

Безопасность при эксплуатации атомных станций

Учебное пособие

Москва 2007

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ
МОСКОВСКИЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
(ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ)

**БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ
АТОМНЫХ СТАНЦИЙ**

Под редакцией Н.Н. Давиденко

*Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений*

Москва 2007

УДК 621.039.548 (075) + 621.311.25(075)
ББК 31.4я7 + 31.46я7 + 31.47я7
Б 40

Безопасность при эксплуатации атомных станций: учебное пособие / С.Б. Выговский, Н.Н. Давиденко, В.И. Наумов, Н.О. Рябов, В.С. Харитонов, В.А. Чернаков; под ред. Н.Н. Давиденко. – М.: МИФИ, 2007. – 168 с.

Пособие написано на основе курса лекций по системам обеспечения безопасности ядерных энергетических установок, читаемого в МИФИ.

Основное внимание в пособии уделено комплексному изложению вопросов безопасности при эксплуатации атомных станций. Рассмотрены принципы обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также охлаждения активной зоны ядерных реакторов. Приведены примеры систем безопасности ряда эксплуатируемых в настоящее время реакторных установок. Изложены требования к безопасности при выводе атомных станций из эксплуатации. Обсуждены подходы к развитию систем безопасности в новых проектах ядерных энергетических установок. Приведены контрольные вопросы для проверки усвоения материала. Для решения задач, связанных с анализом работы систем безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации, а также при авариях предусмотрено использование учебной версии аналитического тренажера ВВЭР.

Предназначено для студентов старших курсов, специализирующихся в области теплофизики ядерных реакторов и систем обеспечения безопасности ядерных энергетических установок по специальности 140305 «Ядерные реакторы и энергетические установки». Пособие также может быть полезно для аспирантов соответствующих специальностей и специалистов.

Пособие подготовлено в рамках Инновационной образовательной программы.

Рецензент ведущий научный сотрудник Б.Е. Шумский

ISBN 978-5-7262-0819-0

© Московский инженерно-физический институт
(государственный университет), 2007

ПРЕДИСЛОВИЕ

Ядерные реакторы имеют ряд особенностей, принципиально отличающих их от других источников энергии. Это, прежде всего, большая удельная энергоемкость ядерного топлива и радиоактивность продуктов деления, которые образуются в ядерном топливе в процессе работы реактора. Потенциальная возможность аварийного выделения накопившихся радионуклидов в окружающую среду определяет повышенные требования к безопасности ядерных энергетических установок. Задача обеспечения безопасности при эксплуатации атомной станции как в нормальных, так и в аварийных режимах состоит в ограничении радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду допустимыми пределами. Предполагаемый рост масштабов ядерной энергетики требует дополнительного внимания специалистов к проблеме безопасности атомных станций.

Уровень безопасности атомных станций, отвечающий современным требованиям, зависит от многих факторов. Среди этих факторов в последнее время особо выделяется необходимость обеспечения высокого уровня профессионализма специалистов, работающих в области ядерной энергетики, а также формирования у них мышления, нацеленного на безопасность.

Исходя из этого, целью настоящего учебного пособия является изложение в достаточно простой форме комплекса взаимосвязанных вопросов обеспечения безопасности на всех этапах жизненного цикла атомных станций.

В пособии со ссылкой на основные нормативные документы и рекомендации МАГАТЭ обсуждаются основные принципы и задачи безопасности атомных станций.

Особое внимание уделяется физическим процессам в ядерных реакторах, которые определяют их безопасность. Подробно рассматриваются специфические требования по ядерной и радиацион-

ной безопасности, обеспечению условий баланса между энерговыделением и теплоотводом в активной зоне.

Одним из важнейших элементов обеспечения безопасности реакторных установок является оснащение их соответствующими системами безопасности, поэтому в пособии кратко описываются назначение и состав систем безопасности реакторных установок эксплуатируемых в настоящее время атомных станций. Обсуждаются направления развития систем безопасности в эволюционных и инновационных проектах ядерных энергетических установок.

СПИСОК ОСНОВНЫХ СОКРАЩЕНИЙ

АЗ	–	аварийная защита;
АЗ-П	–	пассивная аварийная защита;
АЗТП	–	аварийная защита по технологическим параметрам;
АКНП	–	аппаратура контроля нейтронного потока;
АКП	–	аппаратура коррекции показаний;
АЛОС	–	аппаратура логической обработки сигналов;
АО	–	аксиальный офсет;
АР	–	автоматический регулятор;
АРМ	–	автоматический регулятор мощности;
АС	–	атомная станция;
БРУ-А	–	быстрое разгрузочное устройство (в атмосферу);
БРУ-К	–	быстрое разгрузочное устройство (в конденсатор);
БС	–	барабан-сепаратор;
ВАБ	–	вероятностный анализ безопасности;
ВП	–	выгорающий поглотитель;
ВТГР	–	высокотемпературный газовый реактор;
ГЦК	–	главный циркуляционный контур;
ГЦН	–	главный циркуляционный насос;
ГЦТ	–	главный циркуляционный тракт;
ДПЗ	–	датчик прямого заряда;
ЗВ	–	зона воспроизводства;
ЗКД	–	зона контролируемого доступа;
ЗН	–	зона наблюдения;
ЗО	–	защитная оболочка;
ЗСД	–	зона свободного доступа;
ИПУ	–	импульсное предохранительное устройство;
КГО	–	контроль герметичности оболочек;
КД	–	компенсатор давления;
КР	–	компенсатор реактивности;
КС	–	компенсирующий стержень;
КЦТК	–	контроль целостности технологических каналов;

ЛАЗ	– локальная аварийная защита;
ЛАР	– локальный автоматический регулятор;
МОП	– металл-оксид-полупроводник;
МПА	– максимальная проектная авария;
МПЦ	– многократная принудительная циркуляция;
НРБ	– Нормы радиационной безопасности;
ОР	– орган регулирования;
ОСПОРБ	– Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности;
ПБЯ	– Правила ядерной безопасности;
ПГ	– парогенератор;
ПДД	– предельно допустимая доза;
ПДК	– предельно допустимая концентрация;
ПКАЗ	– перекомпенсация и аварийная защита;
ПНАЭ	– правила и нормы в атомной энергетике;
ПЭБ	– плавучий энергоблок;
ПЭЛ	– поглощающий элемент;
РАО	– радиоактивные отходы;
РДЭС	– резервная дизельная электростанция;
РО	– реакторное отделение;
РОМ	– разгрузка и ограничение мощности;
РР	– ручной регулятор;
САОЗ	– система аварийного охлаждения зоны;
САОР	– система аварийного охлаждения реактора;
СБ	– система безопасности;
СЗЗ	– санитарно-защитная зона;
СКУД	– система контроля, управления и диагностики;
СЛА	– система локализации аварий;
СС	– спринклерная система;
СУЗ	– система управления и защиты;
ТВС	– тепловыделяющая сборка;
ТК	– топливный канал;
УСНЭ	– управляющая система нормальной эксплуатации;
УСП	– укороченные стержни поглотителя;
ЦНПК	– циркуляционный насос первого контура;
ЦНР	– циркуляционный насос расхолаживания;
ЯТ	– ядерное топливо.

ГЛАВА 1.

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

1.1. Цели и задачи обеспечения безопасности

Основной целью обеспечения безопасности атомной станции (АС) является предотвращение неконтролируемого развития ядерных реакций и распространения радиации.

Атомная станция является безопасной, если радиационное воздействие от нее на персонал, население и окружающую среду:

- не превышает установленных пределов при нормальной эксплуатации и при проектных авариях;
- ограничивается до приемлемых значений при тяжелых (за-проектных) авариях [1]*.

Безопасность АС обеспечивается на всех этапах ее жизненного цикла от проектирования до снятия с эксплуатации.

При *проектировании* закладываются основы безопасной эксплуатации АС. Для этого в проекте в полном объеме учитываются основные принципы безопасности, а также используются системы безопасности и такие проектные решения, при которых реакторная установка обладает свойствами самозащищенности, обусловленными физическими и техническими характеристиками ядерного реактора и систем АС.

При *изготовлении* оборудования и строительстве безопасность АС обеспечивается применением апробированных технологий, соблюдением проектных требований и требований специальной нор-

* Применительно к этому определению безопасности АС следует заметить, что нельзя гарантировать восприятие общественным мнением в качестве приемлемого допустимого уровня выброса радиоактивных продуктов в аварийной ситуации, даже если этот выброс не привел к заметным последствиям. Это обстоятельство должно учитываться при выработке новых подходов к обеспечению безопасности в инновационных проектах ядерных реакторов (см. гл. 9).

мативно-технической документации и выполнением работ на высоком уровне качества.

При вводе АС в эксплуатацию задачами безопасности являются качественная наладка и функциональные испытания смонтированного оборудования и систем с целью подтверждения их соответствия требованиям проекта.

На этапе эксплуатации безопасность АС обеспечивается ведением технологических режимов в соответствии с технологическим регламентом, инструкциями по эксплуатации и другими регламентирующими документами. Важным условием безопасности эксплуатации является также наличие необходимого уровня подготовки персонала и организации работ. Этап эксплуатации является самым продолжительным в жизненном цикле атомной станции. На этом этапе задачи обеспечения безопасности зависят от конкретных эксплуатационных условий, как это показано на рис. 1.1.



Рис. 1.1. Задачи обеспечения безопасности на этапе эксплуатации АС

На этапе *снятия с эксплуатации* задачей безопасности является обеспечение безопасности технологических операций при демонтаже оборудования, а также выполнение мероприятий по долгосрочному захоронению радиоактивных продуктов.

1.2. Основные критерии и принципы безопасности

Одним из основных элементов безопасности ядерной энерготехнологии является ее нормирование и государственный надзор за соблюдением этих норм.

Стратегия безопасности объектов ядерной энергетики, учитывающая накопленный мировым сообществом опыт проектирования, сооружения и эксплуатации, сформулирована Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) и Международной консультативной группой по ядерной безопасности (INSAG) в документах «Основные принципы безопасности атомных электростанций» (INSAG-3) [2] и «Культура безопасности» (INSAG-4) [3].

В Российской Федерации действуют специальные правила и нормы (серия «Правила и нормы в атомной энергетике» – ПНАЭ). В этих нормах, которые уточняются и дополняются на основе опыта эксплуатации и анализа аварий и инцидентов на АЭС, нашли отражение рекомендации INSAG-3 и INSAG-4 и других документов МАГАТЭ. Основными документами в этой серии являются «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» ОПБ-88/97 [1] и «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» ПБЯ РУ АС-89 [4].

В ОПБ-88/97 определены основные принципы обеспечения безопасности АС. Эти принципы универсальны и могут быть использованы для всех типов реакторов с учетом необходимой адаптации к проектным или эксплуатационным условиям конкретных реакторных установок.

Решение рассмотренных в разд. 1.1 задач обеспечения безопасности на разных этапах жизненного цикла АС осуществляется на основе следующих основных принципов обеспечения безопасности:

- принципа защиты в глубину (глубокоэшелонированной защиты);

- реализации фундаментальных функций безопасности;
- принципа единичного отказа.

Рассмотрим содержание упомянутых принципов.

Принцип глубокоэшелонированной защиты. В соответствии с этим принципом для предотвращения или ограничения неблагоприятных последствий сбоев и отказов технических средств и ошибок персонала предусматривается несколько последовательных уровней защиты АС.

