n a_{ij} \delta \rho_j \quad (i=1, \dots, N), \quad (9.6)$$

где n — число перемещаемых стержней регулирования; N — число каналов в реакторе; $\delta \rho_j$ — реактивность, вносимая j -м стержнем регулирования; a_{ij} — коэффициенты связи мощности в i -м канале с реактивностью, вносимой j -м стержнем.

Введем коэффициент запаса до предельно допустимой мощности канала $k_i = Q_i^{\text{пред}} / Q_i$. Тогда

$$\delta k_i = - \frac{k_i}{Q_i} \delta Q_i = - \frac{k_i}{Q_i} \sum_{j=1}^n a_{ij} \delta \rho_j. \quad (9.7)$$

Изменение реактивности за счет обратных связей запишем в виде

$$\delta \rho = \sum_{j=1}^n c_j \delta \rho_j, \quad \text{где } c_j \text{ — коэффициенты, учитывающие влияние обрат-}$$

ных связей. Если влиянием обратных связей пренебречь, то $c_j=1$. Так как предполагается, что стержень АР компенсирует все возмущения реактивности, то

$$\sum_{j=1}^n c_j \delta \rho_j + \delta \rho_{\text{АР}} = 0, \quad (9.8)$$

$\delta \rho_{\text{АР}}$ — реактивность, создаваемая перемещением стержня АР. Изменение полной мощности реактора есть $\delta Q = \sum_{i=1}^N \delta Q_i$. При регу-

лировании энергораспределения необходимо обеспечить постоянство полной мощности реактора, поэтому

$$\sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^n a_{ij} \delta p_j = 0. \quad (9.9)$$

Ограничение на перемещение стержней регулирования, учитывая условие ядерной безопасности и механические характеристики исполнительных механизмов, записывают в виде

$$\delta p_{j_{\min}} \leq \delta p_j \leq \delta p_{j_{\max}}. \quad (9.10)$$

Допустим, что цель управления заключается в том, чтобы удовлетворяя условиям (9.8—9.10), добиться максимума теплотехнической надежности реактора, т. е. сделать возможно большим минимальный коэффициент запаса k до предельно допустимой мощности канала

$$k_{\min} = \min_i (k_i + \delta k_i),$$

или

$$k_{\min} + \frac{k_i}{Q_i} \sum_{j=1}^n a_{ij} \delta p_j \leq k_i. \quad (9.10a)$$

Если $Q_i^{\text{пред}}$ одинаково для всех каналов реактора, то задача управления сводится к минимизации коэффициента неравномерности

$$k_r = \max (Q_i / Q_{\text{ср}}); \quad Q_{\text{ср}} = (1/N) \sum_{i=1}^N Q_i, \quad k_{r_i} = Q_i / Q_{\text{ср}},$$

или

$$-k_r + \frac{k_{r_i}}{Q_i} \sum_{j=1}^n a_{ij} \delta p_j \leq -k_{r_i} \quad (9.10b)$$

при выполнении условий (9.8—9.10).

Выбор вычислительных методов решения этой задачи определяется требуемой точностью оптимального управления при разумных затратах вычислительного времени и объемах запоминающих устройств.

В частности, может быть реализован алгоритм управления, имитирующий работу оператора. Выделяются наиболее «холодные» и «горячие» каналы (каналы, в которых соответственно занижена или завышена мощность). Вблизи этих каналов осуществляются пробные перемещения стержней регулирования и проверяется выполнение неравенства (9.10b). Если перемещения стержней регулирования не приводят к уменьшению k_r , то они отменяются. Поиск минимума k_r продолжается до тех пор, пока после каждой итерации k_r уменьшается.

Наиболее эффективен данный алгоритм в том случае, когда для решения задачи используется метод математического модели-

рования на ЭВМ с выдачей окончательных результатов в виде советов оператору, какие стержни и насколько надо переместить.

Алгоритмы определения неисправностей датчиков и анализа аварийных и предупредительных сигналов. Реализация указанных алгоритмов на ЭВМ также предназначена для уменьшения информационной загрузки оператора, особенно необходимого в пред-аварийных и аварийных ситуациях.

Использование ЭВМ при контроле технологических процессов позволяет сравнительно просто определить неисправные детекторы, в частности, в системах контроля энергораспределения.

Алгоритм работы ЭВМ основан на использовании критерия «непринятия» резко выделяющихся значений макрополя энерговыделения в технологических каналах с датчиками. Вокруг анализируемого технологического канала (ТК) с датчиком выделяется область радиусом R , рассчитывается среднее значение поля энерговыделения в i -м ТК по формуле

$$\bar{W}_i = k^{-1} \sum_{m=1}^k W_m, \quad (9.11)$$

где k — количество исправных датчиков в области радиусом R .

Затем определяется среднеквадратическое отклонение σ_i по формуле

$$\sigma_i^2 = k^{-1} \sum_{m=1}^k (W_m - \bar{W}_i)^2 \quad (9.12)$$

и вычисляется отклонение τ_i по формуле

$$\tau_i = |W_i - \bar{W}_i| / \sigma_i. \quad (9.13)$$

Значение τ_i сравнивается с τ , взятым из таблиц с доверительной вероятностью 0,95—0,99 при заданном k . Если $\tau_i \geq \tau$, то датчик i -го ТК считается неисправным и по специальной программе определяется характер отказа (обрыв, короткое замыкание и т. д.).

Обычно в ЭВМ вводится несколько тысяч аналоговых и дискретных сигналов. Зная взаимосвязи между показаниями отдельных датчиков, можно с помощью ЭВМ распознавать предаварийные ситуации или анализировать уже возникшие.

Самым простым методом анализа аварийных и предупредительных сигналов является фиксация момента появления аварийного или предупредительного сигнала и индикация этого сигнала на пульте оператора. Однако использование этого метода не уменьшает загруженности оператора.

Анализ аварийных и предупредительных сигналов методом оценки степени их важности заключается в группировании сигналов в соответствии со степенью их важности. Более важным присваивается индекс «1», менее важным — «0». Для выдачи оператору описания ситуации необходимо, чтобы сумма единиц превышала заранее назначенное значение. Основной трудностью реализации данного метода является сложность оценки степени важности отдельных сигналов.

Наиболее предпочтительным является метод анализа ситуаций, возникающих при работе ядерного реактора, с использованием «деревьев» развития аварий. Проводится набор более вероятных связей появления одного сигнала с появлением соседнего сигнала в «дереве». Эти связи реализуются программным способом.

На рис. 9.4 приведен один из алгоритмов анализа аварийных и предупредительных сигналов. В основу этого алгоритма положены алгоритмы, используемые опытным оператором в идентичных ситуациях, которые представлены в виде «деревьев» развития аварийных и предаварийных ситуаций.

Состояние отдельных узлов оборудования реактора характеризуется наличием или отсутствием «1» в определенном разряде ячейки памяти ЭВМ. Появление аварийного или предупредительного сигнала определяется сравнением информации, поступившей в ЭВМ за два последних цикла. После определения вновь возникших сигналов проводится их анализ в соответствии с заранее составленным деревом развития ситуаций на объекте. Считывается в оперативное запоминающее устройство (ОЗУ) первое описание вновь возникшего сигнала (эти описания для каждого сигнала и их связи с соседними в дереве хранятся на магнитном диске или барабане ЭВМ). Затем в ОЗУ считывается описание для второго вновь возникшего сигнала и т. д. Таким образом, в ОЗУ строится дерево события, которое анализируется следующим образом. Просматриваются все сигналы вниз по дереву, затем вверх. Находятся крайние сигналы в дереве, и соответствующие им описания демонстрируются оператору.

Указанный алгоритм реализуется с помощью следующих операторов:

Оператор формирования массива, определяющего состояние отдельных узлов аппарата. Неисправному состоянию соответствует индекс «1», исправному — «0». В функции этого оператора входит организация опроса дискретных датчиков и формирование массива. В целях сокращения загрузки ЭВМ в комплекте некоторых управляющих машин предусмотрены модули ввода инициативных сигналов. В этом случае обращение к ЭВМ происходит только при возникновении нового сигнала на входе в ЭВМ, т. е. при выходе из строя одного из узлов оборудования реактора. Необходимость в частом опросе детекторов отпадает.

Массив описаний каждого аварийного сигнала. В каждом блоке этого массива содержится информация о типе сигнала, месте

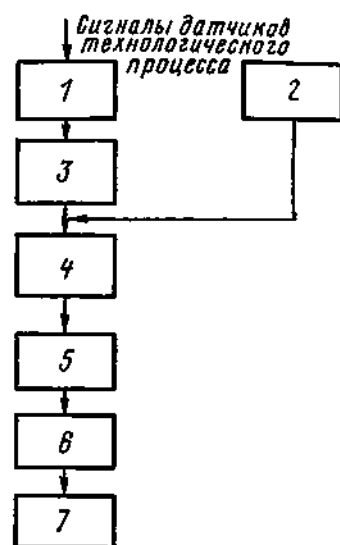


Рис. 9.4. Алгоритм анализа аварийных и предупредительных сигналов:

1 — массив «состояние оборудования»; 2 — массив «описание сигналов»; 3 — сигнал активный; 4 — считывание описания сигналов; 5 — анализ сигналов по дереву; 6 — формирование описания; 7 — показ описания ситуации на электронно-лучевой трубке

расположения узла в реакторе и связь с соседними сигналами в дереве. Каждое такое описание заранее составляется в предельно сжатой, понятной форме и хранится на магнитном диске или барабане.

Оператор определения вновь возникшего сигнала на входе в ЭВМ.

Оператор считывания описания вновь возникшего сигнала в ОЗУ из внешнего запоминающего устройства (ВЗУ). Если на входе в ЭВМ появилось несколько сигналов, то считывание из ВЗУ в ОЗУ соответствующих описаний происходит для всех сигналов циклически.

Оператор анализа сложившейся ситуации. Программа, написанная в соответствии с этим оператором, запускается только в случае возникновения сигнала об отказе оборудования на входе в ЭВМ.

Формирование и ввод описания ситуации оператору на экран электронно-лучевой трубки (ЭЛТ).

Обобщенный алгоритм функционирования АСКУ. Обобщенный алгоритм отражает взаимосвязь между отдельными алгоритмами, определяет структуру общего математического обеспечения системы и структуру организации массивов информации при выполнении всех задач в реальном времени.

Информация от детекторов может поступать в ЭВМ непосредственно или через локальные подсистемы АСКУ. В первом случае ЭВМ будет загружена операциями по организации опроса детекторов и первичной обработке входной информации. Во втором случае режим работы ЭВМ более выгодный, но затраты на оборудование больше.

По каждой группе детекторов в памяти ЭВМ формируется массив значений контролируемого параметра. Массивы используются как для осуществления контроля за изменениями параметров, так и для дальнейших расчетов.

Обычно в АСКУ реализуется мультипрограммный режим работы ЭВМ. Организацию прохождения задач в АСКУ ядерным реактором можно осуществить с помощью операционной системы ЭВМ. Операционная система должна быть построена таким образом, чтобы решение всех задач АСКУ проходило в режиме реального времени, т. е. в темпе с контролируемыми и управляемыми технологическими процессами.

§ 9.5. УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ ЭВМ В ЗАМКНУТОМ КОНТУРЕ РЕГУЛИРОВАНИЯ

Системы логико-программного управления. Автоматические системы логико-программного управления большим энергетическим ядерным реактором по сравнению с ручным управлением имеют следующие преимущества: исключаются ошибочные действия оператора; возможно использование информации, значительно превосходящей знания одного оператора; возможно немедленное

отражение в программе всех желательных рекомендаций по управлению реактором.

Если алгоритм управления отражает точное логико-программное ведение процесса, ранее выполняемое оператором, практически можно определить управляемый процесс как детерминированный.

В общем виде структурная схема автоматической системы логико-программного управления реактором представлена на рис. 9.5; эта система совмещает функции автоматического измерения параметров, расчета и задания уставок на локальные регуляторы, а также логического выбора рабочей точки технологического режима.

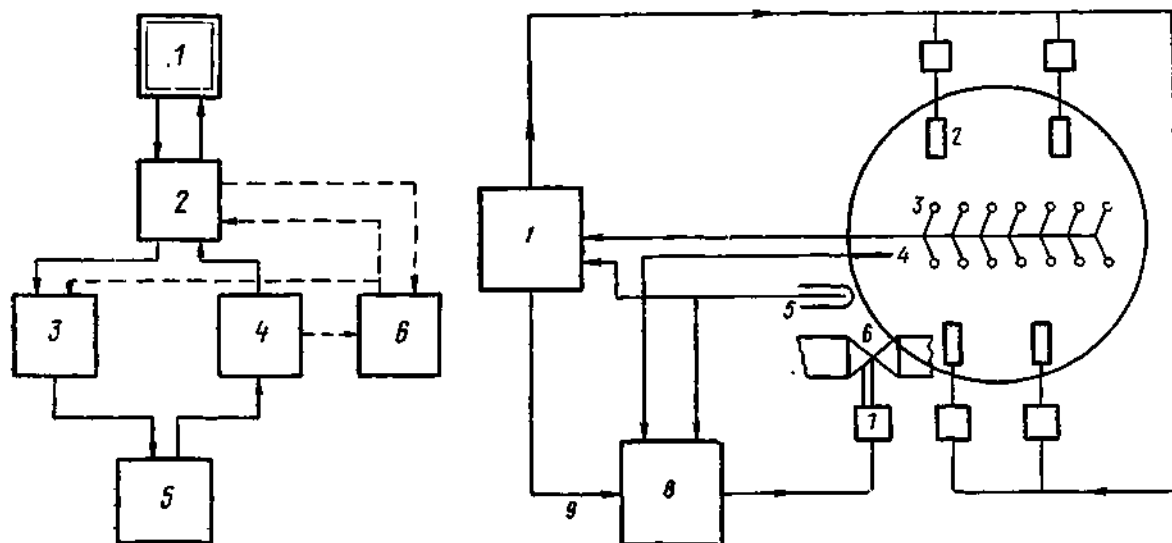


Рис. 9.5. Структурная схема автоматической системы логико-программного управления:

1 — управляющая ЭВМ; 2 — устройства ввода — вывода информации; 3 — исполнительные органы; 4 — датчики; 5 — реактор; 6 — оператор

Рис. 9.6. Структурная схема управления тяжеловодным каналным реактором:

1 — управляющая ЭВМ; 2 — стержни регулирования; 3 — датчики температуры теплоносителя на выходе из каналов реактора (300 точек); 4 — датчик средней температуры теплоносителя на выходе из реактора; 5 — ионизационные камеры; 6 — вентиль регулирования расхода жидкостного регулятора; 7 — регулятор уровня замедлителя (тяжелой воды) в реакторе; 8 — регулятор мощности; 9 — сигнал уставки мощности

Рассмотрим в качестве иллюстрации принципов построения автоматические системы управления реактором с различными структурными схемами и составом технических средств, реализованных на канадских АЭС с тяжеловодными реакторами. Система контроля и управления на этих АЭС построена на базе двояной управляющей ЭВМ, осуществляющей функции контроля, управления и аварийной сигнализации по всем основным агрегатам АЭС (реактору, ПГ, турбине и т. п.). Автономна от ЭВМ только система АЗ реактора, построенная на традиционных аналоговых приборах по принципу «2 из 3» для достижения высокой степени надежности.

На рис. 9.6 показана структурная схема управления тяжеловодным реактором электрической мощностью 200 МВт. Отметим, что в системе используется двукратно резервированная аналоговая схема для быстрого регулирования мощности реактора с по-

мощью автоматического изменения уровня замедлителя.

Для регулирования энергораспределения используется управляющая ЭВМ, которая выдает сигналы на изменение положения регулирующих стержней в активной зоне в соответствии с показаниями температурных датчиков, установленных в топливных кассетах.

Дополнительный контур регулирования позволяет корректировать уровень мощности на основании вычислений уставки, определяемой с помощью ЭВМ на основании сравнения значений тепловой мощности, полученных по показаниям внутри- и внезонных детекторов, и электрической мощности.

Для повышения надежности, как уже отмечалось, в системе используется две ЭВМ, причем каждая имеет свою аппаратуру измерений.

Приводы стержней регулирования нельзя дублировать. Поэтому сигнал на увеличение реактивности может быть принят в том случае, если он получен от обеих ЭВМ. Сигнал уменьшения реактивности действует, если он приходит от одной ЭВМ.

Рассмотрим систему управления тяжеловодным реактором с кипящим теплоносителем и электрической мощностью 500 МВт.

Следует отметить, что рассматриваемый реактор является неустойчивым объектом регулирования, так как он обладает положительным паровым эффектом реактивности. Постоянные времени развития неустойчивости энергораспределения составляют несколько минут. Поэтому практически исключена возможность ручного регулирования энергораспределения.

Реактор представляет собой цилиндр, ось которого, в отличие от обычных водо-водяных и кипящих реакторов, расположена в горизонтальной плоскости. Замедлителем является тяжелая вода, а теплоносителем, циркулирующим в каналах ТВС, — обычная вода. Каналы с ТВС проходят вдоль оси цилиндра, а каналы с регулирующими органами пронизывают активную зону в направлении, перпендикулярном к оси. В двух секущих плоскостях вдоль оси цилиндра расположены бета-эмиссионные детекторы энерговыведения.

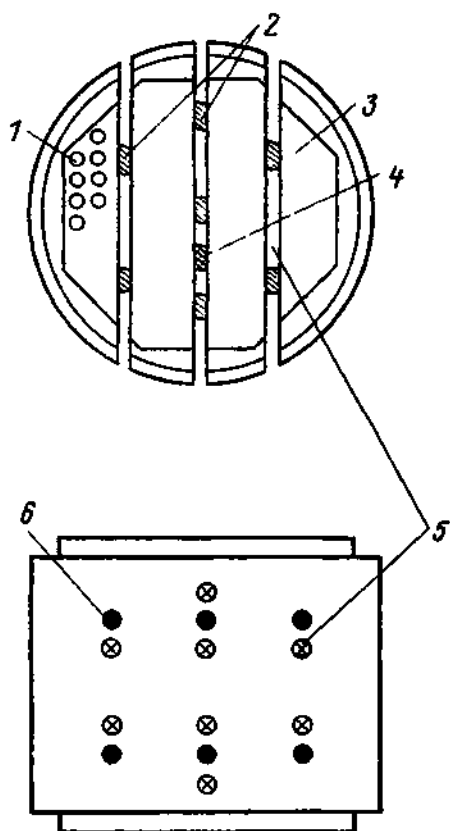


Рис. 9.7. Размещение датчиков энерговыведения в тяжеловодном канальном реакторе:

1 — топливные каналы; 2 — датчики системы автоматического управления энергораспределением; 3 — активная зона; 4 — датчики системы АЗ; 5 — каналы датчиков энерговыведения; 6 — каналы органов регулирования

Детекторы работают, начиная с 10—20% номинальной мощности. В каждой плоскости имеется по семь двойных, независимых друг от друга датчика, один двойной датчик для АЗ реактора по скорости нарастания мощности.

В реакторе используются органы регулирования реактивности двух типов: твердые стержни-поглотители и жидкостные регуляторы, представляющие собой водяные столбы, размеры которых регулируются посредством изменения расхода воды в канале. Использование жидкостных регуляторов позволяет обеспечить «мягкое» регулирование энергораспределения.

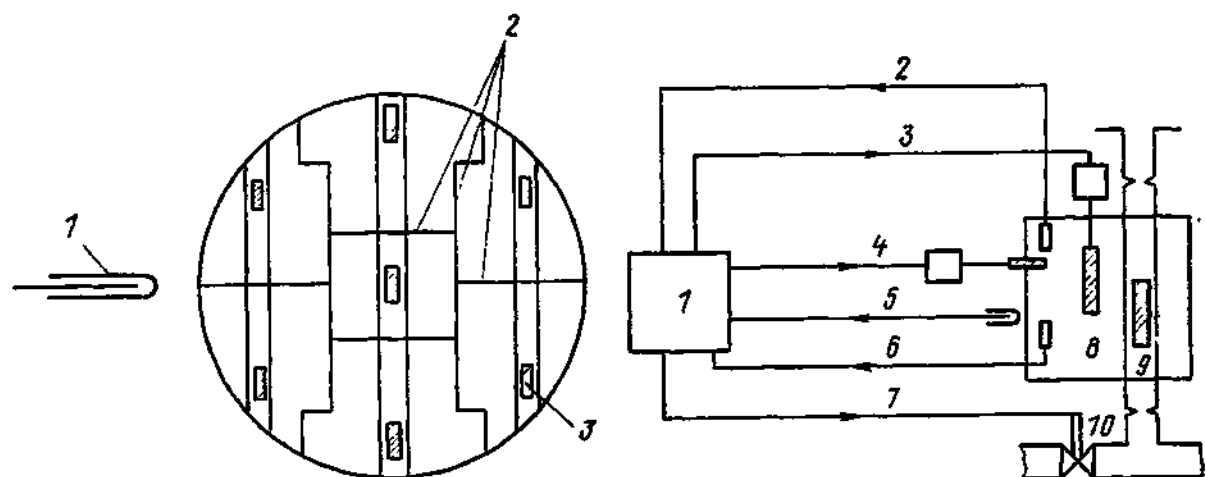


Рис. 9.8. Зоны управления энергораспределением реактора:

1 — внезонные ионизационные камеры; 2 — границы зон управления; 3 — жидкостные регуляторы

Рис. 9.9. Структурная схема управления мощностью реактора:

1 — управляющая ЭВМ; 2 — сигналы термопар, установленных на выходе из топливных каналов (40 каналов); 3 — сигналы управления исполнительными механизмами стержней регулирования; 4 — сигналы управления исполнительными механизмами пусковых стержней регулирования; 5 — сигналы внезонных ИК; 6 — сигналы внутризонных датчиков энерговыделения; 7 — сигналы управления жидкостными регуляторами; 8 — активная зона; 9 — жидкостный регулятор; 10 — вентиль регулирования расхода жидкостного регулятора

Активная зона разбита условно на 14 областей, в каждой из которых имеются органы регулирования и детекторы энерговыделения (рис. 9.7). Радиальные зоны регулирования (одна центральная и шесть периферийных) показаны на рис. 9.8.

Структурная схема системы управления мощностью реактора дана на рис. 9.9.

Шестнадцать пусковых стержней компенсируют большую отрицательную реактивность, освобождающуюся при уменьшении мощности из-за положительного парового эффекта реактивности.

Семь твердых поглощающих стержней (по одному в каждой радиальной зоне регулирования) используются для регулирования полной мощности и «грубого» регулирования энергораспределения. Перемещение поглощающих стержней осуществляется шаговыми двигателями. При управлении полной мощностью стержни перемещаются синхронно в соответствии с показаниями внезонных ионизационных камер и сигналами от детекторов температуры, расположенных на выходе из реактора.

Эти же семь стержней могут перемещаться независимо в целях грубого регулирования энергораспределения в соответствии с показаниями датчиков расходов и регулирования паросодержания в 40 топливных каналах. По показаниям этих датчиков ЭВМ рассчитывает мощность каждого канала и мощность каждой зоны управления. На основании расчетов ЭВМ выдает сигналы на перемещение регулирующих стержней.

Мягкое регулирование энергораспределения по радиусу и высоте реактора осуществляется по показаниям эмиссионных датчиков энерговыделения. ЭВМ обрабатывает сигнал от каждого из 14 внутриреакторных датчиков и выдает сигнал на изменение расхода в каждом из 14 жидкостных регуляторов. ЭВМ также контролирует исправность каждого датчика и рассчитывает поправку на выгорание эмиттера датчика. В системе управления используются две управляющие ЭВМ, причем каждая серия из 14 внутриреакторных датчиков подключена к своей ЭВМ.

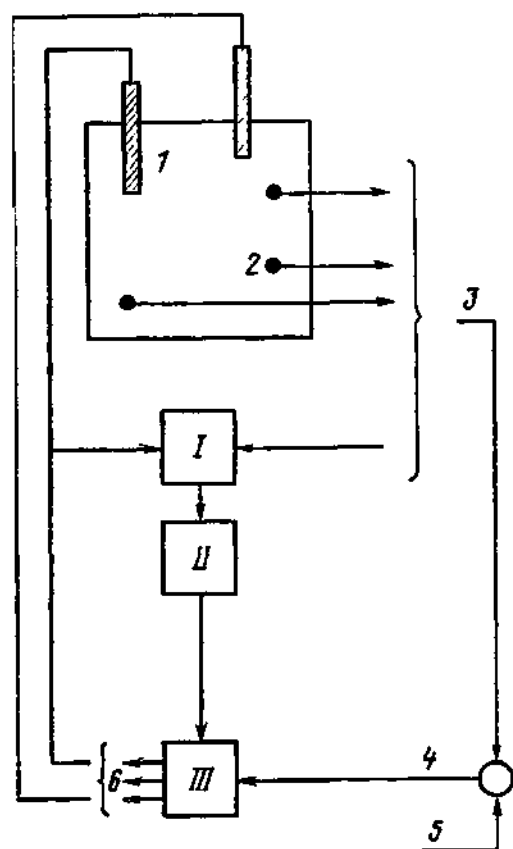


Рис. 9.10. Структурная схема адаптивной системы управления энергораспределением:

1 — стержни регулирования; 2 — внутриреакторные датчики энерговыделения; 3 — измеренное энергораспределение $W(k)$; 4 — сигнал отклонений $\Delta W(k)$; 5 — уставка оптимального энергораспределения $W_0(k)$; I — вычисление передаточной матрицы $C(k)$; II — вычисление допустимых перемещений стержней; III — определение оптимального управления; 6 — управляющие сигналы $u(k)$

При нормальной работе АЭС включены обе ЭВМ, но только одна осуществляет управление. Система следящих устройств, выполненных в виде отдельных блоков, контролирует правильность работы каждой ЭВМ. При отказе ЭВМ она передает управление другой машине. Если оба блока следящей системы сигнализируют о неисправности, все устройства регулирования реактивности переводятся в положение, соответствующее максимальной отрицательной реактивности, с помощью внешнего логического устройства, называемого *дублирующей системой аварийной остановки* и происходит выключение всей станции.

Адаптивная система регулирования энергораспределения. Оптимальное управление энергораспределением требует создания адаптивной системы управления. В § 9.4 уже рассматривались принципы определения оптимального положения органов регулирования энергораспределения. Основное отличие систем оптимального управления от систем логико-программного управления заключается не в структуре технических средств, а в структуре алгоритмов управления.

В качестве примера адаптивной системы рассмотрим автоматическую систему управления энергораспределением, опробованную на кипящем реакторе типа BWR. Эта система основана на эмпирической идентификации объекта, использующей методы современной теории управления. Одной из основных задач управляющей ЭВМ является адаптация матрицы $C(k)$ после каждого изменения состояния процесса (k -го шага). Элементы матрицы C определяют связь между локальными изменениями энерговыделения и перемещениями стержней регулирования. Для определения $C(k)$ используются методы идентификации в режиме реального масштаба времени.

Другой важной задачей ЭВМ является вычисление допустимых перемещений стержней регулирования.

Структурная схема адаптивной системы управления приведена на рис. 9.10.

После определения допустимых перемещений стержни по сигналу $u(k)$ передвигаются последовательно парами: один вверх, другой вниз — так, чтобы мощность при перемещении оставалась постоянной. Перемещения происходят автоматически. В любой момент перемещения могут быть приостановлены нажатием кнопки, находящейся на пульте оператора.

Во время последовательного выполнения циклов управления реализованные перемещения стержней и изменения плотности потока нейтронов используются для уточнения передаточной матрицы активной зоны. Таким образом, она может адаптивно изменяться в соответствии с изменением характеристик зоны.

Все программы системы управления энергораспределением с адаптацией занимают 240К дисковой памяти. Выполнение одного цикла управления занимает 5 мин, из них в течение 1 мин проводится перемещение стержней, а в остальное время обрабатывается информация, полученная от датчиков и УП стержней.

§ 9.6. СИСТЕМА КОМПЛЕКСНОЙ АВТОМАТИЗАЦИИ (СКАЛА) ЛЕНИНГРАДСКОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ ИМ. В. И. ЛЕНИНА

Примером АСКУ является система комплексной автоматизации ЛАЭС, которая применяется на всех АЭС с реакторами РБМК-1000. СКАЛА условно может быть разделена на управляющий вычислительный комплекс (УВК) и аппаратуру связи с объектом.

Вычислительный комплекс (ВК) системы СКАЛА скомпонован из стандартных устройств ЭВМ В-ЗМ. Основные информационные каналы, связывающие ВК системы СКАЛА с объектом, дублируются так, что ВК распадается на два полукомплекта. Каждый полукомплект имеет возможность: а) воспринимать внешние «ситуации» через два блока прерывания; б) принимать аналоговые сигналы (ток 0—5 мА) через коммутатор токовых сигналов; в) принимать цифровые коды; г) выдавать релейные сигналы;

д) выдавать импульсные сигналы; е) выдавать аналоговые сигналы (напряжение 0—10 В). Входная информация и ситуация могут восприниматься в обоих полукомплектах, при этом начинаются вычислительные работы в двух процессорах.

УВК имеет 48К ячеек оперативной памяти. 20К ячеек входят в персональную память каждого полукомплекта, а 8К являются общедоступными для обоих полукомплектов. Каждый процессор имеет персональный комплект устройств перфолентного ввода — вывода с телетайпом. Остальные внешние устройства доступны для двух процессоров через специальный канал связи двух процессоров. В комплект внешних устройств входят устройства записи на магнитную ленту — накопитель на магнитной ленте (НМЛ), четыре запросно-ответных станции с восемью телетайпами, четыре экранных пульта и алфавитно-цифровое печатающее устройство (АЦПУ). Процессоры равноправны при обращении к общим внешним устройствам, блокируя друг друга на время, необходимое для передачи информации внешнему устройству.

Подсистему связи с объектом можно разделить на ряд устройств: центрального управления; коммутации; контроля и ввода релейных сигналов; выдачи блокировок и сигналов; взаимодействия с операторами; выдачи информации оператором. Основные функциональные связи ВК с объектом представлены на рис. 9.11. Охарактеризуем функции аппаратуры связи подробнее.

Центральное управление (ЦУ). ЦУ обеспечивает подключение управляющих воздействий одного из полукомплектов ВК к системе связи и объекту. Все устройства, управляемые от ВК, разбиты на 24 функциональные группы управления (ФГУ). Каждая ФГУ коммутирует сигналы управления от полукомплекта ВК в некоторое устройство (или группу однотипных устройств) системы. Кроме того, в аппаратуру ЦУ входит также блок, расширяющий возможности системы по числу воспринимаемых сигналов прерывания, и блок оценки работоспособности системы, позволяющий обнаружить непредусмотренные остановки программы и принять меры для переключения УВК на выполнение основных технологических функций одним исправным полукомплектом.

Коммутаторы. Большинство датчиков системы присоединяются к аналоговым входам ВК через релейные коммутаторы и групповые нормирующие преобразователи. Такое присоединение датчиков приводит к значительному сокращению аппаратуры нормирующих преобразователей (НП), но требует дополнительного управления (и контроля) работой коммутаторов от ВК. Первые 14 ФГУ управляют 87 коммутаторами.

Выдача блокировок и сигналов (БВС) реализует основные управляющие воздействия в системе, включающие выдачу блокировок и управление мнемосхемой блочного щита управления станцией. Блокировки, поступающие от ЭВМ в систему, предотвращают повреждения оборудования, которые могут возникать в результате действий операторов, не согласующихся с технологической ситуацией объекта.

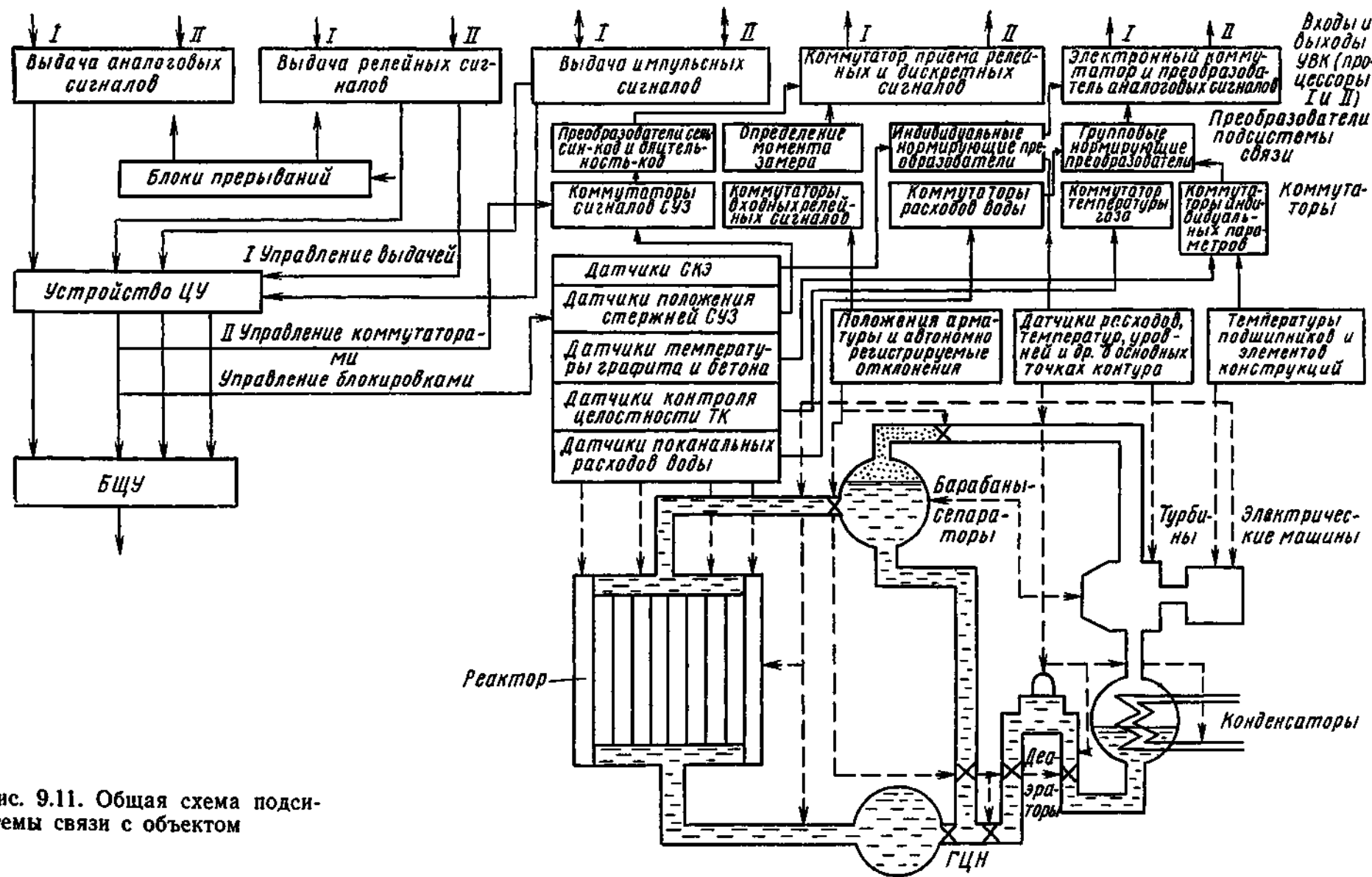


Рис. 9.11. Общая схема подсистемы связи с объектом

Контроль и ввод дискретных сигналов (ВДС) расширяет возможности ВК по приему релейных сигналов. В число вводимых сигналов входят сигналы от коммутаторов, позволяющие контролировать правильность коммутации и сигналы ВБС (для контроля). Кроме того, посредством ВДС могут определяться технологические отклонения, положения задвижек и других релейных органов управления технологическим оборудованием.