Важнейшим требованием принципа глубокоэшелонированной защиты является организация ряда физических барьеров, которые должны предотвратить распространение продуктов деления в окружающую среду при их потенциально возможном выходе из топливной композиции. В современных реакторах имеется следующая система последовательных барьеров безопасности, обеспечивающая надежное удержание радиоактивных веществ в заданных объемах или границах сооружений АС (рис. 1.2):

- топливная матрица;
- оболочки твэлов;
- границы первого контура теплоносителя (корпус реактора, трубопроводы и оборудование систем первого контура);
- герметичное ограждение локализирующих систем безопасности (например, защитная оболочка).

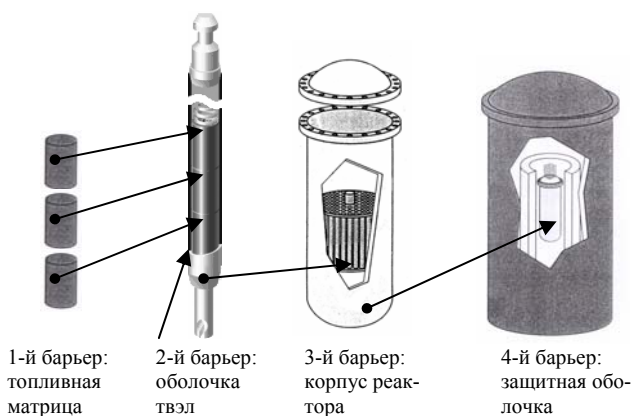


Рис. 1.2. Физические барьеры безопасности

Каждый физический барьер проектируется и изготавливается с учетом специальных норм и правил для обеспечения его повышенной надежности. При анализе безопасности необходимо убедиться в эффективности этих барьеров как в условиях нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях. Так, для обеспечения целостности твэла как барьера безопасности необходимо поддержание заданного температурного режима его работы, а также ограничение механического и коррозионного воздействия на оболочку. Для этого устанавливают проектные пределы на запас до кризиса теплообмена, температуру топлива, внутреннее давление газа под оболочкой в конце кампании, напряжение и деформацию оболочки, накопленную усталостную циклическую повреждаемость. Применительно к авариям с неконтролируемым ростом мощности (реактивные аварии) также ограничивается удельное энерговыделение (энтальпия) топлива.

В процессе эксплуатации барьеры безопасности должны находиться в работоспособном состоянии, что обеспечивается поддержанием параметров реакторной установки в заданных проектных пределах, а также контролем целостности и эффективности барьеров безопасности. Контроль состояния барьеров безопасности ведется как прямыми (например, визуальный контроль тепловыделяющих сборок перед их загрузкой в активную зону), так и косвенными (например, измерение активности теплоносителя первого контура и воздушной среды в объеме защитной оболочки) методами. При обнаружении неработоспособности любого из физических барьеров безопасности АС останавливается для устранения причин и восстановления ее работоспособности.

Таким образом, помимо установления физических барьеров безопасности предусматриваются технические и административные мероприятия по сохранению работоспособности этих барьеров. Также, несмотря на все принимаемые меры по предотвращению аварии, планируются мероприятия по защите населения и окружающей среды в случае разрушения барьеров. Выделяют пять уровней защиты АС, основное содержание которых приведено в табл. 1.1.

Фундаментальные функции безопасности. В соответствии с принципом защиты в глубину в проектах реакторных установок должны быть реализованы специальные требования по:

Таблица 1.1

**Последовательные уровни защиты АС от вероятных отказов
технических средств и ошибок персонала**

Первый уровень	Поддержание нормальных режимов эксплуатации АС, что обеспечивается: - качественно выполненным проектом АС, в котором проектные решения обоснованы и обладают консервативностью с точки зрения безопасности; - развитостью свойств внутренней самозащищенности реакторной установки; - поддержанием технологических параметров АС в заданных эксплуатационных пределах; - качеством подготовки и квалификацией эксплуатирующего персонала
Второй уровень	Предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации и проверка и поддержание работоспособности систем, связанных с безопасностью, путем выявления и устранения отказов, что обеспечивается: - наличием в проекте средств диагностики для контроля состояния элементов реакторной установки и оборудования; - надежным резервированием оборудования; - правильным управлением АС при отклонении от режимов нормальной эксплуатации
Третий уровень	Предотвращение развития отклонений от режимов нормальной эксплуатации в проектные аварии, а проектных аварий – в тяжелые запроектные аварии инженерными системами безопасности. Основными задачами на этом уровне защиты являются: - останов реактора; - обеспечение отвода тепла из активной зоны с помощью специальных систем; - локализация радиоактивных веществ в заданных проектом пределах или в границах сооружений АС
Четвертый уровень	Управление авариями и ослабление их последствий, что обеспечивается заранее отработанными и спланированными мероприятиями по управлению хода запроектных аварий, в том числе поддержанием в исправном состоянии систем локализации радиоактивных веществ
Пятый уровень	Противоаварийное планирование с целью защиты населения и окружающей среды от недопустимого воздействия радиации, что обеспечивается: - противоаварийными действиями на площадке АС; - противоаварийными мероприятиями на местности вокруг АС

- контролю и управлению реактивностью;
- обеспечению охлаждения активной зоны реактора;
- локализации и надежному удержанию радиоактивных продуктов.

Эти требования к безопасности ядерных реакторов также определяются как *фундаментальные функции безопасности*, которые должны выполняться во всех режимах, включая остановы энергоблока.

Первая *фундаментальная функция безопасности – контроль и управление реактивностью* – подразумевает управление цепной реакцией деления ядерного топлива в активной зоне с целью исключения возможности возникновения ядерной аварии, т.е. для обеспечения ядерной безопасности. Управление цепной реакцией деления осуществляется системой управления и защиты (СУЗ), имеющей в своем составе поглощающие элементы.

Охлаждение активной зоны. Основная задача этой функции безопасности заключается в предотвращении недопустимого разогрева твэлов с последующим возможным их разрушением*, вследствие нарушения баланса между количеством тепла, выделяющегося в топливе и отводимого от твэлов теплоносителем. Для этого во всех режимах эксплуатации предусмотрены системы и оборудование, отводящие тепло из активной зоны реактора.

Тепловыделяющие элементы продолжают выделять тепло и после прекращения цепной реакции деления. Поэтому при замене отработавшего топлива его помещают в бассейн выдержки, где с помощью охлаждения поддерживается безопасный тепловой режим твэлов.

Локализация и надежное удержание радиоактивных продуктов. Третья функция безопасности направлена на предотвращение выхода радиоактивных веществ за пределы АС. Для обеспечения надежного удержания радиоактивных продуктов в активной зоне большое внимание уделяется качеству изготовления оболочек твэлов, которые являются вторым физическим барьером безопасности. Состояние оболочек твэлов также непрерывно контролируется в

* По своим последствиям нарушение теплового баланса между тепловыделением и теплоотводом от твэлов может рассматриваться как ядерно-опасная ситуация.

процессе эксплуатации системой контроля герметичности оболочек (КГО), регистрирующей запаздывающие нейтроны продуктов деления или γ -излучение. Учитывая, что в активной зоне имеется большое количества твэлов, то некоторые из них могут разгерметизироваться даже при нормальной эксплуатации*. В таких случаях радиоактивные продукты деления попадают в пределы третьего физического барьера безопасности – границы первого контура.

При разрушении границ первого контура попаданию радиоактивных продуктов в окружающую среду препятствует герметическая защитная оболочка или специальные герметичные и прочные помещения (четвертый барьер безопасности), в которых поддерживается разрежение за счет работы систем вентиляции.

Принцип единичного отказа. Безопасность АС в аварийных ситуациях обеспечивается специальными системами безопасности, которые осуществляют следующие основные функции: останов реактора, отвод остаточных тепловыделений, ограничение распространения радиоактивных продуктов. Анализ безопасности этих систем осуществляется в соответствии с принципом единичного отказа**. Согласно этому принципу система должна выполнять свои функции при любом исходном событии, которое требует ее срабатывания, включая независимый от этого события отказ любого элемента этой системы или независимую ошибку персонала [1].

Следует заметить, что в соответствии с этим подходом, если единичный отказ какого-либо элемента приводит к отказу других элементов системы, или если подобные зависимые отказы вызываются исходным событием, то такие отказы рассматриваются как один *отказ по общей причине*. Необходимость защиты от отказов по общей причине вызвала необходимость построения систем безопасности по канальной системе, когда в одном канале реализуется в полном объеме выполнение всех функций безопасности, требуемых от конкретной системы.

* Например, для водоохлаждаемых реакторов число твэлов с микродефектами не должно превышать 0,1 – 1 %, а с прямым контактом топлива с теплоносителем 0,01 – 0,1 % общего количества твэлов в активной зоне [4].

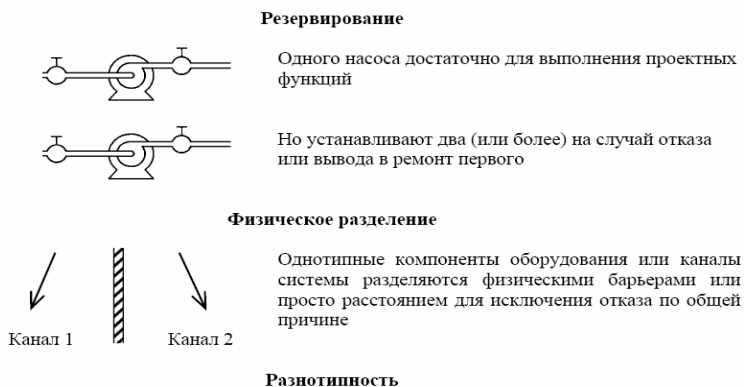
** Учитывая высокий уровень надежности систем и оборудования, влияющих на безопасность АС, вероятность одновременного возникновения двух независимых отказов принимается пренебрежимо малой.

Принцип единичного отказа (рис. 1.3) реализуется путем резервирования систем.

Резервирование предполагает применение двух или более аналогичных систем или независимых каналов одной системы, идентичных по своей структуре. При полной независимости таких систем или каналов их общая надежность пропорциональна их количеству. Например, система аварийного охлаждения активной зоны ВВЭР-1000 имеет трехкратное резервирование и каждая из входящих в нее подсистем может самостоятельно выполнить проектную функцию безопасности.

Для уменьшения вероятности отказа резервируемых систем или каналов применяются:

- физическое разделение;
- разнотипность применяемых систем и оборудования.



Применение систем и компонентов, выполняющих одни и те же функции, но разных по принципу функционирования, например:



Рис 1.3. Условия реализации принципа единичного отказа

Физическое разделение резервированных систем или каналов подразумевает создание между ними физических барьеров и обеспечивает устойчивость к одновременному отказу этих систем по общей причине. При отказе или повреждении одной из резервированных систем или каналов наличие между ними физических барьеров обеспечивает работоспособность остальных систем или каналов.

Разнотипность резервированных систем предполагает использование разных по принципу действия, но выполняющих одни и те же функции систем. Например, задвижка может иметь как электромеханический, так и ручной привод. При отказе приводов органов регулирования СУЗ управление мощностью реактора может быть осуществлено штатной системой ввода бора.

1.3. Методы анализа и обоснования безопасности

При анализе безопасности РУ рассматривается достаточность заложенных в проекте мер по предупреждению нарушений режимов нормальной эксплуатации, а также исследуются потенциально возможные аварийные ситуации при различных исходных событиях.

В соответствии с требованиями [1, 4] выделяются четыре категории исходных событий и вызванных ими процессов в РУ, которые анализируются с точки зрения безопасности.

Режимы нормальной эксплуатации – состояние РУ в определенных проектом эксплуатационных пределах (рис. 1.4).

Режимы нарушения нормальной эксплуатации – состояние РУ с нарушением эксплуатационных пределов. Эти режимы ограничиваются пределами безопасной эксплуатации.