К аппаратуре для взаимодействия с операторами относятся вызывные устройства (ВУ), позволяющие на специальном языке запросов указать, какая информация должна быть выдана оператору. Клавиатура ВУ позволяет выбирать: вызывную характеристику — алфавитно-цифровой код, однозначно характеризующий параметр в системе; десятичное число, которое можно интерпретировать как уставку для параметра или любым другим образом. Кроме того, ВУ содержит ряд функциональных клавиш, указывающих вид и режим работы, номер программы.

К аппаратуре выдачи информации операторам относятся мнемосхемы (МСХ) станции, мнемотабло отклонений параметров по реактору (МТО), мнемотабло каналов реактора (МТК), показывающие комплекты (ПК), самопишущие приборы (СП).

Основные средства информации операторов-технологов и пульта для взаимодействия с УВК СКАЛА сосредоточены на блочном щите управления станции (БЩУ) (рис. 9.12), играющем роль технологического пульта контроля и управления процессом.

Объектом контроля и управления является технологический процесс энергоблока АЭС с водо-графитовым реактором типа РБМК-1000 и двумя турбоустановками. Технологические процессы на АЭС с реакторами типа РБМК рассматривались в гл. 3.

Технологические функции системы СКАЛА. Все технологические функции системы разбиваются на две группы: *выполняемые постоянно* (или функции повышенной надежности); *выполняемые факультативно*.

Такое разделение определяется текущими возможностями ВК. Так как первая группа функций может быть реализована на обоих полуконструкциях ВК, то для функций первой группы обеспечивается (при времени восстановления отказа 2 ч) высокая надежность.

Список основных технологических функций:

1. Контроль расхода воды по каналам реактора.
2. Контроль расчетных параметров.
3. Измерение по вызову оператора.
4. Контроль целостности технологических каналов.
5. Выдача информации на самописцы.
6. Выдача информации на мнемосхему второй ступени.
7. Выдача информации на мнемотабло МТО-2.
8. Выдача информации на мнемотабло МТК.
9. Печать действий операторов и событий в системе.
10. Расчет мощностей каналов и запасов до кризиса.
11. Оперативная информация оператора о мощности и запасе до кризиса.

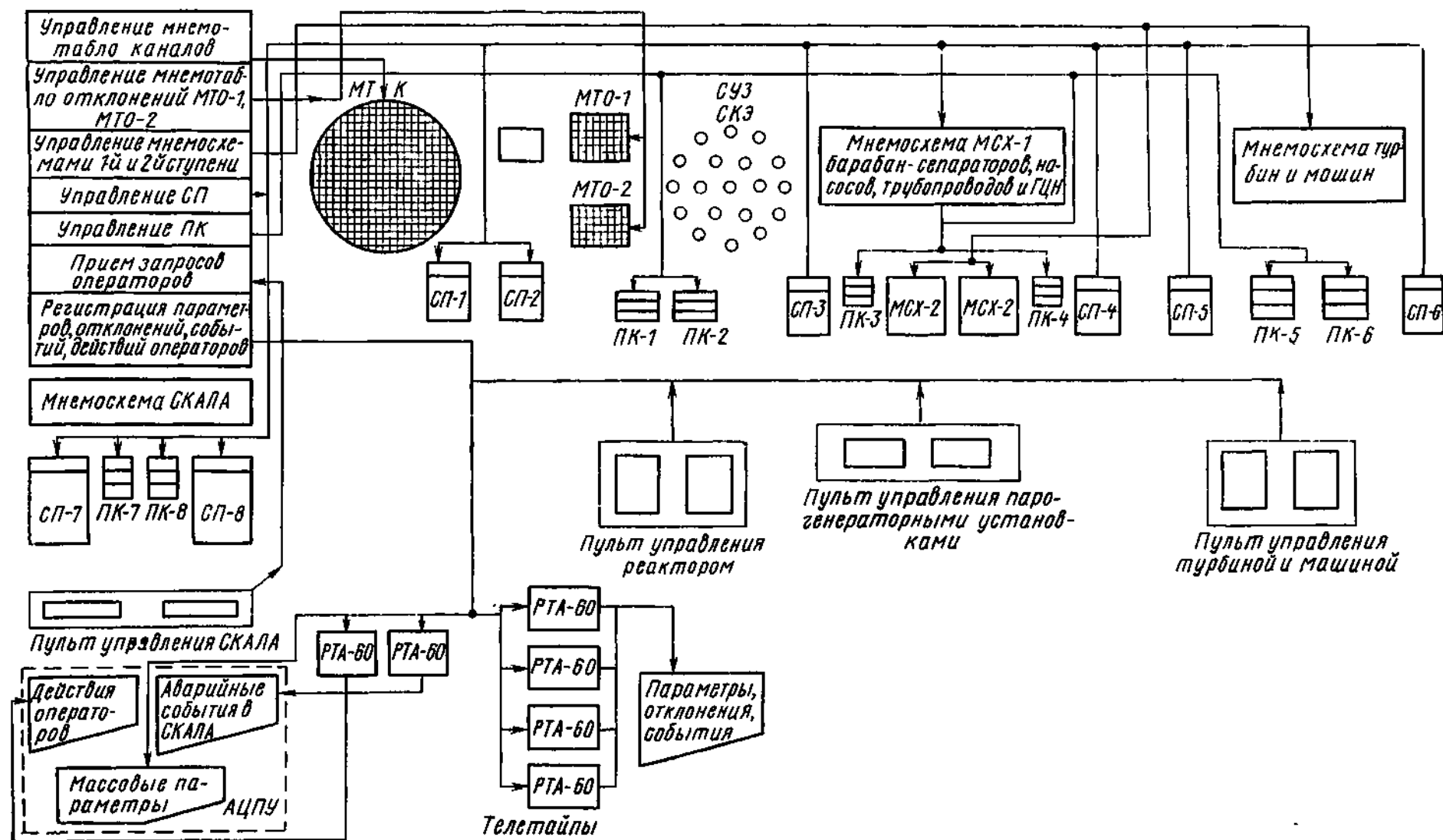


Рис. 9.12. Информационное обеспечение БЩУ в системе СКАЛА

12. Печать параметров группами по вызову.

13. Диагностика аварийных ситуаций и регистрация предыстории.

К функциям первой группы оперативности относятся функции непосредственного взаимодействия с оператором (допустимая задержка начала операции в пределах нескольких сотен миллисекунд), к функциям второй группы оперативности относится централизованный контроль (вычислительная задержка до 1 мин). К третьей группе оперативности относятся функции, программы которых не размещены постоянно в оперативной памяти, а считываются по запросу из библиотеки на магнитной ленте (в этом случае задержка исполнения может составить несколько минут).

Рассмотрим, как реализуются основные технологические функции в системе СКАЛА.

Вывод информации на внешние устройства ВК. Как отмечалось выше, ВК системы СКАЛА включает широкий набор внешних устройств для оперативного вывода данных: 10 телетайпов, четыре экранных пульта АЦПУ; для неоперативного ввода перфолент могут быть использованы два фотоввода, а для неоперативного вывода — два перфоратора перфолент; для внутрисистемного хранения массовых данных используется четыре устройства НМЛ. Наибольший интерес представляет оперативное взаимодействие этих устройств, выполняемое в реальном масштабе времени. Устройства выдают символьную информацию и имеют близкие алгоритмы работы. Для каждого типа устройств имеется процессор вывода строки устройства этого типа.

Все операции вывода можно разбить на несколько элементарных алгоритмических этапов: открытие каналов; формирование и выдача строки; подпитка программного процессора; закрытие канала.

Рассмотрим алгоритм работы процессора печати на телетайпах. Процессор возбуждается периодически от внешнего генератора, имеющего частоту 7 Гц, и оперирует с массивом выдачи. Массив выдачи включает элементы, состоящие из команды печати для заданного устройства, индекса по строке, указывающего текущее состояние вывода строки, и директивы подпитки. В печати участвуют строки, из которых, согласно индексу по строке, выбирается информация.

По каждому прерыванию проводится просмотр массива выдачи и выдача по одному символу на каждый телетайп для тех телетайпов, команды которых занесены в элементы печати массива выдачи. После окончания печати выдается директива подпитки, которая определяет дальнейшее поведение программы, запустившей печать. Это поведение может предусматривать подпитку канала информацией или закрытие канала.

Работа канала контролируется по длительности специальным устройством контроля длительности (УКД), работающим независимо от канала по предварительной команде процессора. Превышение допустимой длительности элементарной операции канала

говорит о его неисправности. По сигналу УКД канал программно запрещается, закрывается и оператору ЭВМ подается сообщение об его отказе.

Основные сообщения в системе СКАЛА. Все сообщения, выдаваемые на 10 телетайпов системы, можно разбить на несколько категорий:

- а) аварийные сообщения ВК;
- б) аварийные сообщения в системе;
- в) сообщения о действиях операторов;
- г) сообщения о технологических отклонениях;
- д) периодическая печать по вызову;
- е) печать технологических параметров по группам;
- ж) печать событий в системе.

Аварийные сообщения печатаются на двух персональных телетайпах и локализуются по процессорам полукомплектов. Эти сообщения регистрируют сбои, обнаруживаемые в процессорах, и нарушение связи между процессорами при парной работе. Под аварийными сообщениями системы понимаются сообщения о нарушениях в работе системы связи с объектом, обнаруживаемые программно. Наличие цепей контроля аппаратно обеспечивает возможности программного контроля многих трактов передачи информации.

При управлении технологическим процессом операторы энергоблока могут выполнять операции, влияющие на режимы выполнения основной управляющей программы. Операторы-технологи имеют возможность: программно запретить снятие показания с отдельных датчиков, коммутаторов, ФГУ, устройств сигнализации и регистрации параметров, изменить централизованно уставки контролируемых технологических параметров, запустить и отменить запуск некоторых технологических программ. Все эти действия должны регистрироваться для обеспечения возможности объективного анализа поведения операторов-технологов в различных ситуациях на объекте.

Централизованный контроль основных технологических параметров обеспечивает выдачу на мнемосхемы сигналов отклонений, возникающих в системе. Для обеспечения объективного анализа поведения операторов-технологов и дублирования устройств мнемосхемы сообщения об отклонениях технологических параметров выводятся на печать. Для того чтобы исключить возможность переполнения буфера печати, программа, разрешающая буферизацию сообщений об отклонениях, пропускает на буферизацию не более 20 сообщений в течение 5 мин.

Операторы-технологи имеют возможность задать непрерывный вывод на печать отдельных технологических параметров в режиме слежения с периодом замера 5 мин. Оператор может задать узел или участок и задать режим периодической или разовой печати соответствующей группы параметров.

Устройства вывода взаимно дублируют друг друга. Это видно из табл. 9.1, на которой показано размещение устройств и харак-

тер выдаваемой на них информации. Телетайпы нумеруются от нуля и обозначаются буквой «Т», оба персональных телетайпа имеют номер «нуль» и обозначаются соответственно ОТ1 и ОТ2.

Основное помещение, обслуживаемое системой, блочный щит управления станцией (БЩУ), кроме того, некоторая часть внешних устройств находятся непосредственно в машзале УВК.

Таблица 9.1

Размещение информационных устройств

Вид сообщения	Помещение БЩУ		Помещение УВК		Прочие помещения
	основное	дублирующее	основное	дублирующее	
Аварийные сообщения УВК			ОТ1		
Аварийные сообщения системы			ОТ2		
Действия операторов энергоблока			8Т	6Т	
Отклонения технологических параметров			6Т	8Т	
Печать параметров по вызову	1Т	2Т			3Т—главный инженер 7Т—директор станции
	2Т	5Т			
Печать групп технологических параметров:					
массовых по реактору		5Т	АЦПУ		
по узлам и участкам	5Т				
Печать событий в системе	4Т	5Т			

Алгоритмы замера коммутируемых датчиков. Общее количество коммутируемых датчиков в системе составляет около 5000. Через коммутируемые детекторы в ВК поступают многие важные параметры: расход воды по каналам реактора РБМК-1000 (1880 датчиков), энерговыделение по объему активной зоны (214 датчиков), температура подшипников насосов, турбин и генераторов и т. д.

Схема присоединения датчиков к УВК показана на рис. 9.13. При выполнении замера полукомплект ВК занимает ФГУ и выдает шестиразрядный код управления коммутатором. Не ранее чем через 20 мс (время срабатывания реле коммутатора), ВК может сравнить контрольный код коммутатора с выданным кодом управления. Несовпадение кодов указывает на сбой или отказ в работе релейного коммутатора, о чем выдается сообщение дежурному персоналу УВК. После окончания коммутации необходима задержка на 100 мс для окончания переходного процесса установления тока в групповом нормирующем преобразователе (ГНП). Затем

может быть выполнен замер тока ГНП преобразователя ВК через электронный коммутатор.

Реализация централизованного контроля. Централизованный контроль охватывает почти все непосредственно измеряемые параметры и некоторые расчетные параметры. Основную группу централизованного контроля образуют следующие параметры: расход воды по каналам реактора; температура графита и металлоконструкций реактора и т. д.; температура подшипников насосов, турбин и машин (контроль показаний датчиков энерговыделения осуществляется с помощью системы СКЭ, описанной в гл. 3).

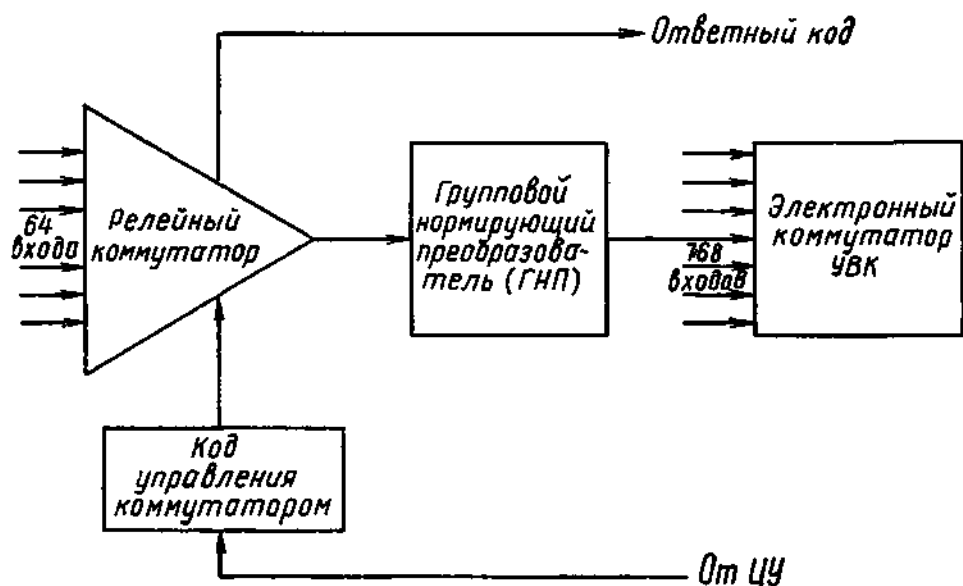


Рис. 9.13. Схема присоединения коммутируемых детекторов

Эти виды контроля обеспечивают наиболее жизненно важные процессы в основном контуре энергоблока. Снижение расхода воды в отдельных каналах реактора может привести к локальным перегревам и нарушениям герметичности тепловыделяющих элементов, наоборот, повышенный расход воды в отдельных каналах указывает на неэкономичный режим эксплуатации реактора.

Общая схема процесса централизованного контроля представлена на рис. 9.14. Все процессы централизованного контроля в условиях операционной системы (ОС) программируются и работают независимо за счет разделения полезного времени ВК. Выполнение замера осуществляется программным процессором непосредственным обращением к буферу замеров. При сравнении с уставкой обнаруживается новое состояние сигнализации, которое сравнивается со старым значением, занесенным в массив сигнализации. Изменение состояния указывает на необходимость выдачи сообщения об исчезновении или появлении отклонения, что выполняется обращением к процедуре «буферизации» директивой ВК. Автозапуск обеспечивает периодическую активацию процедуры контроля с заданным периодом.