Проектные аварии – нарушения нормальной эксплуатации, при которых произошел выход радиоактивности за границы, предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации. Для подобных событий должны быть определены проектные пределы аварий, а моделированием соответствующих нестационарных процессов должно быть показано, что эти пределы не превышаются с учетом действия систем безопасности. Так, проектным пределом аварии

устанавливается, что температура стенки твэла не должна превышать 1200 °С.

Запроектные аварии – аварии, вызванные не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями, или дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности или ошибочными действиями персонала. В числе запроектных аварий необходимо рассмотреть сценарии с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны.

При рассмотрении исходных состояний учитываются возможные состояния РУ в процессе эксплуатации: пуск, работа на мощности, проведение перегрузок топлива, техническое обслуживание, проверка работоспособности, ремонт оборудования. Принимается во внимание уровень мощности и моменты кампании активной зоны, так как от этого зависит мощность остаточных тепловыделений.

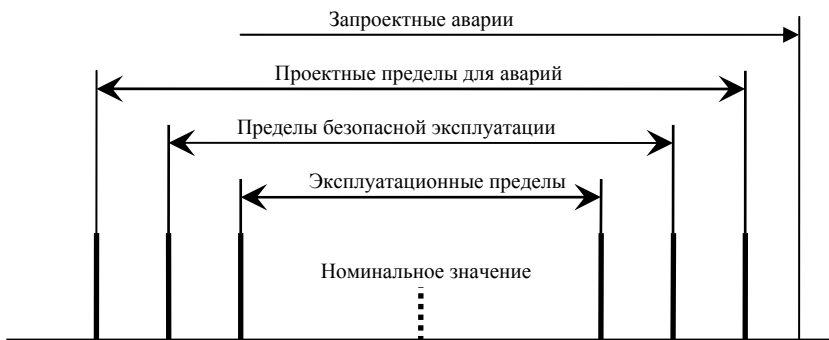


Рис. 1.4. Пределы безопасности

Типичные исходные события аварий включают все ситуации, которые приводят к нарушению баланса между энерговыделением в топливе и отводом тепла от него. При этом основное внимание уделяется следующим ситуациям:

- авариям с неуправляемым увеличением мощности в активной зоне реактора по сравнению с отводом тепла от нее (реактивные аварии), что может быть вызвано непреднамеренным извлечением или выбросом органа регулирования СУЗ, неисправностью в

системе регулирования растворенного поглотителя и некоторыми другими причинами;

- авариям с нарушением теплоотвода от активной зоны по сравнению с интенсивностью тепловыделения в ней, что может быть вызвано потерей внешней электрической нагрузки, прекращением подачи питательной воды, ухудшением теплоотвода от ТВС из-за уменьшения проходного сечения, снижением расхода теплоносителя первого контура и некоторыми другими причинами;

- авариям с потерей теплоносителя первого контура вследствие его разгерметизации или разрушения, при этом даже в случае прекращения цепной реакции деления при сбросе АЗ остается остаточное тепловыделение (около 7 % от номинальной мощности на начальном этапе аварии), а теплосъем существенно ухудшен до тех пор, пока в активную зону не будет подан теплоноситель из системы аварийного охлаждения.

Последняя авария – одна из наиболее тяжелых, когда разрушается третий барьер безопасности (первый контур), а второй барьер – оболочки твэлов – оказывается в тяжелых условиях работы. В этой ситуации не исключено и частичное расплавление активной зоны. Кроме того, активный теплоноситель попадает в помещение реакторной установки и, повышая в них давление, создает угрозу разрушения последнего барьера безопасности – защитной оболочки или герметичных помещений.

Наряду с перечисленными событиями при анализе безопасности также рассматриваются внешние и внутренние воздействия: землетрясение, пожар и др.

Концепция безопасности ОПБ-88/97 предполагает, что при анализе безопасности должны быть использованы два подхода: детерминистский и вероятностный, основанный на сравнении с вероятностными критериями безопасности.

Детерминистский подход. Этот метод используется для подтверждения того, что поведение энергоблока и систем безопасности в процессе аварии удовлетворяет соответствующим проектным требованиям безопасности. При этом исходные события выбираются таким образом, чтобы охватить диапазон наиболее вероятных исходных событий аварий, приводящих к нарушению безопасности: отказ в системах, ошибочное действие персонала, внешнее воздействие. Наряду с исходным событием при анализе аварийной

ситуации рассматривается независимый от исходного события дополнительный отказ активного устройства безопасности или пассивного устройства, имеющего механические движущие части. При этом отказ устройства безопасности рассматривается в тот момент, когда он приводит к наиболее неблагоприятным последствиям.

Детерминистский анализ предполагает последовательное исследование путей развития аварии от исходного события через предполагаемые стадии отказов, деформации и разрушения компонентов до конечного установившегося состояния РУ. Ход аварии прогнозируется методами математического моделирования с помощью комплексных расчетных кодов, учитывающих происходящие при этом различные физические процессы. При отсутствии возможности точного моделирования, используются консервативные модели, позволяющие учесть маловероятные и наихудшие последствия. Безопасные пределы, на соблюдение которых направлены защитные мероприятия, устанавливаются исходя из накопленного опыта и баз знаний о физике явлений, происходящих в аварийных ситуациях. На рис. 1.5 в качестве примера приведена структура комплексных исследований, выполняемых с целью обоснования безопасности при реактивных авариях.

Следует отметить, что важнейшим детерминистским критерием безопасности является наличие у реактора свойства внутренней самозащищенности. В соответствии с этим критерием требование о разработке специальных дополнительных средств для управления авариями снимается только в том случае, если на основе свойств внутренней самозащищенности и принципов устройства реактора запроектные аварии с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны могут быть доказательно исключены.

Вероятностный подход. Метод вероятностного анализа безопасности (ВАБ) используется для оценки частоты и последствий аварий, которые могут произойти на АС. Основа вероятностного метода – системный анализ причин возникновения, всевозможных путей развития и последствий аварий на АС с учетом наложения отказов систем [5].

На практике используется три уровня ВАБ:

- 1) оценка частоты повреждения активной зоны, включая анализ надежности оборудования и систем АС;

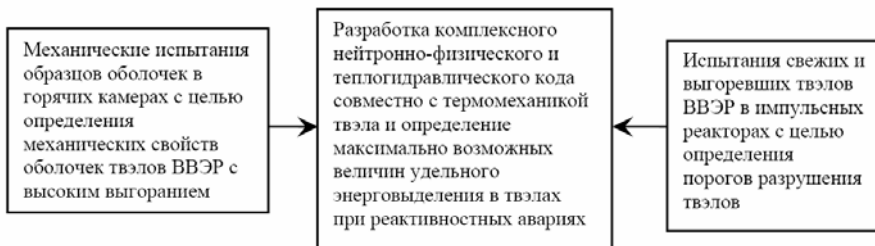


Рис. 1.5. Структура исследований реактивных аварий

2) оценка частоты возможных выбросов радионуклидов за пределы АС с учетом поведения защитной оболочки после аварии с повреждением активной зоны;

3) оценка рисков для населения и окружающей среды вследствие выброса радионуклидов за пределы защитной оболочки.

При проведении ВАБ первого уровня используются вероятностные модели энергоблока. Эти модели включают базовые события (исходные события, отказы оборудования и систем, ошибки оператора) и деревья событий, которые описывают сценарии развития аварий с учетом успеха или отказа функций безопасности. Информация по базовым событиям накапливается в специальной базе данных для ВАБ.

Анализ систем при проведении ВАБ предусматривает разработку моделей систем безопасности энергоблока с целью проведения анализа надежности по отношению как к независимым отказам, так и к отказам по общей причине.

В результате расчетов, выполненных в ходе ВАБ, оцениваются риски, а также определяются:

- доминирующие факторы риска;
- неопределенности результатов в зависимости от неопределенности исходных данных.

Сравнительный анализ технических решений и вероятностные оценки позволяют сделать обоснованный выбор между различными техническими решениями. Одним из наиболее важных результатов вероятностных оценок безопасности является выделение сценариев аварий, которые дают наибольший вклад в последствия аварий. Это позволяет выявить в проекте слабые места с точки зрения безопасности и устранить их. ВАБ также применяется как

средство подбора событий, требующих проведения детерминистского анализа.

Ограничения в использовании ВАБ связаны с недостаточностью данных для проведения соответствующего анализа, а также знаний о потенциальной опасности отказов, имеющих общие причины, и о поведении эксплуатационного персонала. В ОПБ-88/97 и ПБЯ РУ АС-89 обозначены следующие количественные нормы безопасности:

- для активной зоны – при проектировании объектов ядерной энергетики следует стремиться к тому, чтобы вероятность тяжелого повреждения или расплавления активной зоны не превышала 10^{-5} случаев на реактор в год;

- для объекта в целом – при проектировании следует стремиться к тому, чтобы оцененная вероятность предельного выброса радиоактивных продуктов за пределы объекта не превышала 10^{-7} случаев на реактор в год.

Эти показатели рассматриваются в качестве целевого ориентира, выражающего степень доверия к безопасности, который был достигнут в проекте АС.

Контрольные вопросы

1. Какие особенности ядерного реактора как источника энергии определяют специфические требования к его безопасности?
2. В чем заключается содержание принципов обеспечения безопасности на АС и других ядерных объектах?
3. Назовите цели и задачи обеспечения безопасности в течение жизненного цикла АС.
4. Каковы количество и назначение физических барьеров безопасности?
5. В чем заключается назначение фундаментальных функций безопасности?
6. Каково содержание противоаварийных мероприятий на каждом уровне защиты.
7. За счет каких конструктивных решений при проектировании обеспечивается выполнение принципа единичного отказа?
8. Дайте сравнительную характеристику детерминистского и вероятностного методов анализа безопасности.

ГЛАВА 2. ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Ядерной называется авария, связанная с повреждением твэлов, превышающим установленный предел безопасной эксплуатации, и/или облучением персонала, превышающим разрешенные пределы, вызванная нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора, возникновением критичности при перегрузке, транспортировании и хранении твэлов, нарушением теплоотвода от твэлов, другими причинами, приводящими к повреждению твэлов [1].

В связи с этим выделяют *ядерную безопасность* – свойство реакторной установки и атомной станции с определенной вероятностью предотвращать возникновение ядерной аварии.

Основной задачей при управлении цепной реакцией деления в активной зоне реактора является обеспечение ядерной безопасности во всех режимах его работы и во время останова. Ядерная безопасность обеспечивается совокупностью свойств ядерного реактора, техническими средствами, организационными мерами и квалификацией эксплуатационного персонала, исключающими возможность отказа систем и оборудования или ошибки персонала, в результате которых может произойти ядерная авария.

Учитывая, что нарушение баланса между тепловыделением и теплоотводом является одной из основных причин ядерной аварии, рассмотрим параметры, определяющие мощность ядерного реактора и скорость ее изменения.

2.1. Управление ядерным реактором

Мощность ядерного реактора w определяется количеством делений ядер топлива в активной зоне в единицу времени и энергией, приходящейся на одно деление:

$$w = nv_f \sigma_f N_{\text{топ}} V_f = An. \quad (2.1)$$

Поскольку в каждом конкретном ядерном реакторе объем активной зоны V , энергия, приходящаяся на одно деление, E_f , сечение деления σ_f , концентрация ядер топлива $N_{\text{топ}}$ и число нейтронов v_f на один акт деления в данный момент времени являются постоянными, то $v_f \sigma_f N_{\text{топ}} V_f = A = \text{const}$. Поэтому изменять мощность ядерного реактора во времени можно только изменением плотности нейтронов

$$\frac{dw}{dt} = A \frac{dn}{dt} \approx A \frac{n_{i+1} - n_i}{l}, \quad (2.2)$$

где $n_i + 1$ – число нейтронов в данный момент времени; n_i – число нейтронов в предыдущем поколении; l – время жизни поколения нейтронов.