Расчеты в системе СКАЛА. К расчетам, выполняемым системой СКАЛА, относятся:

- а) вычисления значений параметров, получаемых косвенным образом по показаниям детекторов;
- б) расчеты поканальной мощности реактора;
- в) расчеты технико-экономических параметров.

Вычисление косвенных параметров состоит из расчетов массовых расходов пароводяной смеси (или пара) в различных точках

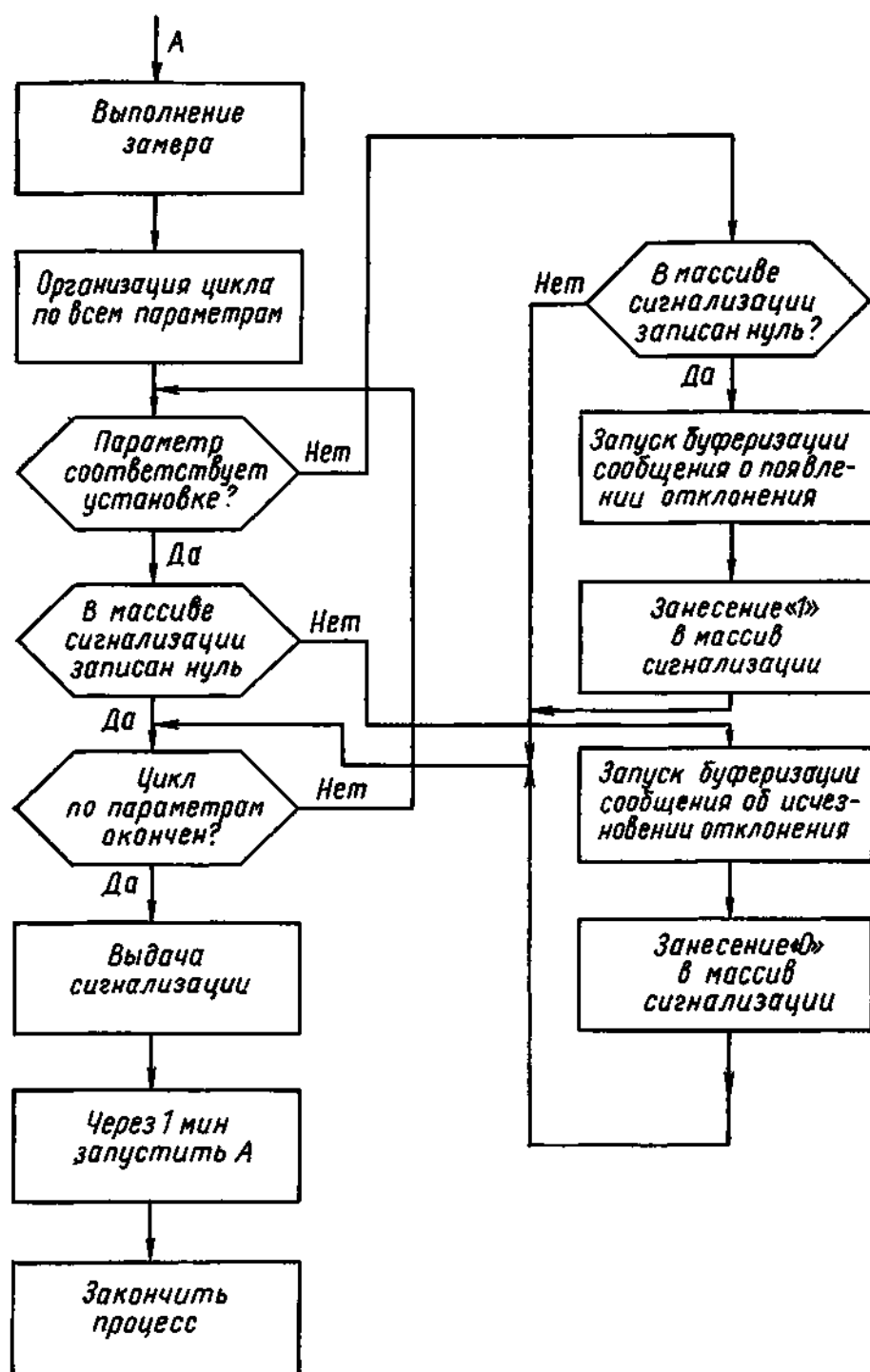


Рис. 9.14. Общая схема типовой процедуры централизованного контроля

основного контура, расчета суммарной тепловой мощности реактора и расчета запаса реактивности по стержням СУЗ.

После того, как рассчитаны массовые расходы пара и пароводяной смеси в основном контуре и вспомогательных контурах, на основе уравнения теплового баланса рассчитывается суммарная тепловая мощность реактора. При расчете запаса реактивности суммируются эффективности введенных в активную зону стержней СУЗ.

Поканальный расчет мощности и запаса до кризиса. Как уже отмечалось в гл. 3, в реакторах канального типа, к которым относятся РБМК-1000, мощность, выделяемая в канале, является чрезвычайно важным параметром. Для достижения проектных параметров энергоблока важно поддерживать максимально допустимое значение тепловой мощности, выделяемой в канале (и максимальное значение паросодержания в теплоносителе), не допуская при этом перехода наиболее активной части канала в режим ухудшенного теплосъема или недопустимо больших линейных энергонапряженностей твэла.

Для оценки интегральной (по высоте) тепловой мощности каналов используются данные от системы СКЭ, описанной в гл. 3. Показания 130 датчиков по специальному каналу поступают в систему СКАЛА. В расчетах используются также данные физического расчета, выполняемого на внешней ЭВМ один раз за период в течение кампании, при котором сохраняются основные характеристики реактора (размещение ядерного топлива в активной зоне, положение стержней СУЗ и т. д.).

Поканальный расчет мощности включает интерполяцию значений энерговыделения, позволяющую вычислить энерговыделение в технологических каналах, где датчики энерговыделения отсутствуют, проверку достоверности исходных данных и оценку дисперсии параметров, получаемых в результате расчета. Основными параметрами, получаемыми в результате расчета, являются мощность, выделяемая в канале и запас до кризиса по данному каналу. Запас до кризиса есть безразмерный коэффициент, характеризующий запас до выхода в режим ухудшенного теплосъема с учетом возможной погрешности (дисперсии) в определении исходных данных и результатов расчета. Оперативные картограммы поканальной мощности и коэффициентов запаса позволяют оператору, управляющему реактором, эффективно оценивать влияние отдельных возмущений, возникающих в реакторе, например, снижение расхода в отдельном канале, на безопасность реактора.

Показания 12 датчиков контроля энерговыделения по высоте канала (семь точек контроля в каждом датчике) в совокупности с полученными мощностями каналов используются для расчета максимальной линейной энергонапряженности твэла и последующего определения запаса до предельно допустимого коэффициента неравномерности высотного энергораспределения.

Полученные данные помогают оператору выбрать оптимальную стратегию управления высотным энергораспределением.

В заключение отметим, что АЭС с реакторами РБМК-1000 относятся к объектам повышенной сложности. Технологический процесс характеризуется большим числом измеряемых параметров (около 5000) и релейных сигналов (около 3000), поэтому слежение за технологическими параметрами может быть реализовано лишь посредством применения АСКУ на базе ЭВМ. Непрерывная работа АСКУ может быть достигнута лишь с применением дублирования процессоров и всех основных устройств УВК.

Эффективность работы системы такого типа решающим образом зависит от правильной организации программного обеспечения.

Принцип работы диспетчера ОС, реализованный в системе СКАЛА, обеспечивает сохранение основных технологических функций при отказе одного центрального процессора и произвольного набора внешних устройств (не более половины общего числа).

Для повышения надежности электропитание системы СКАЛА осуществляется от электроснабжения собственных нужд АЭС по двум независимым линиям.

Глава 10

БЕЗОПАСНОСТЬ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

§ 10.1. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ

Проблема безопасности эксплуатации ядерного реактора, входящего в состав ЯЭУ, довольно многогранна и обширна. Общее содержание этой проблемы видно из рассмотрения цепочки основного технологического процесса в ядерном реакторе, которая имеет следующие звенья: цепная реакция деления, тепловыделение в топливном элементе, отвод выделившегося тепла теплоносителем, циркуляция теплоносителя в контуре, ионизирующее излучение ядерного топлива и теплоносителя. В общем случае необходимо выявить условия и обеспечить средства поддержания в безопасных пределах процессов во всех звеньях. Технологический процесс по всем своим звеньям должен быть достаточно устойчив к возможным нарушениям в работе оборудования, ошибкам обслуживающего персонала и другим отклонениям от норм.

Рассмотрим общие требования безопасности к каждому из звеньев технологического процесса.

Управление цепной реакцией. Для безопасного ведения процесса эффективность средств управления должна соответствовать возникающим изменениям реактивности во всех эксплуатационных режимах. Возможная скорость воздействия на реактивность должна соответствовать скорости ее изменения. Должно быть предотвращено неконтролируемое изменение реактивности. Учитывая, что современный энергетический реактор содержит в актив-

ной зоне несколько десятков критических масс, необходимым требованием является обеспечение каждого критического объема топлива средствами компенсации реактивности.

Тепловыделение в топливе и теплоотвод. Тепловыделение в топливе должно соответствовать имеющемуся теплоотводу. Это обеспечивается поддержанием в безопасных пределах уровня мощности реактора и допустимым распределением ее по объему активной зоны. Температура теплоносителя, его фазовый состав и давление, расход теплоносителя, распределение расхода теплоносителя по реактору и изменение этих параметров во времени должны оставаться в допустимых для всех эксплуатационных режимах пределах.

Циркуляция теплоносителя. Давление и температура теплоносителя в циркуляционном контуре, скорость их изменения, скорость теплоносителя должны быть в определенных пределах, чтобы обеспечить работоспособность циркуляционного контура. На случай возникновения разрывов в циркуляционном контуре должны быть предусмотрены, во-первых, средства поддержания безопасных параметров теплоносителя и достаточного теплоотвода от твэлов и элементов конструкции активной зоны, во-вторых, средства локализации радиоактивных веществ для предотвращения воздействия на персонал и население.

Ионизирующее излучение. Должны быть обеспечены защита конструкционных материалов от радиационных повреждений и радиационная защита персонала. Меры локализации радиоактивных веществ должны обеспечивать нормальную радиационную обстановку и соблюдение предельно допустимых уровней облучения населения, установленных действующими правилами.

Понятия максимальной проектной аварии и аварийных режимов. Предельным понятием безопасности ЯЭУ считается наличие на ЯЭУ мер, обеспечивающих защиту населения от радиационного воздействия как при нормальной работе ЯЭУ, так и при нарушениях нормальной работы. Меры, обеспечивающие надежность оборудования ЯЭУ, обычно избыточны или достаточны для обеспечения безопасности населения. Тем не менее с самого начала развития ядерной энергетики возникло понятие «*максимальной проектной аварии*». В каждом конкретном проекте АЭС предусматриваются предельные нарушения, последствия которых могут быть достаточно надежно локализованы предусматриваемыми мерами без опасного радиационного воздействия на население.

В некоторых случаях анализируется «максимально мыслимая авария», когда не исключается оплавление активной зоны вне зависимости от ожидаемой эффективности защитных устройств. В качестве максимальной проектной аварии часто принимается потеря теплоносителя при разрыве максимального циркуляционного трубопровода первого контура. Опасные последствия этой аварии для самой ЯЭУ и для окружающего населения предотвращаются, прежде всего, созданием надежных и мощных средств охлаждения активной зоны. Если аварийное охлаждение предот-

вращает оплавление топлива, роль внешних страхующих барьеров типа герметичных помещений становится менее заметной.

Таким образом, главным в проблеме безопасности ядерного реактора является сохранение активной зоны от расплавления или повреждения твэлов сверх допустимых пределов. При эксплуатации реактора необходимо также обеспечить ядерную безопасность, т. е. исключить возможность неконтролируемых и неуправляемых разгонов реактора.

Ядерная безопасность реактора обеспечивается соответствующими технологическими системами и, в первую очередь, СУЗ, их техническим совершенством и надежностью, контролем за состоянием этих систем, а также контролем технологических процессов при эксплуатации реактора, правильной организацией работ, профессиональной квалификацией и дисциплиной обслуживающего персонала.

Как уже отмечалось, ядерный реактор имеет следующие *этапы и режимы эксплуатации*: физический пуск, энергетический пуск, вывод на номинальную мощность, работа на номинальной мощности, плановые и аварийные остановки, перегрузка топлива при остановке и ремонтные работы, повторные пуски. На некоторых реакторах перегрузка топлива проводится без остановки реактора на номинальных уровнях мощности.

Каждый из этих эксплуатационных этапов и режимов обладает своей индивидуальной спецификой в отношении безопасности реактора.

При физическом и энергетическом пусках реакторов проверяется правильность заложенных в проект решений, осваиваются основные режимы работы, проводится комплексная проверка оборудования в реальных условиях эксплуатации. Для безопасности эксплуатации реактора на этих этапах важно подтвердить возможность надежного контроля и управления реактором. Основные принципы физического и энергетического пусков рассматриваются в этой главе и иллюстрируются на примере пусков отечественных реакторов ВВЭР и РБМК.

Аварийные режимы в ядерных реакторах весьма разнообразны как по своим причинам, так и по характеру их протекания. Здесь рассматриваются лишь наиболее общие аварийные режимы, обусловленные появлением больших положительных реактивностей, прекращением охлаждения активной зоны и возникновением больших течей в первом контуре реактора.

В настоящей главе показаны лишь некоторые аспекты безопасности ядерных реакторов, связанные с работой систем контроля, управления и защиты. Обсуждение требований к конструкции твэлов, аварийной системе расхолаживания, средствам локализации радиоактивности выходят за рамки данной книги.

§ 10.2. ТРЕБОВАНИЯ К СРЕДСТВАМ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

Как отмечалось выше, при эксплуатации ядерного реактора необходимо выполнить условие, состоящее в том, чтобы радиацион-

ное облучение населения и эксплуатационного персонала сохранялось на низком уровне в рамках установленных пределов во всех состояниях эксплуатации и в приемлемых пределах в аварийных состояниях.

При разработке конструкции реактора и систем обеспечения его работы необходимо учитывать влияние прямого и рассеянного излучения, а также выбросы радиоактивных веществ.

Элементы реактора, в том числе и систем управления, ответственные за обеспечение безопасности, должны создаваться так, чтобы можно было остановить реактор, затем поддерживать его в подкритическом состоянии при наличии любых природных явлений, ошибочных действий человека, отказов оборудования и ошибок оператора.

Среди многочисленных вопросов безопасности первостепенным является ядерная безопасность. Вопросам ядерной безопасности необходимо уделять внимание как при разработке конструкции реактора, проектировании АЭС, так и при эксплуатации.

Ядерная безопасность определяется конструкцией и характеристиками активной зоны и средств контроля и управления.

Системы контроля должны давать точную информацию состояния активной зоны — значение параметров, от которых зависит процесс деления и уровень плотности потока нейтронов как по реактору в целом, так и энергораспределение по активной зоне. Необходимо предусматривать автоматические системы, прекращающие процесс деления при достижении предельных параметров, установленных проектом. Пультовая должна обеспечивать безопасное управление при всех режимах эксплуатации реактора, размещение в ней контрольно-измерительных приборов и средств представления информации, которые должны давать эксплуатационному персоналу правильную и полную картину состояния реактора и всего оборудования станции. В случае отклонений эксплуатационных условий от нормальных необходимо предусматривать эффективную сигнализацию. Желательно предусматривать резервный пульт с минимальным количеством контрольно-измерительных приборов и средств управления, позволяющих прекратить цепную реакцию, поддерживать реактор в подкритическом состоянии, регистрировать важнейшие параметры.

Уровни плотности нейтронного потока должны обеспечивать надежную работу тепловыделяющих элементов при всех конфигурациях энергораспределения, которые могут возникать как при стационарной работе, так и в переходных режимах, включая состояние после остановки, в процессе или после перегрузки топлива или во время допускаемых при эксплуатации событий и аварийных состояний. Должны быть исключены области активной зоны, в которых не контролируется энергораспределение. Для обеспечения ядерной безопасности активную зону следует проектировать, исходя из максимально возможных благоприятных условий обеспечения управления и аварийного прекращения цепной реакции.

В системе управления и защиты реактора должны предусмат-

риваться средства, которые прекращают цепную реакцию во всех аварийных состояниях, и которые должны обеспечивать поддержание реактора в подкритическом состоянии в ситуации с наибольшей реактивностью активной зоны. Эффективность и быстродействие органов регулирования и АЗ должны быть такими, чтобы обеспечить безопасные пределы всех параметров станции.

Средства остановки должны обеспечить прекращение цепной реакции при любых аварийных состояниях реактора, систем обеспечения его нормальной работы, а также общестанционного оборудования, в том числе и всех источников питания.

Средства остановки должны быть в состоянии предотвратить неконтролируемый выход реактора в критическое состояние, в том числе и при ремонтных работах с элементами активной зоны. Контрольно-измерительные приборы и проверка систем должны гарантировать рабочее состояние средств аварийной остановки в течение всего периода работы реактора и в стояночном режиме.

§ 10.3. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПУСКАХ И ПЕРЕГРУЗКАХ РЕАКТОРА

Физический пуск реактора. Физическим пуском реактора называют загрузку активной зоны ТВС, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых экспериментов на уровне мощности, при которой разогрев теплоносителя энергией деления незначителен.

К началу физического пуска должны быть подготовлены реактор, СУЗ, пусковой источник нейтронов, нештатная пусковая аппаратура (временная СУЗ), если она необходима, от которой сигналы АЗ заведены в АЗ реактора, устройства по транспортировке, загрузке и выгрузке топлива, система дозиметрического контроля и некоторые другие вспомогательные системы реактора.

После того как реактор без топлива собран, осуществляется комплексная проверка штатной и временной СУЗ. Предварительная проверка СУЗ проводится от имитаторов тока ИК, окончательная проверка осуществляется внесением пускового источника нейтронов в центр предполагаемой активной зоны. Пусковые каналы контроля мощности должны уверенно регистрировать нейтроны источника.

Процедура контроля загрузки топлива заключается в определении зависимости плотности потока нейтронов от количества загруженных ТВС. Как было показано в § 1.9, изменение плотности нейтронов в подкритическом реакторе можно представить как $n = S/(1 - k_{эф})$. Отсюда видно, что экстраполяция к нулю кривой $1/n$ в зависимости от количества ТВС дает критическое состояние реактора.

Обычно измерения ведутся по нескольким пусковым каналам (импульсным и токовым). Величина критической загрузки берется по минимальному показанию. Разброс экстраполированных критических значений велик при глубокой подкритичности ($k_{эф} \leq 0,9$).

Это объясняется различием во взаимном расположении источника, топлива и детекторов. После догрузки новой порции горючего количество ТВС, оцененное экстраполяцией, меняется.

На рис. 10.1,а показана экспериментальная зависимость значений $1/n$ от числа загруженных ТВС. Видно, что разница экстраполированных величин, полученная для двух соседних состояний загрузки, составляет около 20 ТВС. При подходе к критическому состоянию оценка экстраполированной критической загрузки становится все более точной.

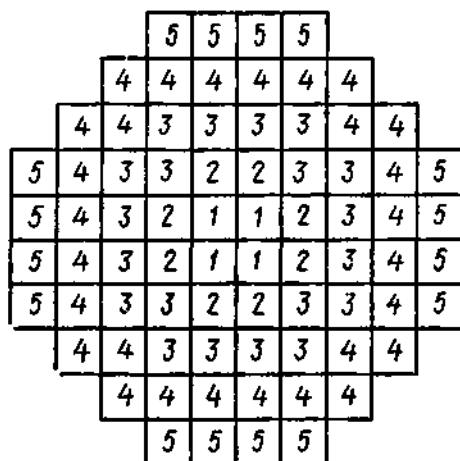
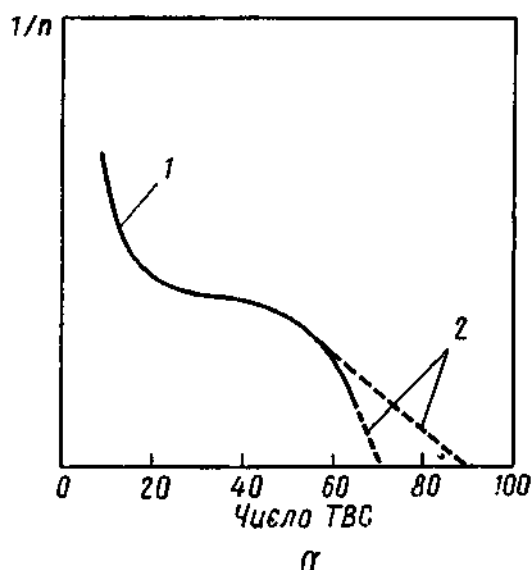


Рис. 10.1. Загрузка реактора при физическом пуске:

а) зависимость обратного счета $1/n$ от числа ТВС: экспериментальная (1) и полученная экстраполяцией (2); б) картограмма загрузки реактора (цифры указывают последовательность загрузки ТВС)

Основным принципом обеспечения ядерной безопасности при первой загрузке топлива является уменьшение порции вносимого топлива по мере приближения к критическому состоянию.

Количество ТВС, загружаемых в активную зону между двумя последовательными отсчетами для построения кривой $1/n$, выбирается равным $1/4$ разности между экстраполированным критическим и загруженным количеством ТВС. Загрузка реактора ведется от центра к периферии по периметру в последовательности, указанной на рис. 10.1,б.

Органы регулирования при загрузке должны быть расположены таким образом, чтобы обеспечить надежное автоматическое и ручное дистанционное заглушение реактора при любых технологических операциях, а также в аварийной ситуации (например, случайное падение ТВС в активную зону, слив или залив замедлителя и теплоносителя и т. д.). По мере загрузки топлива периодически проводятся измерения эффективности органов регулирования. Наиболее простым методом оценки эффективности до выхода в критическое состояние является определение количества ТВС, эквивалентных по своей эффективности весу стержней регулирования.

Критическое состояние реактора устанавливается по увеличению плотности потока нейтронов после прекращения загрузки топлива. При наличии источника нейтронов в точно критическом состоянии, как нетрудно видеть из уравнения кинетики (1.19), плотность потока нейтронов возрастает по линейному закону.

Минимальная критическая загрузка реактора используется для проверки расчетных данных.

Дальнейшая загрузка реактора проводится с погруженными в активную зону стержнями КС и РР. Контроль подкритичности ведется по показаниям пусковых каналов и реактиметра. По мере загрузки делается несколько выходов в критическое состояние посредством извлечения стержней КС и РР в целях измерения эффективности стержней СУЗ. Эффективность стержней СУЗ определяется одним из методов, описанных в гл. 4. Затем в активную зону погружаются все стержни КС и РР, и загрузка топлива продолжается.

Во время загрузки необходим контроль плотности потока нейтронов по нескольким каналам. При появлении любого признака неконтролируемого увеличения плотности потока нейтронов загрузка топлива должна быть прекращена до выяснения причины создавшейся ситуации.

После набора полномасштабной загрузки реактора необходимо провести градуировку всех органов СУЗ и определить запас реактивности системы. Оперативный запас реактивности обычно получают суммированием измеренных эффективностей стержней, погруженных в активную зону в критическом состоянии.

Важной процедурой с точки зрения безопасности реактора является определение состояния с максимальной реактивностью системы с погруженными стержнями регулирования. Для этого измеряется влияние на реактивность слива теплоносителя, жидкого замедлителя и т. д. Правилами ядерной безопасности установлено, что минимальная подкритичность системы при извлеченных стержнях АЗ не должна быть меньше 1%.

При полномасштабной загрузке реактора необходимо проградуировать штатные приборы контроля мощности. С этой целью измеряют абсолютную плотность потока тепловых нейтронов в некоторых точках активной зоны и распределение плотности потока нейтронов по объему активной зоны. Измерения могут быть выполнены методом активации индикаторов или с помощью малогабаритных камер деления. На основании этих измерений определяется средняя плотность потока нейтронов, которая связана с мощностью реактора соотношением (1.6). Ток ИК с чувствительностью η прямо пропорционален средней плотности потока нейтронов φ

$$I = \bar{\varphi} \eta / r,$$

где r — коэффициент связи плотности потока в месте расположения ИК с φ , определяемый на основании измерений распределения потока нейтронов по объему активной зоны.

Таким образом, мощность реактора $Q=kI$, где k — коэффициент градуировки.

Уточнение градуировки приборов контроля мощности делается с помощью измерений теплового баланса во время энергетического пуска реактора. Завершается физический пуск передачей управления штатной СУЗ после демонтажа детекторов и исполнительных органов временной СУЗ.

После анализа экспериментальных данных (распределений потока нейтронов по объему активной зоны, эффектов реактивности, градуировочных характеристик органов регулирования и др.) определяется последовательность извлечения органов СУЗ из активной зоны при пуске реактора. При этом для большого реактора важно обеспечить равномерность энергораспределения при выходе в критическое состояние.

Энергетический пуск ЯЭУ. Энергетический пуск ЯЭУ — вывод реактора с уровня мощности, достигнутого при физическом пуске, до уровня, достаточного для пуска турбины и выдачи электроэнергии в энергосистему. Энергетический пуск включает в себя постепенный подъем мощности, определение и уточнение параметров, комплексное опробование систем и оборудования ЯЭУ, проведение на каждом этапе необходимых экспериментов.

Энергетический пуск играет важную роль для дальнейшей безопасной эксплуатации реактора, так как именно на этом этапе осуществляется основная проверка правильности проектных данных, а также испытание оборудования и систем реактора в условиях, близких к условиям работы на номинальной мощности.

Энергетический пуск реактора с водным теплоносителем начинается с неядерного разогрева реактора и первого контура. Одновременно измеряется температурный эффект реактивности. Реактор выводится в критическое состояние на физический уровень мощности (равный 0,001% номинального уровня), регистрируется положение органов регулирования, а также температура активной зоны. Затем реактор заглушается, включаются ГЦН первого контура и начинается разогрев реактора за счет циркуляции теплоносителя. Скорость разогрева ограничена заданной величиной скорости изменения температуры элементов реактора. При повышении температуры теплоносителя, топлива и замедлителя до 100—150°C реактор выводится в критическое состояние на физический уровень и определяется новое положение органов регулирования. Разность положения органов регулирования перед разогревом и после разогрева определяет температурный эффект реактивности в указанном диапазоне изменения температуры.

На следующем этапе мощность реактора увеличивается примерно до 1% номинального уровня и начинается ядерный разогрев теплоносителя. Скорость разогрева остается ограниченной, так же, как и при неядерном разогреве. Увеличение температуры теплоносителя сопровождается увеличением давления. В процессе разогрева мощность реактора поддерживается постоянной. При значении мощности, равном $\approx 1\%$ номинальной, включается автоматический

регулятор мощности. Проверяется качество автоматического регулирования посредством отработки возмущений, вносимых перемещением стержней регулирования.

Затем мощность реактора увеличивается до $\approx 5\%$, причем скорость подъема мощности ограничена заданным значением. Подъем мощности сопровождается образованием пара в первом контуре (для одноконтурных ЯЭУ) или во втором (для двухконтурных ЯЭУ). При получении необходимого расхода пара мощность стабилизируется и проводится пуск турбогенераторов на холостом ходу. В этом режиме также проверяется устойчивость работы АР. Затем осуществляется синхронизация с энергосистемой и набор электрической нагрузки. Набор нагрузки проводят ступенями с выдержкой времени на каждой ступени. По мере увеличения мощности реактора к турбогенераторам подключаются потребители собственных нужд ЯЭУ.

Заключительным этапом энергетического пуска является выдача электроэнергии внешним потребителям.

При выводе реактора на энергетические уровни мощности основное внимание с точки зрения изучения его характеристик уделяется следующим вопросам: измерению отравления реактора; измерению динамических характеристик; контролю и регулированию энергораспределений в активной зоне реактора.

Отравление реактора определяется количеством извлеченных стержней регулирования за время работы реактора на постоянном уровне мощности в течение нескольких суток при постоянной температуре горючего, теплоносителя и замедлителя. При этом надо учесть, что часть извлеченных стержней компенсирует выгорание горючего. Темп выгорания определяется скоростью извлечения стержней регулирования после того, как реактор достиг равновесного отравления.

Измерения динамических характеристик реактора проводятся самыми разнообразными методами, которые определяются типом реактора, наличием штатного и специализированного оборудования, аппаратурой, имеющейся в распоряжении экспериментаторов. Наиболее распространенными являются методы изучения переходных процессов, создаваемых возмущением по тому или иному параметру. Например, в реакторе с отрицательным мощностным коэффициентом α_Q , работающем на уровне мощности Q_0 , введение скачка реактивности δ_ρ приводит к установлению нового уровня мощности Q , откуда $\alpha_Q = \delta_\rho Q / (Q - Q_0)$. Время установления нового уровня мощности определяет постоянную времени мощностного эффекта реактивности.

Вопросы контроля и регулирования энергораспределения подробно рассматривались в предыдущих главах. Здесь же отметим, что на этапе энергетического пуска оператор приобретает практические навыки регулирования, что особенно важно при использовании в системе контроля инерционных детекторов энерговыделения. В этом случае информацию о новом значении энерговыделения в некоторой области оператор получает с запаздыванием отно-

сительно начала перемещения органа регулирования, поэтому появляется вероятность перерегулирования и «раскачки» поля энерговыделения при слишком большом перемещении органа регулирования.

Перегрузки реактора и процесс повторных пусков. В энергетическом ядерном реакторе перегрузка ТВС в активной зоне может проводиться планомерно или в связи с непредвиденными обстоятельствами. Возможна перегрузка на остановленном реакторе или на работающем. Здесь мы рассмотрим перегрузку активной зоны на остановленном реакторе, как наиболее неблагоприятную в отношении контроля мощности.

Перегрузка обычно состоит в перемещении частично выгоревших ТВС в новое положение (например, из периферии в центральную область) и добавлении свежих ТВС. Возможно также извлечение регулирующих стержней и установка новых групп стержней. Обычно перегрузка проводится, когда реактор находится в подкритическом состоянии. Тем не менее необходимы дополнительные устройства для аварийного заглушения реактора на случай загрузки излишнего количества топлива.

Контроль потока нейтронов на остановленном реакторе с ТВС в активной зоне должен осуществляться постоянно в течение всего времени стоянки, в том числе при загрузке и перегрузке топлива. Обязательному контролю также подлежит концентрация поглотителя в теплоносителе для реакторов, в которых применяется жидкостное регулирование.

Перегрузка топлива в остановленном реакторе должна проводиться при взведенных исполнительных органах АЗ. При этом подкритичность должна быть не менее 1% в состоянии реактора с максимальным эффективным коэффициентом размножения.

В реакторах, где при перегрузке топлива осуществляется расцепление исполнительных органов СУЗ, перегрузку проводят при погруженных в активную зону исполнительных органах. Минимальная подкритичность в процессе перегрузки должна составлять не менее 2%.

Указанные меры направлены на обеспечение ядерной безопасности в случае возможных ошибок обслуживающего персонала или неисправностей механизма перегрузки.

В отличие от первой загрузки реактора условия контроля потока нейтронов в активной зоне остановленного реактора существенно ухудшаются. Во-первых, уровень остаточного γ -излучения топлива и других конструкционных материалов и защиты может достигать большого значения и, следовательно, детекторы нейтронов имеют фоновые сигналы. Во-вторых, отсутствует возможность приближения детекторов нейтронов к активной зоне.

Обычно стратегия перегрузки топлива разрабатывается на основании результатов экспериментов, полученных на критических сборках, данных расчетов с использованием опыта предыдущей эксплуатации реактора. Тем не менее во всех случаях должно соблюдаться правило: любую перегрузку надо считать неизвестной

в количественном отношении до тех пор, пока она не проверена экспериментально.

Регламент проведения повторных пусков после перегрузок определяется типом реакторов.

Пуск реактора разрешается при выполнении как минимум следующих условий:

- исполнительные органы АЗ находятся во взведенном состоянии;
- все каналы контроля мощности и скорости изменения мощности включены и находятся в исправном состоянии;

- АЗ соответствует всем перечисленным выше требованиям;

- в систему управления и защиты включены все исполнительные органы СУЗ;

- система сигнализации включена и находится в исправном состоянии;

- приведена в рабочее состояние система аварийного расхолаживания активной зоны;

- система аварийного электроснабжения находится в рабочем состоянии.

Если на начальном этапе пуска реактора вследствие влияния γ -излучения штатные каналы СУЗ не контролируют поток нейтронов, то скорость ввода положительной реактивности выбирается, исходя из условия ограничения периода удвоения мощности значением не менее 30 с до выхода на минимальный уровень мощности, достаточный для контроля с помощью штатной аппаратуры СУЗ.

§ 10.4. ОСОБЕННОСТИ ПУСКОВ РЕАКТОРОВ ВВЭР И РБМК

Пуск реактора ВВЭР*. Подкритическая активная зона собирается из штатных рабочих кассет, штатных кассет АРК и бористых поглощающих вставок, устанавливаемых вместо рабочих кассет для создания глубокой подкритичности при одновременном подъеме всех кассет АРК.

После загрузки зоны корпус реактора уплотняется штатной крышкой со всеми приводами СУЗ. Предварительно система управления механизмами СУЗ проходит опробование и контрольную проверку на штатной крышке на отдельном постаменте-шахте ревизии.

Дальнейшей операцией пуска является горячая обкатка оборудования первого контура. В процессе горячей обкатки опробуется работа всех ГЦН при различной температуре воды первого контура (от 60 до 220°C). Одновременно проводится комплексная наладка системы СУЗ. Глубокая подкритичность реактора позволяет извлекать любое необходимое количество кассет АРК и проверять правильность срабатывания защиты от всех аварийных сигналов.

* В качестве примера рассматривается пуск реактора II блока НВАЭС.

Штатная активная зона для дальнейшего физического и энергетического пусков загружается без воды в реакторе, что обеспечивает ядерную безопасность. Заполнение реактора водой происходит при полностью отлаженной системе контроля за плотностью потока нейтронов и АЗ.

Физические параметры реактора и критичность предварительно определялись на полномасштабной критической сборке. Поэтому физический пуск реактора осуществляется по штатной схеме с использованием штатных приборов контроля плотности потока нейтронов (см. § 8.1) при добавлении двух импульсных каналов контроля и одного токового канала с повышенной по сравнению со штатными каналами чувствительностью. Ионизационные камеры пусковой аппаратуры размещаются в штатных каналах бака биологической защиты.