Коэффициент размножения. Реактивность. Отношение $n_{i+1} / n_i = k_{\text{эф}}$ определяется как эффективный коэффициент размножения нейтронов и является количественной характеристикой развития цепной реакции деления в активной зоне. Однако чаще для этой цели используется величина относительного отклонения $k_{\text{эф}}$ от единицы – реактивность

$$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}}. \quad (2.3)$$

С использованием $k_{\text{эф}}$ и ρ выражение (2.2) можно переписать:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{l} n \approx \frac{\rho}{l} n. \quad (2.4)$$

При записи приближенного равенства в (2.4) учитывалось, что отклонение $k_{\text{эф}}$ от единицы невелико. Решение уравнения (2.4) относительно нейтронной мощности имеет вид

$$n(t) = n_0 \exp\left(\frac{\rho}{l} t\right), \quad (2.5)$$

где n_0 – количество нейтронов в активной зоне в начальный момент времени $t = 0$. Время жизни поколения нейтронов l является постоянной величиной, зависящей от композиции и конфигурации активной зоны и от спектра нейтронов. Поэтому изменение во времени плотности нейтронов и, соответственно, мощности реактора будет определяться единственным параметром – реактивностью. В зависимости от значения и знака ρ ядерный реактор может находиться в следующих состояниях:

- $\rho < 0$ – подкритичном;
- $\rho = 0$ – критичном;
- $\rho > 0$ – надкритичном.

Мгновенные и запаздывающие нейтроны. При делении ядра топлива образуются два осколка деления, испускается несколько нейтронов, β -частицы, γ -кванты, антинейтрино. Число нейтронов деления ν_f зависит от энергии нейтрона, вызвавшего деление и от типа делящегося материала. Значения ν_f для тепловых нейтронов приведены в табл. 2.1.

Основная часть нейтронов деления испускается ядрами-осколками в течение промежутка времени $\sim 10^{-14}$ с, т.е. практически мгновенно. Поэтому эту часть нейтронов деления называют мгновенными.

Однако малая доля нейтронов (обычно < 1 %) испускается некоторыми ядрами-осколками со значительным запаздыванием (от долей секунды до нескольких десятков секунд) по отношению к моменту деления ядра топлива. Доля этих, так называемых запазды-

вающих, нейтронов определяется как отношение числа запаздывающих нейтронов к числу всех нейтронов деления $\beta = n_{\text{зап}} / n$. Значения β при делении ядер тепловыми нейтронами приведены в табл.2.2.

Запаздывающие нейтроны могут возникать при распаде различных ядер-осколков, называемых ядрами-предшественниками запаздывающих нейтронов (изотопы брома, иода, криптона, цезия и др.). Поскольку каждый из предшественников запаздывающих нейтронов распадается со своим периодом полураспада, то и запаздывающие нейтроны обычно делят на несколько, обычно шесть, групп с осредненным в пределах группы временем жизни τ_i и некоторой долей запаздывающих нейтронов β_i (табл. 2.3).

Таблица 2.1

**Среднее число нейтронов,
образующихся при делении ядер**

Исходное ядро	Значения ν_f
^{233}U	2,480
^{235}U	2,407
^{238}U	—
^{239}Pu	2,874

Таблица 2.2

Доли запаздывающих нейтронов

Исходный нуклид	β , %
^{233}U	0,24
^{235}U	0,65
^{238}U	—
^{239}Pu	0,21

Таблица 2.3

Параметры групп запаздывающих нейтронов

Номер группы	$\tau_i, \text{с}$			$\beta_i, 10^{-4}$		
	$^{235}_{92}\text{U}$	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$^{233}_{92}\text{U}$	$^{235}_{92}\text{U}$	$^{239}_{94}\text{Pu}$	$^{233}_{92}\text{U}$
1	80,39	78,31	79,35	2,10	0,72	2,24
2	32,78	33,24	29,68	14,00	6,26	7,76
3	8,97	8,08	7,21	12,60	4,44	6,54
4	3,32	3,33	3,07	25,20	6,85	7,25
5	0,88	0,89	0,89	7,40	1,80	1,34
6	0,33	0,38	0,40	2,70	0,93	0,87

Время жизни поколения мгновенных нейтронов для реактора на тепловых нейтронах $l_{\text{мгн}} \sim 10^{-3} \div 10^{-5}$ с (для ВВЭР $l_{\text{мгн}} \sim 10^{-4}$ с, для реактора на быстрых нейтронах $l_{\text{мгн}} \sim 10^{-6} \div 10^{-7}$ с). Управление ядерным реактором с помощью механических устройств изменения реактивности с характерными временами $\sim l_{\text{мгн}}$ практически невозможно. Действительно, из формулы (2.5) следует, что, например, при $l_{\text{мгн}} \sim 10^{-4}$ с и $\rho = 0,001$ плотность нейтронов и, соответственно, мощность реактора за 1 с увеличится в e^{10} раз.

Для запаздывающих нейтронов время жизни $l_{\text{зап}} = l_{\text{мгн}} + \tau_{\text{зап}} \approx \tau_{\text{зап}}$. Например, для ^{235}U среднее время запаздывания составляет около 12 с. Благодаря большому $\tau_{\text{зап}}$ запаздывающие нейтроны создают возможность управления цепной реакцией деления. Однако это справедливо только в ограниченной области значений реактивности. Чтобы определить границы этой области, рассмотрим модель «точечной» кинетики реактора.

«Точечная» кинетика реактора. Учет наличия запаздывающих нейтронов вносит изменения в уравнение размножения нейтронов, которое примет вид

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{\text{эф}}(1-\beta)-1}{l_{\text{мгн}}} n + \sum_i \lambda_i C_i, \quad (2.6)$$

где $l_{\text{мгн}}$ – время жизни мгновенных нейтронов; λ_i , C_i – постоянная распада и число предшественников запаздывающих нейтронов группы i соответственно. Уравнение баланса предшественников запаздывающих нейтронов имеет вид

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i + \frac{k_{\text{эф}} \beta_i}{l_{\text{мгн}}} n. \quad (2.7)$$

Для упрощения этих уравнений представим время жизни мгновенных нейтронов в виде $l_{\text{мгн}} = k_{\text{эф}} l$, где l – среднее время генерации мгновенных нейтронов. В результате получится классическая форма системы уравнений точечной кинетики:

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l} n + \sum_i \lambda_i C_i; \\ \frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i}{l} n, \end{cases} \quad (2.8)$$

где $i = 1, \dots, n$.

Модель точечной кинетики является наиболее широко используемым приближением, на основе которого проводят качественный анализ динамики реактора. На основе этой модели также строятся методы измерения реактивности. Однако применимость точечной модели ограничена условием постоянства формы пространственного распределения нейтронов. Это условие выполняется с приемлемой точностью только для реакторов с небольшой активной зоной. Несмотря на это, ее можно использовать для выявления качественных особенностей динамики реактора и влияния на нее различных физических факторов и обратных связей.

Рассмотрим уравнения точечной кинетики с одной эффективной группой запаздывающих нейтронов. Эти уравнения можно получить, просуммировав уравнения баланса предшественников запаздывающих нейтронов по всем группам:

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l} n + \lambda C; \\ \frac{dC}{dt} = -\lambda C + \frac{\beta}{l} n, \end{cases} \quad (2.9)$$

где $\beta = \sum_i \beta_i$, $\lambda = \sum_i \lambda_i C_i / C$, $C = \sum_i C_i$.

Ступенчатое изменение реактивности. Рассмотрим кинетику реактора при ступенчатом изменении реактивности. Начальное значение нейтронной плотности $n(0) = n_0$, реактивность в начальный момент времени изменилась от 0 до ρ . Общее решение системы (2.9) имеет вид

$$\begin{aligned} n(t) &= n_1 \exp\left(\frac{t}{T_1}\right) + n_2 \exp\left(\frac{t}{T_2}\right); \\ C(t) &= C_1 \exp\left(\frac{t}{T_1}\right) + C_2 \exp\left(\frac{t}{T_2}\right), \end{aligned} \quad (2.10)$$

где n_i , C_i ($i=1,2$) – константы, определяемые из начальных условий; T_i ($i=1,2$) – периоды, которые равны корням характеристического уравнения, называемого уравнением обратных часов:

$$\rho = \frac{l}{T} + \frac{\beta}{1 + \lambda T}. \quad (2.11)$$

Решения этого уравнения имеют вид

$$T_{1,2} = -\frac{\rho - \beta - \lambda l}{2\rho l} \pm \sqrt{\left(\frac{\rho - \beta - \lambda l}{2\rho l}\right)^2 + \frac{l}{\lambda\rho}}. \quad (2.12)$$

Поскольку $\lambda \sim 0,1 \text{ с}^{-1}$, $l \sim 10^{-3} \div 10^{-6} \text{ с}$, то $\lambda l \ll \beta$. С учетом этого допущения периоды T_i можно записать в виде

$$\begin{aligned} T_1 &= \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}; \\ T_2 &= -\frac{l}{\beta - \rho}. \end{aligned} \quad (2.13)$$

Из этих формул следует, что период T_2 определяется временем жизни мгновенных нейтронов, а период T_1 – запаздывающими нейтронами. Закон изменения мощности реактора во времени при тех же допущениях имеет вид

$$N(t) = N_0 \left(\frac{\beta}{\beta - \rho} \exp\left(\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t\right) - \frac{\rho}{\beta - \rho} \exp\left(-\frac{\beta - \rho}{l} t\right) \right). \quad (2.14)$$

Из этого соотношения видно, что течение цепной реакции качественно зависит от соотношения ρ и β . Если $\rho < \beta$, то вторая экспонента быстро затухает, и изменение нейтронной плотности определяется запаздывающими нейтронами. В случае $\rho > \beta$ динамика реакции определяется временем жизни мгновенных нейтронов. Поэтому, чем больше доля запаздывающих нейтронов, тем шире диапазон изменения значений реактивности, при которых не произойдет разгона реактора на быстрых нейтронах. Заметим, что во всех документах, регламентирующих условия безопасности и управления реактором, используется относительная величина реактивности.

При изменении реактивности в пределах $0 < \rho < 0.5\beta$ реактор иногда называют «надкритическим на запаздывающих нейтронах», если $\rho \approx \beta$ – «критическим на мгновенных нейтронах», а если $\rho \gg \beta$ – «надкритическим на мгновенных нейтронах».

Изменение реактивности во времени по линейному закону. При эксплуатации реактора, за исключением случая аварийного останова, изменение реактивности осуществляется с весьма ограниченной скоростью. Особенно существенно ограничение на скорость введения положительной реактивности из-за риска выхода в режим разгона на мгновенных нейтронах и потери управления. По

этой причине правилами ядерной безопасности установлено ограничение на скорость ввода положительной реактивности, составляющее $0,07\beta_{\text{эф}}/\text{с}$. Простейшим вариантом выполнения этого ограничения является введение реактивности по линейному закону:

$$\rho(t) = at, \quad (2.15)$$

где a – скорость изменения реактивности.