Практически первый физический пуск проводится в соответствии с действующими эксплуатационными инструкциями с последующим непосредственным переходом к энергетическому пуску. При физическом пуске и работе оборудования на малой мощности уточняются нейтронно-физические характеристики активной зоны, проводятся дополнительные проверки СУЗ, контрольно-измерительных приборов, автоматики и других систем.

Комплексное опробование систем и оборудования в целом проводится при тепловой мощности реактора, составляющей несколько десятков процентов. На этой мощности проверяется работа турбогенераторов на номинальных параметрах, исследуется энерго-распределение в объеме активной зоны, мощностной эффект и эффект отравления реактора, устойчивость работы блока в энергосистеме.

Рассмотрим *повторные пуски* на примере реактора ВВЭР. Исходным при пуске реактора принимается состояние, когда активная зона полностью загружена рабочими кассетами и поглотителями, крышка установлена на корпус реактора и уплотнена, кассеты АРК находятся в крайнем нижнем положении и сцеплены с приводами, электрооборудование (двигатели и датчики положений кассет АРК, термометры системы температурного контроля) подключено к источникам электропитания и приборам. Реактор и циркуляционные петли первого контура заполнены водой с концентрацией бора, обеспечивающей необходимую подкритичность активной зоны после перегрузки.

Состояние активной зоны контролируется приборами пусковой и штатной аппаратуры, измеряющими число импульсов в 1 с, значение тока и скорость нарастания потока нейтронов. Ионизационные камеры находятся на высоте около 1 м от нижнего торца активной зоны.

Для снятия остаточного тепловыделения к реактору подключены две циркуляционные петли, работающие на естественной циркуляции по первому контуру и принудительной циркуляции по второму контуру с полностью заполненными водой ПГ и их паропроводами. Система ввода в первый контур раствора борной кислоты

с концентрацией не меньшей, чем концентрация его в воде, заполняющей общую часть первого контура, находится в «горячем» резерве, т. е. при первой необходимости может быть оперативно включена в работу.

При подготовке к пуску проверяются приборы пусковой и аварийной защиты, работающие в комплекте с ИК. Проверка показаний и аварийных уставок аппаратуры проводится от специальных поверочных устройств посредством подключения их вместо ИК к приборам АЗ по мощности АЗМ и АЗ по скорости нарастания потока нейтронов АЗС. При этом проверяется срабатывание предупредительной и аварийной сигнализации и защиты при достижении значения уставок. По окончании проверки блоки АЗС и АЗМ подключаются к своим ИК и на данных приборах выставляются минимальные уставки срабатывания ПС и АЗ.

Проверяется срабатывание блокировок и автоматический ввод резерва на всех вспомогательных системах. После этого проводится комплексная проверка электрооборудования СУЗ, источников питания, электронных схем АЗ и оценивается работоспособность приводов АРК. В эти работы входит контроль за автоматическим вводом резерва при потере основного питания на ГЦН, приводах АРК и показывающих приборах, проверка срабатывания АЗ по всем сигналам от технологических причин. Ключами ручного группового и индивидуального управления кассеты АРК поднимаются на 20—75 см вверх и проверяется их движение самоходом вниз. Подготавливается к работе АРМ.

Проводятся гидравлические испытания первого контура на рабочее давление. Подъем давления в первом контуре до рабочих значений проводится азотом, который подается в компенсаторы объема. При отсутствии течей для разогрева воды включаются ГЦН и пусковые электронагреватели компенсаторов объема. Разогрев ведется до 100°C со скоростью, не превышающей 20 град/ч. При наличии большого остаточного тепловыделения разогрев воды первого контура до 100°C возможен без включения ГЦН и электронагревателей компенсаторов объема. При нагреве воды первого контура до 100°C отключаются ГЦН и электронагреватели. Давление снижается и включается подпиточный насос для поднятия рабочего давления. При давлении первого контура $(4-6) \cdot 10^5$ Па включаются электронагреватели компенсаторов объема. При давлении $(12-15) \cdot 10^5$ Па вновь включаются ГЦН и продолжается разогрев первого контура. Параллельно с разогревом первого контура и ростом давления пара в ПГ начинается прогрев паропроводов и оборудования второго контура.

Расчетным путем определяется критическое положение пусковой группы кассет АРК для имеющейся концентрации борной кислоты и температуры воды первого контура. Суммарная эффективность группы кассет АРК для первой загрузки активной зоны реактора второго блока НВАЭС составила около 20β. При определении положения кассет АРК, при котором достигается критическое состояние, учитывается состояние активной зоны, степень отравле-

ния ксеноном-135, самарием-149, глубина выгорания горючего.

Кассеты АРК при выходе в критическое состояние извлекаются группами. Разбивка кассет АРК на группы по последовательности извлечения представлена на рис. 8.1. Во время извлечения регулирующих органов контролируется поток нейтронов и скорость его возрастания

Критическое состояние реактора определяется по увеличению плотности потока нейтронов и стабильности периода возрастания плотности потока нейтронов после прекращения подъема кассет АРК. Устанавливается период разгона 60—70 с и мощность постепенно увеличивается до появления показаний рабочих ИК, после чего пусковые камеры поднимаются вверх из активной зоны.

Мощность реактора постепенно увеличивается до уровня, при котором обеспечивается разогрев воды первого контура с необходимой скоростью (20 град/ч). В процессе разогрева мощность поддерживается на постоянном уровне. Отрицательный температурный эффект компенсируется извлечением очередной группы регулирующих кассет.

При достижении температуры первого контура 210—215°C начинается прогревание паропроводов и турбогенераторов. Параллельно проводятся операции по достижению номинальной температуры воды в компенсаторах объема (313°C). Мощность реактора увеличивается до 5% номинальной, и проводится пуск турбогенераторов на холостом ходу.

Перед набором нагрузки включаются основные питательные насосы с переводом аварийных насосов в резерв, подключаются регуляторы уровня ПГ и АРМ реакторной установки.

При работе реактора на малой мощности проверяется сцепление кассет АРК с приводами. В этом случае 2АРМ переводится в режим регулирования плотности потока нейтронов и контролируется положение всех кассет АРК. Выбранная кассета АРК перемещается вверх — вниз не более чем на 20 см до заметного изменения плотности потока нейтронов, регистрируемого по отработке АРМ. По окончании проверки сцепления кассет АРК с приводами реактор готов к набору электрической нагрузки.

Синхронизация с системой и набор электрической нагрузки проводятся поочередно на каждом турбогенераторе. Набор нагрузки осуществляется ступенями по 5, 10, 25 МВт с выдержкой времени на каждой ступени 15, 30, 60 мин соответственно. Такие временные выдержки необходимы для нормального прогрева турбин.

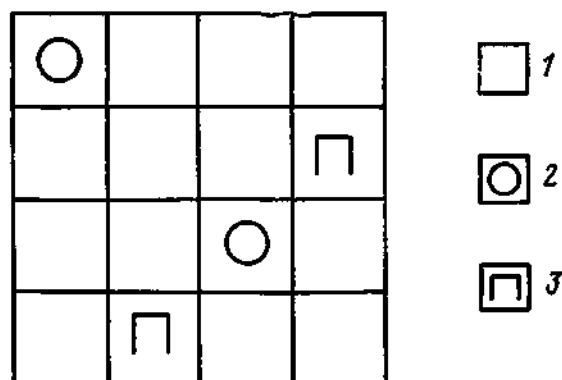


Рис. 10.2. Ячейка периодичности реактора РБМК-1000:

1 — ТВС; 2 — ячейка со стержнем СУЗ;
3 — ячейка с ДП

Учитывая нестационарные процессы, происходящие в активной зоне во время подъема мощности (температурный и мощностной эффекты, отравление и др.), в целях выравнивания энергораспределения устанавливают ступенчатый подъем мощности.

Скорость подъема мощности не должна превышать 1,5%/мин, что соответствует увеличению мощности на турбогенераторах, равной 5 МВт/мин. При кратковременных остановках подъем мощности осуществляется без ступеней со скоростью около 5 МВт/мин. В процессе набора нагрузки подъем мощности реактора происходит с поддержанием постоянного давления пара во втором контуре.

На номинальном режиме запас реактивности компенсируется раствором борной кислоты в первом контуре, кассетами АРК XII группы и включенным в работу АРМ. При каком-либо отключении АРМ имеется возможность поддерживать требуемую мощность вручную дистанционным перемещением кассет АРК.

Одной из ответственных технологических операций, проводимых на реакторе ВВЭР, является замена выгоревшего горючего после отработки реактором очередной кампании. Порядок перегрузки кассет определяется заранее расчетным путем. В процессе перегрузки особое внимание уделяется обеспечению ядерной безопасности и полному исключению возможности образования неконтролируемой цепной реакции.

Ядерная безопасность гарантируется строгой последовательностью проведения операций по выгрузке и загрузке. Для этой же цели в реактор подается раствор борной кислоты высокой концентрации, заведомо исключающей возможность разгона реактора.

Пуск реактора РБМК*. Физический пуск реактора РБМК осуществляется в следующем порядке. Определяется минимальная критическая масса из топливных кассет, размещенных в штатной решетке реактора. Затем система загружается топливными кассетами и стержнями дополнительных поглотителей (ДП) до критических размеров при извлеченных стержнях СУЗ (размещение топливных кассет, стержней ДП и стержней СУЗ в ячейке периодичности реактора показано на рис. 10.2). После этого загрузка реактора доводится до полномасштабной и определяется эффективность стержней СУЗ, эффективность заполнения водой контура многократной принудительной циркуляции (МПЦ) и контура охлаждения стержней СУЗ, измеряется объемное энергораспределение.

Для контроля за состоянием активной зоны в целях обеспечения ядерной безопасности при загрузке реактора наряду со штатной СУЗ, описанной в § 8.2, используется временная пусковая СУЗ с высокочувствительными приборами и датчиками, способными контролировать плотность потока нейтронов в системе, начиная с 10—100 нейтр/(см²·с). Система имеет дополнительно 10 поглощающих стержней. Стержни и датчики временной СУЗ устанавли-

* В качестве примера рассматривается пуск реактора I блока ЛАЭС.

вают в технологических каналах*. Для контроля за подкритичностью и для измерения эффектов реактивности используется аналоговый реактиметр.

На основании измерений абсолютной плотности потока тепловых нейтронов активационным методом и относительных измерений энергораспределения с помощью малогабаритных камер деления, устанавливаемых в центральные трубки ТВС, определяется абсолютная мощность реактора, по которой осуществляется первая градуировка штатных приборов контроля мощности реактора.

Энергетический пуск начинается с неядерного разогрева реактора и контура МПЦ от ГЦН. Барабаны-сепараторы наполовину заполнены водой, в контуре МПЦ атмосферное давление. Разогрев воды в реакторе осуществлялся со скоростью $10^{\circ}\text{C}/\text{ч}$. После достижения 100°C начинается кипение. Дальнейший рост температуры сопровождается увеличением давления. При повышении температуры теплоносителя до 150°C давление в контуре МПЦ $= 5 \cdot 10^5$ Па. В этом диапазоне температуры измеряется полный температурный эффект реактивности, обусловленный разогревом теплоносителя, горючего и графита, который составляет $-4 \cdot 10^{-5}^{\circ}\text{C}^{-1}$.

На следующем этапе энергетического пуска основная задача заключается в поочередной продувке паропроводов и проверке работы оборудования. Мощность реактора увеличивается до $\approx 1\%$ номинального уровня. За счет ядерного разогрева температура теплоносителя возрастает до 190°C при давлении в контуре МПЦ $12 \cdot 10^5$ Па. Для получения необходимого расхода пара (≈ 300 т/ч) реактор выводят на уровень, равный 6% номинальной мощности, и при постоянном давлении с использованием временных задвижек проводится поочередная продувка паропроводов. В дальнейшем реактор выводится на мощность ≈ 150 МВт(э). После работы на этом уровне в течение 72 ч мощность доводится до 200 МВт(э). При этом давление в контуре МПЦ составляет $60 \cdot 10^5$ Па, среднее паросодержание — 4% , температура в сепараторах — 274°C , расход теплоносителя — $54\,000$ м³/ч. Затем мощность станции постепенно увеличивается.

В ходе энергетического пуска контроль и управление энергораспределением осуществляется на основании показаний датчиков системы СКЭ, описанной в § 3.5, и физических расчетов. Управление по показаниям СКЭ в сочетании с определенным порядком извлечения стержней СУЗ позволяет получить необходимые коэффициенты неравномерности энергораспределения.

§ 10.5. АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

Наряду с нормальными эксплуатационными режимами работы ЯЭУ возможны режимы, при которых какой-либо параметр, характеризующий состояние реактора или оборудования ЯЭУ, выходит за пределы допустимых значений.

* В исходном положении они устанавливаются в зоне загрузки, а в дальнейшем перемещаются в периферийную область активной зоны.

Аварийные ситуации рассматриваются при проектировании ЯЭУ, и для быстропротекающих переходных режимов предусмотрены автоматические защиты и блокировки. Помимо этого собственно реактор проектируется таким образом, чтобы в максимальной степени использовались внутренние механизмы обеспечения безопасности эксплуатации реактора.

При эксплуатации реактора задачами оперативного персонала при отклонении от номинального режима работы реакторной установки являются локализация аварии, недопущение повреждения оборудования, при необходимости своевременная остановка реактора, и, главное, обеспечение бесперебойного отбора тепла от активной зоны реактора. При недопустимом отклонении параметров реакторной установки от номинальных автоматически срабатывает АЗ реактора. Причины, приводящие к срабатыванию АЗ, указаны в § 7.4.

Рассмотрим некоторые виды аварийных режимов.

Пусковая авария. Пусковая авария возникает при такой ситуации, когда реактивность возрастает с некоторой недопустимой скоростью.

Вероятной ситуацией, при которой происходит освобождение положительной реактивности, является вывод реактора, отравленного ксеноном, на энергетический уровень мощности. В § 1.10 было показано, что отравление ксеноном при остановке реактора может достигать нескольких десятков процентов. Если сильно отравленный реактор удалось вывести на уровень мощности, где плотность потока нейтронов в активной зоне составляет $\phi > 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \times \text{с})$, то происходит интенсивное выгорание ксенона и освобождается положительная реактивность.

В первые минуты после подъема мощности положительная реактивность, получаемая в результате выгорания ксенона, примерно равна $\delta\rho_{\text{ке}}\phi\sigma_{\text{ке}}t$, где $\delta\rho_{\text{ке}}$ — реактивность, обусловленная отравлением ксеноном к моменту подъема мощности ($t=0$). При $\delta\rho_{\text{ке}} = 10\%$, $\phi = 5 \cdot 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ через 10 мин после выхода на мощность за счет выгорания ксенона освобождается положительная реактивность, примерно равная 1%.

При неравномерном распределении потока нейтронов равновесное отравление ксеноном по объему активной зоны также неравномерно. Равновесная концентрация ксенона больше в области с максимальным потоком нейтронов. При остановке реактора в этой области образуется больше ксенона, чем в других областях реактора.

Поэтому при выводе реактора на мощность происходит неравномерное выгорание ксенона по объему активной зоны, приводящее к перекосам энергораспределения. Может создаться ситуация, при которой в области реактора с максимальной концентрацией ксенона для компенсации реактивности, освобождающейся при выгорании ксенона, эффективность стержней регулирования будет недостаточна. При отсутствии внутренних стабилизирующих

эффектов реактивности в данной области может произойти быстрое неуправляемое увеличение мощности.

Для предотвращения пусковой аварии используется система АЗ, в том числе и локальной АЗ, а также механизм действия отрицательного температурного эффекта реактивности. Можно показать, что при заданном значении отрицательного температурного коэффициента реактивности существует некоторая скорость введения положительной реактивности, при которой не происходит пусковая авария реактора в результате действия только одного температурного коэффициента реактивности.

Реактивность в момент времени t определяется соотношением

$$\delta\rho(t) = at - \gamma E(t) = at - \gamma \int Q(t) dt, \quad (10.1)$$

где γ — коэффициент обратной связи по энергии; $E(t)$ — полное количество энергии, выделившееся к моменту времени t ; a — скорость введения внешней реактивности.

Максимальная мощность может быть оценена в предположении мгновенного скачка реактивности до величины ρ , превышающей реактивность, соответствующую критичности на мгновенных нейтронах, на величину $\rho' = \rho - \beta$. В этом случае возможно аналитическое решение уравнений кинетики, и если перед скачком реактивности мощность мала, то

$$Q_{\text{макс}} = (\rho')^2 / 2l\gamma, \quad (10.2)$$

где γ — коэффициент обратной связи по энергии, освобождаемой в реакторе при разогреве. Так как рост температуры, грубо говоря, связан с общим количеством выделяющейся энергии, то коэффициент γ прямо пропорционален температурному коэффициенту реактивности.

Приведенное соотношение (10.2) можно применить при определенных условиях в случае роста реактивности с постоянной скоростью. Если система является надкритической на мгновенных нейтронах, то ее поведение, прежде чем станет заметной обратная связь по реактивности, подобно поведению при скачкообразном изменении реактивности.