Для получения аналитического представления закона изменения плотности нейтронов воспользуемся моделью с одной группой запаздывающих нейтронов и приближением нулевого времени жизни мгновенных нейтронов. Данное приближение справедливо для медленных изменений реактивности. Уравнения соответствующей модели имеют вид

$$\begin{aligned} 0 &= \frac{at - \beta}{l} n(t) + \lambda C(t); \\ \frac{dC(t)}{dt} &= \frac{\beta}{l} n(t) - \lambda C(t); \\ n(0) &= n_0. \end{aligned} \quad (2.16)$$

Из первого уравнения этой системы выразим $C(t)$ через $n(t)$:

$$C(t) = -\frac{at - \beta}{\lambda l} n(t). \quad (2.17)$$

Подстановка полученного выражения во второе уравнение системы (2.16) позволяет получить следующую задачу Коши:

$$\begin{aligned} \frac{dn(t)}{dt} &= \frac{a}{\beta} \frac{1 + \lambda t}{1 - \frac{a}{\beta} t} n(t); \\ n(0) &= 0. \end{aligned} \quad (2.18)$$

Решение этой задачи имеет вид

$$\frac{n(t)}{n_0} = \frac{\exp(-\lambda t)}{\left(1 - \frac{a}{\beta} t\right)^{1 + \frac{\beta \lambda}{a}}}. \quad (2.19)$$

Это же решение может быть представлено при помощи простого преобразования в виде квазиэкспоненциальной зависимости:

$$\begin{aligned} n(t) &= n_0 \exp[\omega(t)t]; \\ \omega(t) &= -\left[\lambda + \frac{1}{t}\left(1 + \frac{\beta \lambda}{a}\right) \ln\left(1 - \frac{a}{\beta} t\right)\right], \end{aligned} \quad (2.20)$$

где $\omega(t)$ – переменный во времени обратный период реактора. Разложив $\omega(t)$ в ряд Тейлора и ограничившись линейным членом, получим следующую зависимость периода реактора в начале изменения реактивности:

$$\omega(t) \approx \frac{a}{\beta} \left(1 + \frac{t}{2} \left(\lambda + \frac{a}{\beta}\right)\right). \quad (2.21)$$

Из этой формулы видно, что в момент времени $t = 0$ период равен $T(0) = \beta/a$ и в последующие моменты времени нарастает или уменьшается в зависимости от величины скорости ввода реактивности a .

2.2. Эффекты реактивности и саморегулирование реактора

Факторы, влияющие на реактивность. Эффективный коэффициент размножения нейтронов и, соответственно, реактивность зависят от многих параметров активной зоны реактора, например: температуры топлива, температуры замедлителя, плотности теплоносителя и т.д. В переходных режимах эти параметры изменяются,

оказывая влияние на реактивность. В окрестности стационарного состояния, когда $\rho \approx 0$, эта зависимость может быть представлена в линейном приближении:

$$\begin{aligned}\rho(x_1, \dots, x_N) &= \frac{k_{\text{эф}}(x_1, \dots, x_N) - 1}{k_{\text{эф}}(x_1, \dots, x_N)} \approx \sum_{i=1}^N \frac{\partial \rho}{\partial x_i} (x_i - x_{i0}) = \\ &= \frac{1}{k_{\text{эф}}^2} \sum_{i=1}^N \frac{\partial k_{\text{эф}}}{\partial x_i} (x_i - x_{i0}),\end{aligned}\quad (2.22)$$

где $x_i, x_{i0}, i = 1, 2, \dots, N$, – параметры активной зоны, индексом 0 обозначены их стационарные значения. Коэффициенты при отклонениях параметров активной зоны от стационарного состояния

$$\alpha_i = \frac{\partial \rho}{\partial x_i} = \frac{1}{k_{\text{эф}}^2} \frac{\partial k_{\text{эф}}}{\partial x_i} \quad (2.23)$$

называются коэффициентами реактивности по параметру x_i , а отдельные слагаемые в формуле (2.22) $\alpha_i (x_i - x_{i0}) = \delta \rho_i$ – эффектами реактивности. Покажем, какие основные параметры активной зоны оказывают влияние на реактивность. Эффективный коэффициент размножения нейтронов определяется соотношением $k_{\text{эф}} = k_{\infty} L$, где L – вероятность избежать утечки. Тогда для реактивности в линейном приближении можно записать:

$$\rho \approx \frac{\Delta k_{\infty}}{k_{\infty}} + \frac{\Delta L}{L}. \quad (2.24)$$

Величину k_{∞} можно определить по известной формуле четырех сомножителей:

$$k_{\infty} = \nu \mu \rho \theta, \quad (2.25)$$

где ν – число нейтронов деления (вторичных нейтронов), приходящихся на один захват в топливе; μ – коэффициент размножения

на быстрых нейтронах; φ – вероятность избежать захвата при замедлении; θ – вероятность захвата в топливе. Тогда коэффициент реактивности α_i можно представить в виде

$$\alpha_i = \frac{1}{(\nu\mu\varphi\theta L)^2} \frac{\partial(\nu\mu\varphi\theta L)}{\partial x_i} = \frac{1}{k_{эф}} \left(\frac{1}{\nu} \frac{\partial \nu}{\partial x_i} + \frac{1}{\mu} \frac{\partial \mu}{\partial x_i} + \frac{1}{\varphi} \frac{\partial \varphi}{\partial x_i} + \frac{1}{\theta} \frac{\partial \theta}{\partial x_i} + \frac{1}{L} \frac{\partial L}{\partial x_i} \right). \quad (2.26)$$

Формула (2.26) позволяет проанализировать степень влияния различных параметров на размножающие свойства активной зоны. Отметим, что наиболее существенными факторами, влияющими на реактивность, являются температура топлива, плотность теплоносителя, а также факторы, связанные с изменением изотопного состава активной зоны в результате выгорания, отравления, принудительного введения или выведения поглощающих или размножающих нейтроны веществ. Следует подчеркнуть, что процессы выгорания и отравления имеют характерные времена, во много раз превышающие время жизни мгновенных нейтронов, и характерные времена процессов, описываемых моделью точечной кинетики.

Способы воздействия на реактивность. Для изменения реактивности необходимо изменять размножающие свойства активной зоны, которые определяются параметрами, входящими в формулу (2.25), а также концентрацией ядер поглотителей нейтронов. В процессе регулирования ядерного реактора реактивность может изменяться принудительно (активно) или за счет действия обратных связей (пассивно).

Активные способы регулирования мощности ядерного реактора:

- изменение в активной зоне концентрации ядер топлива (например, с помощью подвижных стержней топлива);
- изменение в активной зоне концентрации поглощающих нейтроны нуклидов (например, за счет изменения глубины погружения поглощающих стержней или концентрации жидкого поглотителя в теплоносителе первого контура (бора в реакторах ВВЭР));
- изменение эффективности отражателя нейтронов (подвижный отражатель);

- изменение спектра нейтронов (за счет изменения состава активной зоны, т.е. относительного содержания размножающих, замедляющих и поглощающих нейтроны веществ) и др.

Заметим, что при использовании каждого из первых трех способов регулирования изменяется в той или иной степени и спектр нейтронов.

При возмущении стационарного состояния реактора возникают разнообразные эффекты обратных связей, воздействие которых на переходной процесс имеет пассивный характер и которые необходимо учитывать при управлении реактором. Перечислим некоторые такие эффекты:

- изменение концентрации в активной зоне размножающих и поглощающих нейтроны нуклидов в результате ядерных реакций (например, в тепловых реакторах важную роль играет изменение концентрации ксенона и самария);

- изменение концентрации в активной зоне поглощающих и размножающих нейтроны нуклидов в результате изменения плотности находящихся в активной зоне веществ (например, термическое расширение топлива, изменение плотности теплоносителя);

- термические изменения геометрических параметров активной зоны, влияющих на утечку нейтронов;

- изменение спектра нейтронов в результате изменения плотности замедлителя;

- изменение ширины диапазона энергий резонансного поглощения нейтронов ядрами топлива при изменении его температуры (эффект Доплера).

Если приведенные способы изменения реактивности также можно классифицировать по физической причине, то они сведутся к следующим вариантам:

- принудительное изменение размножающих свойств активной зоны (изменение изотопного состава, а также утечки нейтронов);

- изменение размножающих свойств активной зоны при изменении температуры (температурные эффекты реактивности);

- изменение изотопного состава активной зоны в результате ядерных реакций.

Таким образом, при управлении цепной реакцией деления полная реактивность складывается из реактивности, введенной актив-

ным способом, и пассивного изменения реактивности в результате действия обратных связей:

$$\rho_{\Sigma} = \rho_{\text{акт}} + \sum_i \frac{\partial \rho}{\partial x_i} \Delta x_i. \quad (2.27)$$

Соответственно, ядерный реактор можно представить как систему управления с обратными связями (рис. 2.1). Из теории автоматического управления известно, что система будет устойчива, если обратные связи в ней отрицательны. Это требование отражено в Правилах ядерной безопасности [4]: «Значения коэффициентов реактивности по удельному объему теплоносителя, по температуре теплоносителя, по температуре топлива и по мощности реактора не должны быть положительными во всем диапазоне изменения параметров реактора при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях».

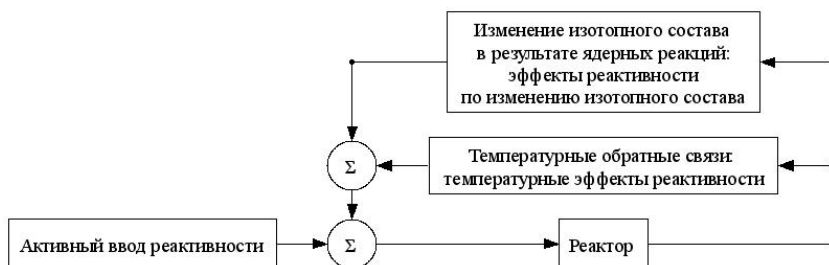


Рис. 2.1. Реактивностные обратные связи реактора

2.3. Температурная обратная связь

Под температурной обратной связью имеют в виду совокупность эффектов изменения реактивности, связанных с изменением температуры компонентов активной зоны. Влияние на реактивность оказывают изменения температуры теплоносителя, замедлителя и топлива. Соответственно выделяют коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре теплоносителя и температуре замедлителя.

Соответствующие эффекты реактивности имеют принципиально разные физические причины. Коэффициент реактивности по температуре топлива связан с изменением резонансного поглощения нейтронов на ядрах, входящих в состав топлива. Коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и замедлителя связаны с изменением их плотности. Оценим порядок величин этих коэффициентов реактивности.

Коэффициент реактивности по температуре топлива. Скорость взаимодействия нейтронов с ядрами определяется их относительной скоростью движения. Поскольку с увеличением температуры топлива скорость теплового движения ядер (их колебания в решетке) увеличивается, то в результате происходит расширение интервала энергий нейтронов, в котором сечение захвата нейтронов σ_a нуклидами имеет резонансный характер с одновременным снижением сечения в максимуме резонанса. Это явление получило название эффекта Доплера, а соответствующий эффект и коэффициент реактивности в топливе называются доплеровскими.

Температурное расширение резонансного диапазона энергий нейтронов приводит к увеличению скорости поглощения нейтронов и деления ядер урана-233, урана-235, плутония-239. С точки зрения влияния на реактивность эти явления в значительной мере компенсируют друг друга. Что касается ядер урана-238 и тория-232, делящихся только быстрыми нейтронами, то в этом случае преобладает эффект увеличения скорости резонансного захвата нейтронов. Такие ядра называются резонансными поглотителями нейтронов.

Если обратиться к формуле (2.26), выражающей связь реактивности и нейтронно-физических параметров активной зоны, то единственным параметром, связанным с резонансным захватом является параметр ϕ – вероятность нейтрона избежать резонансного захвата. Тогда коэффициент реактивности по температуре топлива для критического реактора имеет вид

$$\alpha_{T_{\text{топ}}} = \frac{1}{\phi} \frac{\partial \phi}{\partial T_{\text{топ}}} . \quad (2.28)$$

Для оценки величины $\alpha_{T_{\text{топ}}}$ используем зависимость величины φ от эффективного резонансного интеграла резонансного поглотителя $J_{\text{эф}}$ [6]:

$$\varphi = \exp \left[- \frac{N_p V_{\text{бл}} J_{\text{эф}}}{\xi \Sigma_s V_{\text{зам}}} \right], \quad (2.29)$$

где N_p – концентрация резонансного поглотителя в топливе; $V_{\text{бл}}$ – объем блока топлива; $\xi \Sigma_s$ – замедляющая способность; $V_{\text{зам}}$ – объем замедлителя. Резонансный интеграл $J_{\text{эф}}$ зависит от температуры:

$$J_{\text{эф}}(T) = J_{\text{эф}}(T_0) \left[1 + \beta_T (\sqrt{T} - \sqrt{T_0}) \right], \quad (2.30)$$

где $T_0 = 300 \text{ K}$ – исходная температура топлива; T – рабочая температура; β_T – коэффициент, зависящий от вида топлива. Исходя из формул (2.28) – (2.30), можно получить выражение для оценки $\alpha_{T_{\text{топ}}}$:

$$\alpha_{T_{\text{топ}}} = \ln \varphi \frac{\beta_T}{2\sqrt{T}}. \quad (2.31)$$

Поскольку величина $\varphi < 1$ для резонансных поглотителей, коэффициент реактивности по температуре топлива всегда отрицателен. В ядерных реакторах на быстрых нейтронах с более высоким обогащением топлива влияние эффекта Доплера на реактивность значительно слабее.

Так как доплеровское изменение ширины резонансных пиков является следствием изменения температуры топлива, то эффект Доплера оказывает практически мгновенное отрицательное температурное воздействие на реактивность.

Величина коэффициента β_T зависит от вида топлива и резонансного поглотителя в совокупности. Так, для урана-238 в металлическом топливе $\beta_T \cong 0,6 \cdot 10^{-2}$. Для урана-238 в составе керамического оксидного топлива этот коэффициент на 25% больше и составляет $0,8 \cdot 10^{-2}$. Для тория-232 в составе оксида $\beta_T \cong 1,5 \cdot 10^{-2}$. Пользуясь приведенными данными можно оценить порядок $\alpha_{T_{\text{топ}}}$. Если $\varphi = 0,8$, $T = 1000$ К, то для урана-238 в составе диоксида урана $\alpha_{T_{\text{топ}}} \approx -2,8 \cdot 10^{-5}$ 1/К. Порядок 10^{-5} 1/К является характерным для коэффициента реактивности по температуре топлива.

Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя. Эффекты обратной связи по реактивности также возникают вследствие изменения температуры остальных компонентов активной зоны (теплоносителя, конструкционных материалов, замедлителя). При этом эффект реактивности по плотности теплоносителя является одним из наиболее важных параметров, используемых при обосновании безопасности реактора. Это связано с тем, что теплоноситель, во-первых, занимает значительную часть объема активной зоны, а во-вторых, время его прохождения через активную зону в эксплуатационных режимах относительно мало (доли секунды). В результате этот эффект реактивности может проявляться с малым временем запаздывания. Причинами возникновения реактивности по плотности теплоносителя являются термическое расширение теплоносителя, закипание теплоносителя, попадание в теплоноситель пузырьков пара и др.

Плотность теплоносителя влияет на все параметры в формуле (2.26) и поэтому для более точного вычисления необходимо учитывать зависимость всех этих сомножителей от плотности теплоносителя. Однако установлено, что в энергетических реакторах типа ВВЭР-1000 и РБМК наиболее чувствительными к изменению плотности теплоносителя являются величины вероятности избежать резонансного поглощения φ и коэффициента использования тепловых нейтронов θ . Таким образом, для получения оценки плотностного коэффициента реактивности ограничимся учетом только этих двух факторов:

$$\alpha_{\gamma_{\text{тн}}} \approx \frac{\partial \rho}{\partial \gamma} = \frac{1}{\varphi} \frac{\partial \varphi}{\partial \gamma} + \frac{1}{\theta} \frac{\partial \theta}{\partial \gamma}. \quad (2.32)$$

Зависимости параметров φ и θ от плотности теплоносителя γ для реакторов типа ВВЭР имеют вид

$$\varphi = \exp \left[- \frac{N_p V_{\text{бл}} J_{\text{эф}}}{(\xi \Sigma_s V)_{\text{H}_2\text{O}} \frac{\gamma}{\gamma_0}} \right]; \quad (2.33)$$

$$\theta = \frac{1}{1 + \frac{(\Sigma_c V \Phi)_{\text{H}_2\text{O}} \frac{\gamma}{\gamma_0}}{(\Sigma_a V \Phi)_{\text{бл}}}}. \quad (2.34)$$

Из этих соотношений находим производные, входящие в (2.32), и определяем коэффициент реактивности:

$$\alpha_{\gamma} = - \frac{1}{\gamma} \left[\ln \varphi + (1 - \theta) \right]. \quad (2.35)$$

Из полученного соотношения видно, что коэффициент реактивности по плотности теплоносителя может иметь как отрицательный, так и положительный знак, в зависимости от значений величин θ и φ . Для того чтобы α_{γ} был положительным, необходимо выполнение неравенства:

$$\varphi < \exp(\theta - 1). \quad (2.36)$$

При увеличении мощности плотность теплоносителя уменьшается, и для саморегулирования реактора необходимо, чтобы это изменение плотности приводило к отрицательному эффекту реактивности. Таким образом, благоприятным для безопасности реак-

тора является положительный коэффициент реактивности по плотности теплоносителя.

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя. Изменение температуры теплоносителя приводит к изменению многих параметров активной зоны: температуры топлива, спектра нейтронов, плотности теплоносителя. Эффекты реактивности, вызванные изменением плотности теплоносителя и температуры топлива, были рассмотрены ранее. Сосредоточимся на рассмотрении эффекта реактивности, связанного с изменением спектра нейтронов.

Отметим, что теплоноситель преимущественно рассеивает нейтроны. Изменение спектра нейтронов при изменении температуры среды, рассеивающей нейтроны, связано с эффектом термализации нейтронов. Эффект термализации заключается в том, что при замедлении нейтронов до энергий, сравнимых с энергиями теплового движения молекул и атомов рассеивающей среды, часть нейтронов может претерпевать как рассеяние с потерей кинетической энергии, так и рассеяние, при котором их энергия увеличивается. Это приводит к тому, что температура нейтронного газа в тепловой области сравнима с температурой рассеивающей среды и, более того, определяется ею.

Если рассматривать гомогенный реактор, при увеличении температуры теплоносителя или замедлителя происходит смещение спектра нейтронов в область более высоких энергий, что для реакторов на тепловых нейтронах должно давать отрицательный вклад в реактивность.

В гетерогенном реакторе влияние температуры теплоносителя (замедлителя) носит более сложный характер. Расчетные исследования показывают, что для водо-водяных реакторов с водой под давлением коэффициент реактивности $(\partial\rho/\partial T_{\text{тн}})_{\gamma=\text{const}}$ всегда положителен. Однако положительный вклад этого эффекта невелик, и при увеличении температуры теплоносителя он компенсируется плотностным эффектом. Поэтому для оценок используют следующее определение коэффициента реактивности по температуре теплоносителя:

$$\alpha_{T_{\text{тн}}} = \left(\frac{\partial \rho}{\partial T_{\text{тн}}} \right)_{\gamma=\text{const}} + \frac{\partial \rho}{\partial \gamma} \frac{d\gamma}{dT_{\text{тн}}}, \quad (2.37)$$

учитывающее плотностной эффект.

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя изменяется в разных режимах работы реактора и в течение топливной кампании. Для реактора ВВЭР-440 в начале кампании $\alpha_{\gamma} = 0,008 \text{ см}^3/\text{Г}$, $\alpha_{T_{\text{тн}}} = -0,294 \times 10^{-4} \text{ 1/К}$, в конце кампании $\alpha_{\gamma} = 0,268 \text{ см}^3/\text{Г}$, $\alpha_{T_{\text{тн}}} = -4,632 \times 10^{-4} \text{ 1/К}$.

Мощностной коэффициент реактивности. При изменении мощности реактора изменяются температуры топлива, теплоносителя и замедлителя, плотность теплоносителя, а так же другие параметры активной зоны, влияющие на реактивность. Если характерные времена изменения этих параметров малы по сравнению с характерным временем изменением мощности, то для описания всей совокупности действующих реактивных обратных связей используют мощностной коэффициент реактивности.

Обозначим через x_i , $1 \leq i \leq N$, параметры активной зоны, которые изменяются практически мгновенно и определяются уровнем мощности реактора w . Тогда для коэффициента реактивности по мощности реактора можно записать:

$$\alpha_w = \frac{\partial \rho(x_1(w), \dots, x_N(w))}{\partial w} = \sum_{i=1}^N \alpha_{x_i} \frac{dx_i}{dw}. \quad (2.38)$$

Таким образом, значение мощностного коэффициента реактивности определяется коэффициентами реактивности по параметрам активной зоны и степенью влияния на них уровня мощности.

Влияние эффектов обратных связей на динамику реактора. Наличие разнообразных обратных связей приводит к существенному изменению динамики реактора. В качестве примера рассмотрим модель динамики реактора, основанную на уравнениях точечной кинетике реактора с одной группой запаздывающих нейтронов и с обратной связью по мощности:

$$\begin{aligned}
\frac{dw}{dt} &= \frac{\rho(w) - \beta}{l} w + \lambda C; \\
\frac{dC}{dt} &= -\lambda C + \frac{\beta}{l} w; \\
\rho(w) &= \rho_0 + \alpha_w (w - w_0).
\end{aligned}
\tag{2.39}$$

В этих уравнениях ρ_0 – внесенная извне реактивность, α_w – мощностной коэффициент реактивности, w_0 – стационарная мощность (при $\rho_0 = 0$).

Рассмотрим режим работы реактора при переходе с одной мощности на другую. Предположим, что при $t < 0$ реактор находился в равновесном состоянии с мощностью w_0 . В момент времени $t = 0$ была внесена реактивность ρ_0 . На рис. 2.2 приведены графики изменения мощности, соответствующие такому переходному процессу. Из этих графиков видно, что в случае отрицательности мощностного коэффициента реактивности происходит переход реактора с одной равновесной мощности w_0 на другую w_1 , такую, при которой суммарная реактивность $\rho_0 + \rho(w_1)$ равна нулю. Таким образом, реактор с отрицательным мощностным коэффициентом реактивности является устойчивым. В противном случае мощность неограниченно растет при вводе сколь угодно малой положительной реактивности или падает до нуля при вводе сколь угодно малой отрицательной реактивности, и тогда говорят, что реактор является неустойчивым.