Простая модель [соотношение (10.1)] предполагает, что в течение всплеска мощности не происходит потери энергии. Если принять, что скорость потери энергии равна R , то для функции $\delta\rho(t)$ имеем выражение

$$\delta\rho(t) = at - \gamma \int_0^t Q(t') \exp[-R(t - t')] dt'. \quad (10.3)$$

На рис. 10.3 приведены результаты численных решений уравнений кинетики реактора для случая изменения реактивности в соответствии с формулой (10.3) при различных a и R . Расчеты проводились для реактора с $l = 2,5 \cdot 10^{-5}$ с, $\gamma = 2,55 \cdot 10^6$ см³/Дж. Видно, что для $R = 0$ система быстро выходит на равновесный уровень мощности. Состояние мгновенной надкритичности достигается только при скорости изменения реактивности, равной $10\beta/\text{с}$.

Следует отметить, что при аварийном введении положительной реактивности с постоянной скоростью в реактор, работающий на высоком уровне мощности (например, в случае самопроизвольного извлечения стержней АР), относительное изменение мощности меньше, чем при пусковой аварии, так как компенсирующее влияние температурной обратной связи начинает сказываться сразу же после появления положительной реактивности и начала изменения уровня мощности.

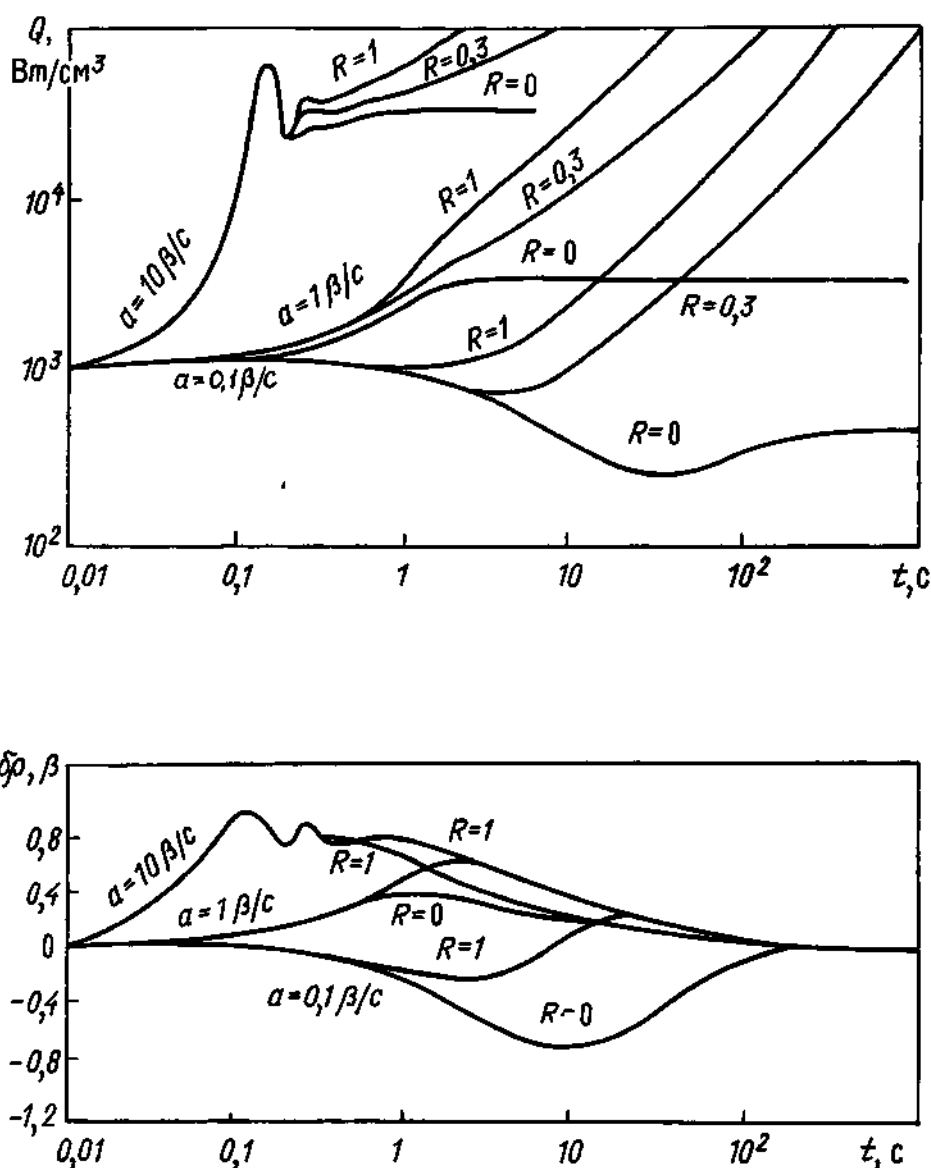


Рис. 10.3. Расчетные переходные характеристики для различных скоростей линейного ввода положительной реактивности и различных постоянных потерь тепла в системах с ^{235}U

В качестве примера рассмотрим результаты расчета аварийного режима, вызванного выбросом органа управления из активной зоны реактора типа ВВЭР при разрыве корпуса привода в результате действия перепада давления. Эта авария представляется маловероятной. Тем не менее она должна быть рассмотрена как по-

тенциально возможная авария, обусловленная изменением реактивности.

Для оценки изменения во времени средних параметров активной зоны численно интегрировалась система уравнений, включающая в себя уравнения кинетики реактора, уравнения теплопередачи, уравнения для составляющих реактивности.

Суммарная реактивность есть

$$\delta\rho = \delta\rho_{o.y} - \delta\rho_{AZ} + \delta\rho_T + \delta\rho_B,$$

где $\delta\rho_{o.y}$ — эффективность органа управления ($\delta\rho_{o.y} = 0,005$); $\delta\rho_{AZ}$ — эффективность аварийной защиты ($\delta\rho_{AZ} = 0,10$); $\delta\rho_T$ — эффект реактивности, обусловленный изменением температуры топлива; $\delta\rho_B$ — эффект реактивности, обусловленный изменением температуры воды.

В расчетах время выброса органа регулирования принималось равным 0,2 с, а время запаздывания срабатывания АЗ — равным 2 с.

Результаты расчета средних по активной зоне параметров использовались для оценки теплового режима в наиболее напряженном канале.

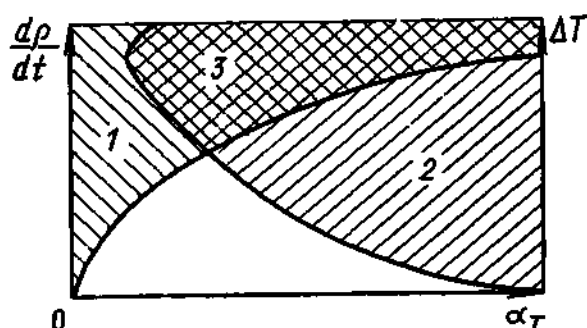
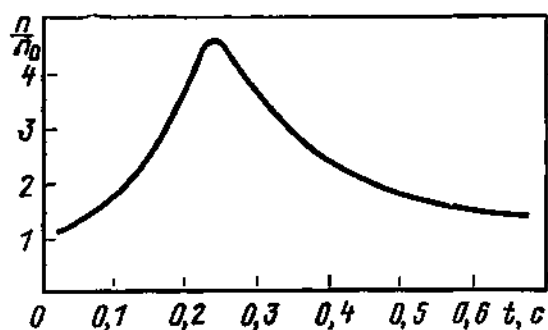


Рис. 10.4. Изменение во времени относительной плотности нейтронов при выбросе органа регулирования в реакторе ВВЭР

Рис. 10.5. Допустимые изменения температурного коэффициента реактивности α_T для предотвращения пусковой и «холодной» аварий:

1 — область запрета пусковой аварии; 2 — область запрета «холодной» аварии; 3 — область запрета аварий обоих типов

В реакторах типа ВВЭР время передачи тепла от топливных элементов к теплоносителю τ велико (около 5 с) по сравнению с временем выброса органа управления. Поэтому за время увеличения плотности потока нейтронов (десятые доли секунды) температура топливных элементов резко возрастает, компенсация реактивности за это время происходит в основном за счет эффекта Доплера.

Вклад обратной связи по реактивности за счет разогрева теплоносителя топливными элементами может существенно проявиться лишь за время порядка τ . Вклад в гашение всплеска плотностей

потока нейтронов от мгновенного нагрева теплоносителя нейтронами и γ -квантами может быть заметным (десятки процентов эффекта Доплера).

Изменение во времени относительной плотности потока нейтронов показано на рис. 10.4. Максимальная температура топлива достигает 800—1000°C. Таким образом, расчеты показывают, что в рассматриваемом процессе возможны в худшем случае лишь локальные повреждения в активной зоне.

Таким образом, при пусковой аварии и при любом неуправляемом введении положительной реактивности большой отрицательный температурный эффект является стабилизирующим фактором.

Однако в некоторых аварийных режимах наличие большого отрицательного температурного коэффициента реактивности усугубляет опасность.

«Холодная» авария. Быстрое снижение температуры теплоносителя на входе в реактор может вызвать возрастание реактивности из-за отрицательного температурного эффекта. Временной ход мощности при понижении средней температуры теплоносителя посредством введения «холодного» теплоносителя с постоянной скоростью аналогичен случаю линейного введения положительной реактивности.

Т а б л и ц а

Коэффициенты реактивности реактора ВВЭР

Температура воды активной зоны, °C	Коэффициенты реактивности				
	по температуре двуоксида урана, $10^{-4}, (^\circ\text{C})^{-1}$	по температуре воды, $10^{-4}, (^\circ\text{C})^{-1}$	по плотности воды (г/см ³) ⁻¹	по мощности реактора, $10^{-4},$ (МВт) ⁻¹	по содержанию бора в воде гВ/кг Н ₂ О
20	—0,33	—(1—2)		—	—0,164
200	—0,25	—(3—4)	0,18—0,25	—1,5	—0,138

Исходя из проведенного выше анализа пусковых аварий, можно указать оптимальную область температурного коэффициента реактивности с точки зрения пусковой и холодной аварий. На рис. 10.5 качественно показаны области допустимой скорости введения положительной реактивности и допустимого понижения температуры теплоносителя.

Следует отметить, что холодная авария представляет наибольшую опасность для реакторов, в которых теплоноситель является одновременно и замедлителем, а температурный эффект обусловлен, в основном, температурным эффектом теплоносителя.

В таблице приведены коэффициенты реактивности реактора ВВЭР. Видно, что температурный коэффициент по топливу составляет менее 10% температурного коэффициента по теплоносителю, но эффект по топливу может быть больше в зависимости от конструкции твэла.

В реакторах с твердым замедлителем температурный эффект теплоносителя обычно не дает существенного вклада в суммарный температурный эффект реактора.

Весьма существенно влияние температуры теплоносителя на реактивность в реакторе на быстрых нейтронах. Так, при уменьшении температуры натрия на входе в реактор на быстрых нейтронах на 150°C со скоростью $6^{\circ}\text{C}/\text{с}$ мощность реактора может превысить номинальную примерно в 2 раза.

Прекращение принудительной циркуляции в первом контуре является одной из самых тяжелых аварий и обязательно вызывает срабатывание АЗ. Для того чтобы оценить последствия такой аварии, следует сопоставить графики переходных процессов спада относительных значений расхода теплоносителя и мощности реактора. Инерционность этих процессов определяется следующими факторами:

спад расхода теплоносителя, например, при аварийной остановке ГЦН, не может произойти мгновенно вследствие инерции роторов ГЦН и его двигателя, а также инерции потока теплоносителя;

в результате остановки ГЦН установится новое значение расхода, определяемое естественной циркуляцией теплоносителя в первом контуре;

спад мощности в активной зоне реактора задерживается вследствие времени запаздывания срабатывания исполнительного механизма АЗ, а после его срабатывания — наличия в активной зоне медленно распадающихся ядер — источников запаздывающих нейтронов;

γ -излучение осколков деления не дает в течение длительного времени мощности реактора упасть ниже, чем до нескольких процентов по отношению к уровню, на котором он работал до аварии.

Нейтронная мощность реактора после остановки путем введения отрицательной реактивности ρ может быть определена соотношением (1.49). К исходу третьей минуты при $\rho \approx 2\%$ нейтронной мощностью можно пренебречь, а мощность, обусловленная β - и γ -излучением продуктов деления, изменяется в соответствии с (1.7) и (1.8). Одновременно на процесс спада мощности реактора оказывает влияние выделения аккумулированного в конструкциях реактора тепла. Кривые изменения остаточных мощностей в реакторе с учетом выделения этого тепла в зависимости от времени после срабатывания АЗ показаны на рис. 10.6.

Критерием того, что АЗ удовлетворяет условиям, диктуемым рассматриваемым аварийным режимом, является такое уменьшение относительной мощности реактора, при котором она оказывается в течение всего переходного режима ниже относительного расхода теплоносителя (рис. 10.7).

Из рис. 10.7 видно, что вследствие запаздывания срабатывания АЗ в этом режиме имеет место кратковременное превышение отно-

сительной мощности η над относительным расходом теплоносителя q . Это превышение определяет повышение температуры поверхностей оболочек твэлов и температуры теплоносителя.

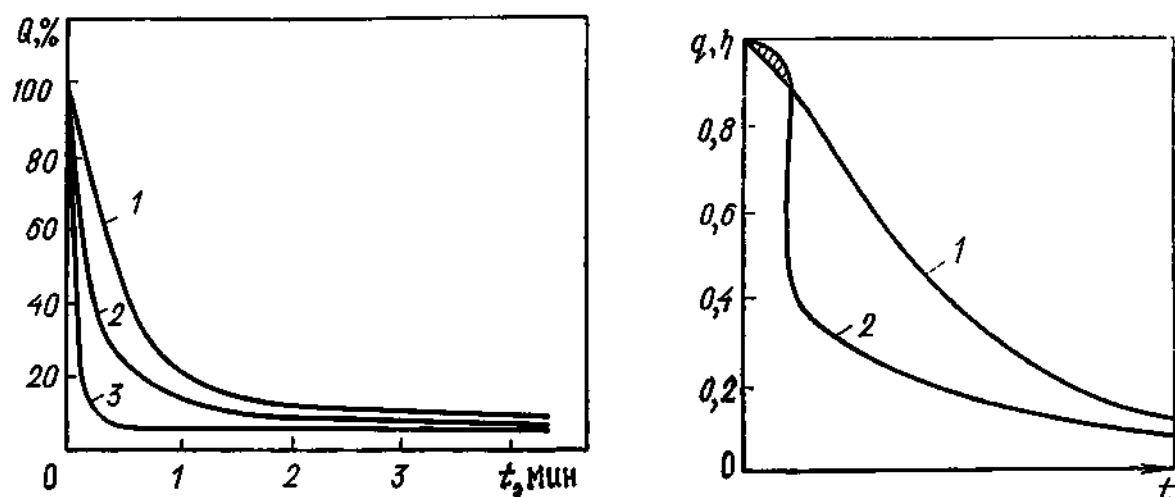


Рис. 10.6. Изменение остаточной мощности в реакторах разных типов после срабатывания АЗ:

1 — каналный водографитовый реактор; 2 — водо-водяной реактор; 3 — реактор на быстрых нейтронах

Рис. 10.7. Графики переходных процессов при аварийном прекращении принудительной циркуляции:

1 — относительное изменение расхода ($q = G/G_0$); 2 — относительное изменение мощности при срабатывании АЗ ($\eta = Q/Q_0$)

Если принять, что закон спада относительного расхода теплоносителя упрощенно может быть представлен следующим уравнением:

$$q = 1 / (1 + k_{\text{ц}} t), \quad (10.4)$$

где $k_{\text{ц}}$ — коэффициент, зависящий от конструктивных параметров

первого контура, инерционных свойств потока теплоносителя и маховых масс ГЦН с двигателем, то можно рассчитать изменение температуры теплоносителя в этом аварийном режиме.

На рис. 10.8 приведены результаты такого расчета. Из рисунка видно, что решающее влияние на превышение температуры $\Delta T_{\text{вых}}$ оказывает параметр $k_{\text{ц}}$, характеризующий скорость спада q .

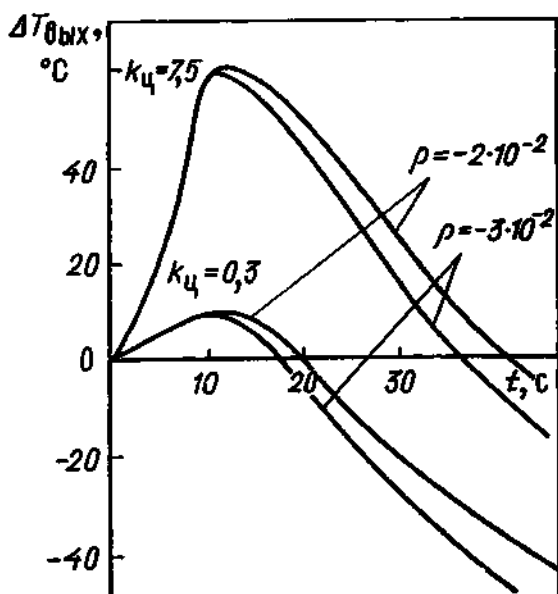


Рис. 10.8. Расчетные графики изменения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны при остановке ГЦН (ρ — эффективность АЗ)

Можно также видеть, что увеличение эффективности органов АЗ (ρ) не оказывает существенного влияния на величину $\Delta T_{\text{вых}}$ и длительность ее действия.