Получим оценки границ устойчивости реактора более строго. Введем отклонения от стационарного состояния при $\rho_0 = 0$:

$$\begin{aligned}
\delta w &= w - w_0; \\
\delta C &= C - C_0.
\end{aligned}
\tag{2.40}$$

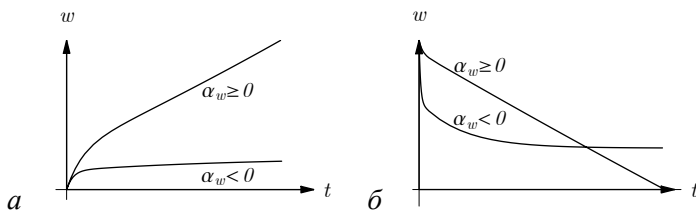


Рис. 2.2. Влияние знака мощностного коэффициента реактивности на изменение мощности при ее увеличении (а) и уменьшении (б)

Тогда уравнения (2.39) можно переписать относительно отклонений:

$$\begin{aligned}\frac{d\delta w}{dt} &= \frac{\rho(\delta w) - \beta}{l} (\delta w + w_0) + \lambda(\delta C + C_0); \\ \frac{d\delta C}{dt} &= -\lambda(\delta C + C_0) + \frac{\beta}{l} (\delta w + w_0); \\ \rho(\delta w) &= \alpha_w \delta w.\end{aligned}\tag{2.41}$$

Учитывая, что w_0, C_0 – стационарные решения и пренебрегая членами второго порядка малости, получим следующую систему уравнений:

$$\begin{aligned}\frac{d\delta w}{dt} &= \frac{\alpha_w w_0 - \beta}{l} \delta w + \lambda \delta C; \\ \frac{d\delta C}{dt} &= -\lambda \delta C + \frac{\beta}{l} \delta w.\end{aligned}\tag{2.42}$$

Устойчивость нулевого решения ($\delta w = 0, \delta C = 0$) этой системы уравнений будет определяться знаками корней характеристического уравнения. Условие устойчивости имеет вид

$$\frac{w_0 \alpha_w - \beta - \lambda l \pm \sqrt{4lw_0 \alpha_w \lambda + (\beta + \lambda l - w_0 \alpha_w)^2}}{2l} < 0\tag{2.43}$$

и выполняется только, если $\alpha_w < 0$.

2.4. Влияние изменения изотопного состава на реактивность

Отравление реактора ксеноном. Процессы изменения концентрации ксенона и йода, возникающие при изменении мощности реактора, являются неустранимой особенностью всех реакторов. В реакторах с тепловым и промежуточным спектром нейтронов эти процессы оказывают большое влияние на размножающие свойства активной зоны. Это связано с тем, что изотоп ^{135}Xe имеет очень большое сечение захвата нейтронов в тепловой области ($\sigma_X \approx 3 \cdot 10^6$ барн). Схема образования этого изотопа при делении ядер ^{235}U приведена на рис.2.3.

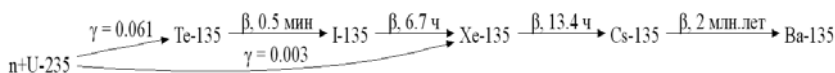


Рис. 2.3. Схема образования и распада ксенона в процессе реакции деления ^{235}U

Пренебрегая процессом β -распада изотопа Te-135, который определяется периодом полураспада, много меньшим, чем период полураспада ксенона и йода, можно записать уравнения, определяющие динамику концентрации ксенона:

$$\begin{cases} \frac{dI}{dt} = -\lambda_I I + \gamma_I \Sigma_f \Phi; \\ \frac{dX}{dt} = -\lambda_X X - \sigma_X X \Phi + \lambda_I I + \gamma_X \Sigma_f \Phi, \end{cases} \quad (2.44)$$

где X, I – концентрации ксенона и йода в активной зоне; $\lambda_I = 2,86 \times 10^{-5} \text{ с}^{-1}$ – постоянная распада йода; $\lambda_X = 2,08 \times 10^{-5} \text{ с}^{-1}$ – постоянная распада ксенона; γ_X, γ_I – доли ядер ксенона и йода, приходящиеся на один акт деления; Σ_f – макросечение деления; Φ – поток нейтронов.

При поддержании стационарного уровня мощности концентрации ксенона и йода принимают следующие равновесные значения:

$$\begin{cases} I_0 = \frac{\gamma_I \Sigma_f \Phi_0}{\lambda_I}, \\ X_0 = \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \Sigma_f \Phi_0}{\lambda_X + \sigma_X \Phi_0}, \end{cases} \quad (2.45)$$

где Φ_0 – стационарный поток нейтронов.

Из формул (2.45) видно, что при увеличении обогащения топлива ураном-235 растет количество делений, характеризуемое величиной Σ_f , и, соответственно, равновесная концентрация ксенона. Для исключения такого рода зависимости при количественной оценке отравления реактора ксеноном используют отношение скорости реакции захвата нейтронов ядрами ксенона к скорости поглощения нейтронов ядрами ^{235}U :

$$q_{\text{Xe}} = \frac{\Sigma_{\text{Xe}}}{\Sigma_a^5} = \frac{X \sigma_X}{\Sigma_a^5}, \quad (2.46)$$

где Σ_a^5 – макросечение поглощения нейтронов ядрами ^{235}U . Величина q_{Xe} называется показателем отравления. Подстановка выражения (2.45) в (2.46) приводит к формуле для оценки показателя стационарного отравления:

$$q_{\text{Xe}} = \frac{(\gamma_I + \gamma_X) \phi_0}{(1 + \phi_0)} \frac{\sigma_f}{\sigma_a^5}, \quad (2.47)$$

где $\phi_0 = \sigma_X \Phi_0 / \lambda_X$ – безразмерный стационарный поток.

В процессе кампании, с выгоранием топлива, поток нейтронов увеличивается, что приводит к росту стационарного отравления ксеноном, максимальное значение которого определяется выражением:

$$q_{\text{Xe}}^{\text{max}} = \lim_{\phi_0 \rightarrow +\infty} q_{\text{Xe}}(\phi_0) = \frac{\sigma_f(\gamma_X + \gamma_I)}{\sigma_a^5} \quad (2.48)$$

и зависит только от свойств делящегося нуклида.

Для теплового реактора можно принять следующие характерные оценки для сечений взаимодействия топливных ядер с нейтронами: $\sigma_a^5 = 700$ барн, $\sigma_f = 600$ барн. Выходы ядер йода и ксенона составляют $\gamma_X = 0,06$, $\gamma_I = 0,003$. Максимальный показатель отравления имеет значение порядка 0,05. При стационарной работе реактора на полной мощности поток нейтронов имеет порядок $10^{12} \div 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, соответствующий безразмерный поток $\phi_0 = 0,14 \div 1,4$, откуда показатель отравления реактора ВВЭР-1000 при эксплуатации имеет порядок от 0,6 до 3 %.

Вклад в реактивность ρ_{Xe} , который дает стационарное отравление ксеноном, определяется произведением показателя отравления на коэффициент использования тепловых нейтронов, взятый с обратным знаком. Коэффициент использования тепловых нейтронов мало отличается от единицы, поэтому $\rho_{\text{Xe}} \approx -q_{\text{Xe}}$.

При полной остановке реактора накопившийся за время его работы йод начинает распадаться, что приводит к увеличению концентрации ксенона. Повышение концентрации ксенона приводит к исчерпанию запаса реактивности, и реактор значительное время не может быть выведен на мощность при отсутствии достаточного запаса реактивности. Максимальное отравление реактора ксеноном наступает через 10 – 12 ч после остановки, а уменьшение количества ксенона до значений, предшествовавших останову, требует времени порядка суток. Такой процесс называется йодной ямой.

Наличие обратной связи по мощности усложняет динамику реактора, связанную с отравлением ксеноном. Для понимания этого проведем мысленный эксперимент. Пусть реактор работал на некоторой стационарной мощности. В начальный момент времени уровень мощности увеличился. Рост мощности привел к увеличению скорости выгорания ксенона, что вызовет дальнейшее повышение мощности, пока оно не будет скомпенсировано отрицательной обратной связью по мощности.

Но увеличение нейтронного потока приводит и к ускорению образования йода, в результате распада которого концентрация ксенона будет повышаться, а мощность, соответственно, уменьшаться. Таким образом, в реакторе на тепловых нейтронах возможно возникновение осцилляций мощности с периодом порядка периода полураспада ксенона, которые получили название ксеноновых колебаний.

В реакторах с большими размерами активной зоны (ВВЭР, РБМК, CANDU) возможны локальные осцилляции энерговыделения, имеющие механизм, аналогичный вышеизложенному. Эти осцилляции могут приводить к перегревам оболочек ТВЭЛов, уменьшению коэффициента запаса до кризиса, т.е. нарушить условия теплотехнической надежности активной зоны.

При проектировании реактора должны быть учтены все возможные режимы его работы и заложены соответствующие запасы реактивности, обеспечивающие маневрирование мощностью с учетом процессов как стационарного, так и нестационарного отравления ксеноном.

Отравление самарием. Другим нуклидом, образующимся в результате деления ядер топлива и изменения концентрации которого оказывают сильное влияние на реактивность, является самарий-149. Микроскопическое деление самария-149 составляет $\sigma_{Sm} \approx 5 \times 10^4$ барн. Самарий получается в результате цепочки распада ядер, инициируемой при захвате нейтрона ядром урана-235.

В отличие от ксенона-135, самарий-149 является стабильным изотопом, и его убыль происходит только за счет захвата нейтронов. Это обстоятельство определяет и отличия процесса отравления реактора самарием-149. Уравнения кинетики отравления самарием имеют следующий вид:

$$\begin{cases} \frac{dC_{Pm}}{dt} = -\lambda_{Pm} C_{Pm} + \gamma_{Pm} \Sigma_f \Phi; \\ \frac{dC_{Sm}}{dt} = \lambda_{Pm} C_{Pm} - \sigma_{Sm} C_{Sm} \Phi, \end{cases} \quad (2.49)$$

где $\lambda_{\text{pm}} \approx 3,6 \times 10^{-6} \text{ с}^{-1}$ – постоянная распада прометия; $\gamma_{\text{pm}} = 0,013$ – доля ядер прометия, приходящаяся на один акт деления; C_{pm} , C_{sm} – концентрации прометия и самария соответственно.

Стационарные концентрации прометия и самария можно получить, приравняв производные в (2.49) нулю и решив получившиеся уравнения. Решение имеет вид

$$\begin{cases} C_{\text{pm},0} = \frac{\gamma_{\text{pm}} \Sigma_f \Phi_0}{\lambda_{\text{pm}}}; \\ C_{\text{sm},0} = \frac{\gamma_{\text{pm}} \Sigma_f}{\sigma_{\text{sm}}}. \end{cases} \quad (2.50)$$

Таким образом, стационарная концентрация прометия пропорциональна потоку нейтронов, подобно стационарной концентрации йода, а концентрация самария от потока нейтронов не зависит и определяется (прямо пропорционально) только средней концентрацией ядер топлива в активной зоне. Это обстоятельство является следствием стабильности самария-149.

Подобно ксеноновому отравлению можно ввести показатель отравления реактора самарием-249:

$$q_{\text{sm}} = \frac{\sigma_{\text{sm}} C_{\text{sm}}}{\Sigma_a^5}. \quad (2.51)$$

Для стационарного отравления этот показатель можно оценить по формуле:

$$q_{\text{sm}} = \frac{\gamma_{\text{sm}} \sigma_f}{\sigma_a^5}. \quad (2.52)$$

Используя введенные выше значения микросечений деления и поглощения нейтронов ураном-235, получим следующую оценку показателя отравления, который практически совпадает с эффектом реактивности, вносимым самарием: $q_{\text{sm}} \approx 0,01$, $\rho_{\text{sm}} \approx -1\%$.

Стабильность самария приводит к интересному процессу, так называемой «прометиевой смерти». Предположим, что реактор работал некоторое время на постоянной мощности. За это время на-

скопилось определенное количество прометия, которое можно оценить по формуле (2.50). Если в некоторый момент времени реактор был остановлен, то прометий начинает распадаться, а количество самария увеличиваться. В результате при определенном количестве самария может быть скомпенсирован весь запас реактивности, и реактор будет необратимо остановлен, так как самарий не распадается.

2.5. Органы регулирования реактора

Для внешних управляющих воздействий на реактивность используется система управления и защиты (СУЗ). Органы регулирования СУЗ используются для:

- компенсации большого запаса реактивности ($\rho_{\text{зап}} > \beta_{\text{эф}}$);
- небольших изменений реактивности для управления мощностью реактора ($\rho < \beta_{\text{эф}}$);
- выполнения функции остановки реактора – быстрого внесения большой отрицательной реактивности.