Основной опасностью данной аварийной ситуации является такое повышение температуры $\Delta T_{\text{вых}}$, при котором возникает объемное кипение теплоносителя. Наиболее опасная аварийная ситуация возникает при обесточении системы собственных нужд ЯЭУ и потери связи с энергосистемой. Как правило, подобные аварии могут возникать в результате коротких замыканий в энергосистеме или электроустройствах ЯЭУ. Если в результате неполадок в электропитании уменьшается мощность работающих ГЦН, то срабатывает АЗ реактора. Одним из способов обеспечения охлаждения активной зоны после остановки реактора является работа ГЦН за счет механического выбега турбогенераторов и дополнительных маховых масс, устанавливаемых на валу ГЦН.

Аварийные режимы, связанные с появлением больших течей в первом контуре. Небольшая течь в первом контуре не вызывает резкого понижения давления и, следовательно, срабатывания АЗ и не представляет опасности для реактора. Несмотря на это, обычно принимаются все меры по выявлению места и размера течи, а также по ее устранению.

Большие течи в первом контуре реактора ведут не только к радиоактивному загрязнению помещений, но и связаны с возможностью значительного ухудшения условий теплосъема с активной зоны со всеми вытекающими из этого нежелательными последствиями.

Рассмотрим меры по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при появлении больших течений в первом контуре на примере реактора ВВЭР.

Появление течей в первом контуре фиксируется по увеличению расхода подпиточной воды, снижению давления теплоносителя первого контура, повышению уровня радиоактивности в помещениях, где появилась течь, а также по срабатыванию сигнализации при появлении воды в помещениях. В случае появления течи и снижения давления в первом контуре автоматически включается резервный подпиточный насос. Если течь находится в отключаемой части первого контура, то аварийная петля отключается, расхолаживается и выводится в ремонт. При обнаружении течи в неотключаемой части первого контура необходимо АЭС остановить.

С целью предотвратить загрязнение АЭС и территории все помещения, в которых расположено оборудование и проходят трубопроводы первого контура, выполнены герметичными, а конструкции этих помещений рассчитаны на давление, которое может установиться в них при испарении вытекающего теплоносителя первого контура.

Ликвидация аварийных ситуаций в реакторной установке с реактором ВВЭР имеет отличительную особенность, заключающуюся в том, что в реактор при наличии течи подается раствор борной кислоты.

Необходимость заглушения реактора борной кислотой возникает из-за возможности следующих ситуаций: штатная система кассет СУЗ не обеспечивает подкритичности холодного разотравленного реактора; штатная система кассет СУЗ обеспечивает подкритичность реактора, но при заглушении реактора произошло заедание одной или нескольких кассет СУЗ в верхнем или промежуточном состояниях. При этом часть активной зоны образует «локальный» ядерный реактор.

Аварийная борная система состоит из двух независимых групп насосов аварийной подпитки первого контура. Одна из групп насосов аварийной подпитки подает раствор борной кислоты из бака аварийного запаса в первый контур через крышку реактора, другая — в главные циркуляционные трубопроводы первого контура.

СПИСОК РЕКОМЕНДУЕМОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Галанин А. Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. М., Атомиздат, 1960.
2. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. В. Н. Артамкина. М., Атомиздат, 1974.
3. Глесстон С., Эдлунд М. Основы теории ядерных реакторов. Пер. с англ. М., Изд-во иностр. лит., 1954.
4. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74. М., Атомиздат, 1976.
5. Харрер Дж. М. Техника регулирования ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. И. Я. Емельянова. М., Атомиздат, 1967.
6. Шульц М. Регулирование энергетических ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. Д. И. Воскобойникова. М., Изд-во иностр. лит., 1957.
7. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. В. А. Кузнецова. М., Атомиздат, 1967.
8. Хитчкок А. Устойчивость ядерных реакторов. Пер. с англ. М., Госатомиздат, 1963.
9. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1973.
10. Боланд Дж. Приборы контроля ядерных реакторов (внутризонные). Пер. с англ. М., Атомиздат, 1973.
11. Дмитриев А. Б., Малышев Е. К. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. М., Атомиздат, 1975.
12. Калашникова В. И., Козодаев М. С. Детекторы элементарных частиц. М., Наука, 1966.
13. Материалы для ядерных реакторов. Сб. статей под ред. Ю. К. Сокурского. М., Атомиздат, 1963.
14. Буль Б. К. Основы теории и расчета магнитных систем и цепей. М., Энергия, 1974.
15. Карпов Р. Н., Масленок Б. А., Цыганко О. Л. Приводы регулирующих органов судовых энергетических реакторов. Л., Судостроение, 1965.
16. Бамдас А. М. и др. Исполнительные электродвигатели и элементы автоматики сервоприводов ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1971.
17. Масленок Б. А. Испытания приводов управления ядерными реакторами. Л., Судостроение, 1967.
18. Джиллеспи А. Б. Сигнал, шум и разрешающая способность усилителей. Пер. с англ. М., Атомиздат, 1964.
19. Ваялков В. М., Вершин В. Е. Автоматизированные системы управления технологическими процессами. Л., Машиностроение, 1973.
20. Емельянов И. Я., Гаврилов П. А., Селиверстов Б. Н. Управление и безопасность энергетических реакторов. М., Атомиздат, 1975.
21. Физика промежуточных реакторов. Сб. статей. Пер. с англ. Под ред. И. А. Стенбока. М., Госатомиздат, 1961.
22. Емельянов И. Я. Некоторые вопросы управления мощными реакторами атомных электростанций. — Изв. АН СССР. Энергетика и транспорт. 1974, № 3, с. 97—105.
23. Управление ядерными энергетическими установками. — Труды МИФИ, 1970, вып. 4.

24. Исследование процессов в энергетических установках. — Труды МВТУ, 1971, вып. 144.
25. Рязанов Ю. А. Проектирование систем автоматического регулирования. М., Машиностроение, 1968.
26. Автоматизация атомных электростанций. — Труды ВНИЭМ, 1975, т. 42.
27. Митенков Ф. М., Моторов Б. И. Нестандартные режимы судовых ядерных паропроизводящих установок. Л., Судостроение, 1970.
28. Емельянов И. Я., Воскобойников В. В., Масленок Б. А. Основы проектирования механизмов управления ядерных реакторов. М. Атомиздат, 1978.
29. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции. М., Высшая школа, 1978.
30. Овчинников Ф. Я. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1979.
31. Петросьянц А. М. Современные проблемы атомной науки и техники в СССР. 4-е изд. М., Атомиздат, 1979.
32. Сидоренко В. А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. М., Атомиздат, 1977.
33. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1976.
34. Рудик А. П. Ксеноновые переходные процессы в ядерных реакторах. М., Атомиздат, 1974.
35. Клемин А. И. Инженерные вероятностные расчеты при проектировании ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1973.
36. Матвеев В. В., Хазанов Б. И. Приборы для измерения ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1972.
37. Динамика и управление ядерным ракетным двигателем. Под ред. акад. Б. Н. Петрова. М., Атомиздат, 1974.
38. Шальман М. П., Плютинский В. И. Контроль и управление на атомных электростанциях. М., Энергия, 1979.
39. Управляющие вычислительные машины в АСУ технологическими процессами. Под ред. Т. Харрисона. Пер. с англ. Т. 1. М., Мир, 1975.
40. Доллежалъ Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. М., Атомиздат, 1980.

АЛФАВИТНО-ПРЕДМЕТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

- Аварийная защита (АЗ) реактора 259
— остановка реактора 239
Аварийные ситуации на АЭС:
 максимальная проектная авария 253
 пусковая авария 346
 с потерей теплоносителя 261, 332
 «холодная» авария 350
Автоматическая система контроля и управления (АСКУ) реактором:
 «адаптивная» на тяжеловодном реакторе 318
 действующих реакторов 319
 классификация 301
 «СКАЛА» на РБМК-1000 319
Автоматический регулятор 92
— — анализ 254
— — для ВВЭР 271
— — — РБМК-1000 275
— — локальный для РБМК-1000 256, 280
— — мощности пропорциональный, релейный 93
— — надежность 264
— — реактора (АР) 92
— — структура 248
Безопасность эксплуатации реактора 510
Бор и его соединения 161
Борсодержащие материалы 163
Внутризонная камера деления КТВ 122
Внутризонные детекторы 120
Время жизни нейтронов 24
Выгорание топлива 49
Выгорающий поглотитель 152
Гадолиний 166
Гафний 164
Геркон 201
Гидропривод, см. Исполнительные механизмы
Градуировка приборов СУЗ реактора:
 на мощности 337
 при физическом пуске 335
Деление ядер 18
Детекторы нейтронов (см. также Ионизационные камеры):
 активационные 121
 камеры деления (КД, МКД) 107, 122
 пропорциональные счетчики (ПС) 112
 термoneйтронные датчики (ТНД) 116
 электронно-эмиссионные (ЭДИ или ДПЗ) 124
Диапазоны контроля мощности реактора 117
Динамические характеристики ядерно-энергетической установки (ЯЭУ) 59, 338
Задатчик мощности реактора (ЗМ) 250
Замедлитель нейтронов 14
Запаздывающие нейтроны 27, 28
Измерительные каналы СУЗ 239, 279, 292
— — импульсные 241
— — пусковые 240
— — токовые 242, 293
— — флуктуационные 113, 292
Индий 165
Интерференция стержней регулирования 156
Иодная яма, см. Отравление реактора 45
Ионизационная камера 107
— — деления (КНТ) 132
— — импульсная 109
— — нейтронная с компенсацией γ -фона, КНК 109
— — токовая 108
— — чувствительность 113
Исполнительные механизмы СУЗ, см. также СЧЗ 182
— — конструкция для АР, АЗ 187, 190

- Исполнительные механизмы, принцип действия 183
- — с шаговым двигателем (ШД) 191, 224
- — требования 184
- Кадмий 165
- Кинетика реактора 31
- — подкритического 39
- — с распределенными параметрами 50
- — точечного 30, 31
- Кипящий реактор ВВЭР 5
- Концевые выключатели (КВ) 201, 202, 203
- Коэффициент размножения нейтронов 23
- — — в бесконечной среде k_{∞} 25
- — — избыточный δk 26
- — — эффективный k_{eff} 25
- реактивности:
 - — мощностной 70, 338
 - — температурный 44, 337
- Линии связи датчиков с аппаратурой 133, 137
- Материалы стержней СУЗ 161
- Мощность реактора 21
- Остановка реактора 239
- Остаточное энерговыделение 22
- Отравление реактора:
 - ксеноном 45, 47
 - самарием 45, 48, 49
- Перегрузка реактора 14, 339
- Передающая функция:
 - точечного реактора нулевой мощности 63, 66, 68
 - — с обратной связью по температуре топлива 69
- Период реактора 26, 38, 40
- Плотность нейтронов 21
- потока нейтронов 21
- Подкритический реактор 239
- Пуск ВВЭР 340
- РБМК-1000 344
- ЯЭУ:
 - — повторный 341
 - — физический 237, 334
 - — энергетический 337
- Пусковые каналы 240
- Реактивность 33
- причины изменения 42
- Реактиметр 180
- Регулирование реактивности 151, 152
- Самарий, см. Отравление реактора 45, 48, 49
- Серебро 165
- Система контроля энергораспределения (СКЭ) 143, 265
- Система управления и защиты (СУЗ) реактора:
 - ВВЭР 267
 - исследовательских реакторов 288
 - кипящего реактора 289
 - РБМК-1000 272
 - реактора на быстрых нейтронах 285
- Тепловыделяющие сборки (ТВС) 14
- элементы (ТВЭЛ) 12
- Тепловые схемы ЯЭУ 17
- Теплоноситель 15
- Термoneйтронный датчик 116
- Тормозные устройства ИМ 204, 211, 212
- Указатель положения (УП) стержней регулирования 203
- Усилитель:
 - защиты по мощности (УЗМ) 263
 - сигнала отклонения (УСО) 252
- Уставки:
 - аварийные 259, 295
 - предупредительные 240
 - уровня мощности 92
- Устойчивость реактора:
 - ВВЭР 97
 - РБМК-1000 85
 - с автоматическим регулятором 94, 96
 - неравновесным отравлением 78
 - температурной обратной связью 74
- Флуктуационный режим работы ИК 113
- Фотонейтроны 29
- Цепная реакция деления 24
- ЭДН, см. Детекторы нейтронов 124
- Энергия деления 20
- Энергораспределение по активной зоне реактора, см. также СКЭ 138, 140, 142, 318
- Ядерная безопасность реактора 332

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	3
Введение	5
Глава 1. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИЕЙ ДЕЛЕНИЯ	10
§ 1.1. Общие сведения	10
§ 1.2. Цепная реакция деления ядер	18
§ 1.3. Энергия деления	20
§ 1.4. Критичность и коэффициент размножения	23
§ 1.5. Период реактора	26
§ 1.6. Запаздывающие нейтроны	27
§ 1.7. Характеристики фотонейтронов, обусловленных γ -излучением продуктов деления	29
§ 1.8. Основные уравнения кинетики реактора	31
§ 1.9. Кинетика подкритического реактора	39
§ 1.10. Изменения реактивности	42
§ 1.11. Кинетика ядерных реакторов с распределенными параметрами	50
Глава 2. ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР КАК ОБЪЕКТ УПРАВЛЕНИЯ	57
§ 2.1. Особенности ядерного реактора как объекта управления и выбор регулируемых параметров	57
§ 2.2. Передаточные функции реактора нулевой мощности	63
§ 2.3. Обратные связи в точечном реакторе	69
§ 2.4. Устойчивость пространственного распределения мощности	80
§ 2.5. Математическое описание процессов управления ядерным реактором. Устойчивость реактора с регулятором	90
§ 2.6. Устойчивость и способы регулирования ЯЭУ	97
Глава 3. СРЕДСТВА КОНТРОЛЯ МОЩНОСТИ И ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ	106
§ 3.1. Методы преобразования энергии излучений в электрический сигнал	106
§ 3.2. Детекторы энерговыделения и их характеристики	117
§ 3.3. Установка детекторов в реактор и линии связи	133
§ 3.4. Методика расчета энергораспределения в реакторе по сигналам детекторов	138
§ 3.5. Системы контроля энергораспределения в реакторе	143
Глава 4. ОРГАНЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТИВНОСТИ	151
§ 4.1. Способы управления цепной реакцией деления	151
§ 4.2. Расчет эффективности стержней регулирования	154
§ 4.3. Требования к материалам органов регулирования	158
§ 4.4. Материалы и технология изготовления органов регулирования с твердым поглотителем	161
§ 4.5. Конструкция органов регулирования ядерных реакторов	166
§ 4.6. Измерение эффективности стержней регулирования	177

Глава 5. СТРУКТУРА ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ СУЗ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
§ 5.1. Принципы конструирования исполнительных механизмов	
§ 5.2. Кинематические схемы исполнительных механизмов	
§ 5.3. Электропривод исполнительных механизмов	
§ 5.4. Электродвигатели специального исполнения	
§ 5.5. Концевые выключатели и указатели положения исполнительных механизмов	
§ 5.6. Удерживающие и тормозные устройства	
Глава 6. КОНСТРУКЦИИ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫХ МЕХАНИЗМОВ	
§ 6.1. Исполнительные механизмы СУЗ Белоярской АЭС имени И. В. Курчатова	
§ 6.2. Исполнительные механизмы СУЗ реакторов ВВЭР	
§ 6.3. Шаговый исполнительный механизм с электромагнитной защелкой	
§ 6.4. Гидравлический исполнительный механизм СУЗ кипящего реактора	
§ 6.5. Исполнительный механизм СУЗ реактора РБМК-1000	
Глава 7. СТРУКТУРА СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
§ 7.1. Основные факторы, определяющие структуру систем управления и защиты	
§ 7.2. Пусковые каналы	
§ 7.3. Каналы контроля и регулирования реактора на энергетических уровнях мощности	
§ 7.4. Система АЗ ядерного реактора	
§ 7.5. Помехи при работе электронной аппаратуры СУЗ	
Глава 8. ПРИМЕРЫ СУЗ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	
§ 8.1. СУЗ реактора ВВЭР	
§ 8.2. СУЗ реактора РБМК-1000	
§ 8.3. Особенности СУЗ реакторов на быстрых нейтронах	
§ 8.4. Особенности СУЗ исследовательских реакторов	
§ 8.5. СУЗ реактора типа BWR	
Глава 9. АВТОМАТИЗИРОВАННЫЕ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ (АСКУ) ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ	
§ 9.1. Задачи автоматизации контроля и управления ядерным реактором на базе ЭВМ	
§ 9.2. Классификация АСКУ	
§ 9.3. Функции АСКУ	
§ 9.4. Алгоритмизация основных процессов управления ядерным реактором	
§ 9.5. Управление ядерным реактором с применением ЭВМ в замкнутом контуре регулирования	
§ 9.6. Система комплексной автоматизации (СКАЛА) Ленинградской атомной электростанции им. В. И. Ленина	
Глава 10. БЕЗОПАСНОСТЬ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	
§ 10.1. Общие требования	
§ 10.2. Требования к средствам управления и защиты	
§ 10.3. Обеспечение безопасности при пусках и перегрузках реактора	
§ 10.4. Особенности пусков реакторов ВВЭР и РБМК	
§ 10.5. Аварийные режимы	
Список рекомендуемой литературы	
Алфавитно-предметный указатель	