Для того чтобы компенсировать запас реактивности, в реакторе используются поглотители нейтронов – компенсаторы реактивности (КР), выполненные в виде компенсирующих стержней (КС) или компенсирующих решеток, набранных из листов поглощающего нейтроны вещества. Этот способ компенсации запаса реактивности называют активным. Компенсировать запас реактивности возможно также и пассивным способом, если вещество-поглотитель присутствует в топливе, замедлителе или теплоносителе в виде выгодного поглотителя (ВП). В этом случае на КС приходится доля запаса реактивности, обусловленная режимными эффектами реактивности (температурным эффектом и отравлением ксеноном).

Физический вес, или компенсирующая способность – реактивность, которую КС может компенсировать или высвободить, соответственно, при введении или выведении его из активной зоны. Эффективность КС определяется долей нейтронов, поглощенных им в активной зоне, а также дополнительной утечкой нейтронов, вызванной деформацией нейтронного поля.

Физический вес ρ_{Σ} всех КС в реакторе должен учитывать все компоненты запаса реактивности. Для реактора без ВП это эквивалентно неравенству:

$$\rho_{\Sigma} \geq |\rho_{\kappa} + \rho_{\text{Xe}} + \rho_T + \rho_N| + \Delta\rho_T^+ + \rho_{\text{рез}} + |\rho_{\text{AP}}|, \quad (2.53)$$

а для реактора с ВП:

$$\rho_{\Sigma} \geq |\rho_{\text{Xe}} + \rho_T + \rho_N| + \Delta\rho_T^+ + \rho_{\kappa}^{\pm} + \rho_{\text{рез}} + |\rho_{\text{AP}}|, \quad (2.54)$$

где $|\rho_{\kappa}|$, $|\rho_{\text{Xe}}|$ – часть запаса реактивности, расходуемая на выгорание, шлакование, стационарное отравление ^{149}Sm и на отравление ксеноном соответственно; $|\rho_T|$ и $|\rho_N|$ – часть запаса реактивности, расходуемая на отрицательные температурный и мощностной эффекты соответственно; ρ_T^+ – возможное увеличение запаса реактивности за счет отрицательного температурного эффекта реактивности; $\rho_{\text{рез}}$ – резервный запас реактивности; ρ_{AP} – физический вес одного стержня автоматического регулятора (АР); $\rho_{\kappa}^{\pm}$ – положительный и отрицательный выбеги реактивности, обусловленные ВП.

Реактивность, вносимая КС при его движении в активной зоне, зависит от положения КС. Эту зависимость называют интегральной характеристикой КС:

$$\rho_{\text{КС}} = \rho_{\text{КС}}(h) = \int_0^h \frac{d\rho_{\text{КС}}(z)}{dz} dz. \quad (2.55)$$

Соответственно, эта функция является характеристикой компенсирующего стержня, позволяющей рассчитать необходимое его перемещение при управлении мощностью реактора. Производная этой функции по высоте $d\rho_{\text{КС}}(h)/dh$ называется дифференциальной характеристикой стержня и имеет понятный физический смысл: она выражает зависимость эффективности перемещения стержня на единицу длины в зависимости от его положения. Диф-

ференциальная характеристика стержня определяется экспериментально. Пример дифференциальной и интегральной характеристик СУЗ приведен на рис. 2.4.

Если известны максимально допустимые значения вносимой реактивности $\rho_{\text{доп}}$ и допустимые скорости ее внесения $\left(\frac{d\rho}{dt}\right)_{\text{доп}}$, то, зная дифференциальную характеристику стержня, можно определить:

- допустимый шаг подъема КС –

$$\Delta h_{\text{доп}} = \frac{\rho_{\text{доп}}}{\left(\frac{d\rho_{\text{КС}}}{dh}\right)_{\text{макс}}}; \quad (2.56)$$

- допустимую скорость подъема КС –

$$\left(\frac{dh}{dt}\right)_{\text{доп}} = \left(\frac{d\rho_{\text{КС}}}{dt}\right)_{\text{доп}} / \left(\frac{d\rho_{\text{КС}}}{dh}\right)_{\text{макс}}. \quad (2.57)$$

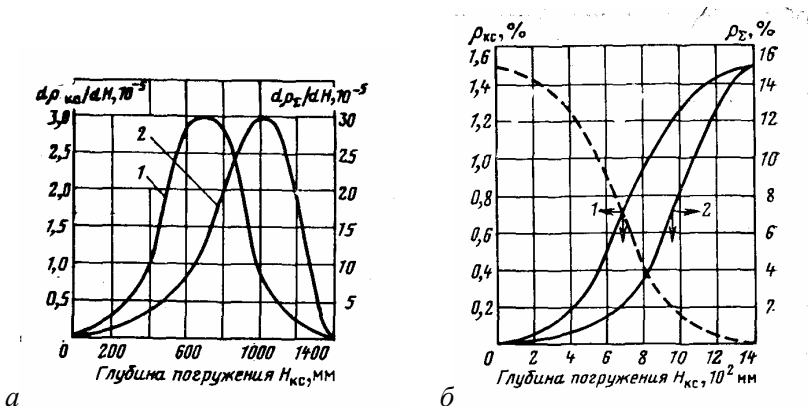


Рис. 2.4. Дифференциальная (а) и интегральная (б) характеристики одного (1) и десяти (2) КС реактора

Для медленного воздействия на реактивность в водо-водяных реакторах используют изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе. Запас водного раствора борной кислоты содержится в специальных баках. Раствор через систему подпитки-продувки поступает в первый контур и активную зону реактора, оказывая воздействие на реактивность. Для такого способа регулирования также необходимо знать его эффективность – борный коэффициент реактивности

$$\alpha_B = \partial \rho / \partial C_B, \quad (2.58)$$

а также его зависимость от температуры.

Скорость изменения реактивности, вносимой бором, определяется скоростью изменения концентрации борной кислоты в активной зоне, которая, в свою очередь, зависит от подпитки первого контура чистой водой или водой с повышенной концентрацией борной кислоты. Изменение концентрации борной кислоты в зависимости от времени равно:

$$C_B(t) = C_{B0} \exp\left(-\frac{Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{\gamma V} t\right) + C_{B, \text{подп}} \left(1 - \exp\left(-\frac{Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{\gamma V} t\right)\right), \quad (2.59)$$

где C_{B0} – начальная концентрация борной кислоты; $C_{B, \text{подп}}$ – концентрация борной кислоты в подпиточной воде; $G_{\text{пр}} = Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}$ – массовый расход продувочной воды; γV – масса теплоносителя в первом контуре.

Маневренность системы борного регулирования характеризуют относительной скоростью изменения концентрации борной кислоты при разбавлении теплоносителя чистой водой:

$$\frac{dC_B(t)}{dt} / C_B(t) = \frac{Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{\gamma V}. \quad (2.60)$$

При этом скорость изменения реактивности можно оценить, помножив обе части равенства (2.60) на коэффициент реактивности α_B :

$$\frac{d\rho}{dt} = \frac{C_B \alpha_B Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{\gamma V}. \quad (2.61)$$

Оценим значение скорости изменения реактивности при помощи борного регулирования, воспользовавшись следующими величинами, характерными для начала топливной кампании реактора ВВЭР-1000: $C_B \approx 5$ г/кг; $\alpha_B \approx -2\beta_{\text{эф}}$ кг/г; $Q_{\text{пр}} = 16$ м³/ч; $\gamma = 750$ кг/м³; $\gamma_{\text{пр}} = 850$ кг/м³; $V = 280$ м³. Подставив эти величины в формулу (2.61), получим значение изменения скорости реактивности порядка $0,64 \beta_{\text{эф}}$ / ч.

Контрольные вопросы

1. Какими параметрами и как характеризуется критичность реактора?
2. Что такое запаздывающие нейтроны? Какое влияние они оказывают на ход цепной реакции деления в активной зоне реактора?
3. Напишите уравнения точечной кинетики реактора и объясните их физический смысл.
4. Какой максимальной скоростью ограничивается ввод реактивности Правилами ядерной безопасности?
5. Напишите формулу четырех сомножителей, объясните физический смысл каждого сомножителя.
6. Что такое эффекты и коэффициенты реактивности? Какие факторы влияют на реактивность?
7. Какими способами можно управлять реакцией деления? Что такое саморегулирование реактора?
8. Что такое эффект Доплера в ядерной физике? Опишите его физический механизм. Как он влияет на реактивность?
9. Как влияет на реактивность: а) изменение только плотности теплоносителя; б) изменение только температуры теплоносителя; в) изменение и плотности, и температуры теплоносителя? Какие физические процессы при этом происходят?
10. Что такое мощностной эффект реактивности? Как он связан с саморегулированием реактора?
11. Что такое отравление реактора? Как процессы отравления ксеноном влияют на безопасность реактора?
12. Что такое СУЗ реактора? Из каких элементов состоит эта система? Что такое физический вес органов регулирования?
13. Что такое интегральная и дифференциальная характеристика СУЗ? Нарисуйте характерную дифференциальную характеристику СУЗ, объясните, почему она имеет именно такой вид.

ГЛАВА 3. ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ И ТЕПЛОСЪЕМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ

Работоспособность активной зоны определяется надежностью твэлов. В твэлах осуществляется цепная реакция деления ядер топлива и выделение тепловой энергии, в результате чего твэлы при эксплуатации реактора подвергаются воздействию следующих факторов:

- высоких температур;
- термических и механических нагрузок;
- ионизирующего излучения;
- химического взаимодействия оболочек с теплоносителем и топливной композицией.

Активная зона работоспособна, если в течение кампании ядерного топлива твэлы сохраняют свою герметичность в установленных пределах (см. разд. 1.2) и изменение геометрических размеров и формы твэлов не приводит к существенному ухудшению условий их охлаждения. Это условие определяется как теплотехническая надежность активной зоны. Для выполнения упомянутых требований при эксплуатации не допускается перегрев твэлов из-за непредвиденного возрастания мощности реактора, изменения распределения энерговыделения в объеме активной зоны, ухудшения охлаждения твэлов.

Таким образом, возможность отклонения от условий нормальной эксплуатации ядерного реактора во многом определяется нарушением баланса между поступающей и отводимой из активной зоны тепловой энергии. В свою очередь развитие аварийной ситуации зависит от уровня аварийного тепловыделения в активной зоне, динамики происходящих в ней при этом теплогидравлических процессов, а также эффективности работы систем аварийного охлаждения. Все это должно учитываться при анализе теплогидравлических характеристик реакторной установки.

3.1. Источники аварийного тепловыделения

К источникам аварийного тепловыделения относят источники тепловой энергии, продолжающие выделять энергию после подачи сигнала на срабатывание системы аварийной защиты реактора, которая должна перевести активную зону в подкритическое состояние. Это – тепловая энергия цепной реакции деления, тепло радиоактивного распада продуктов ядерных реакций, тепло химических реакций, энергия рекомбинации радиационных дефектов. Помимо этого тепловая энергия в аварийной ситуации может перераспределяться между различными элементами активной зоны из-за имевшейся к началу аварии разности температур между ними.

3.1.1. Тепло цепной реакции деления

После подачи аварийного сигнала производится автоматический ввод в активную зону поглощающих стержней аварийной защиты. В ядерных реакторах, имеющих вертикальную конфигурацию активной зоны, поглощающие стержни движутся, как правило, под действием силы тяжести. Интервал времени τ_1 , в течение которого происходит падение стержней, является основной составляющей времени срабатывания системы аварийной защиты и в зависимости от типа реактора изменяется от 2 до 6 с. Для оценок примем среднее значение τ_1 , составляющее 4 с. Во время падения поглощающих стержней плотность потока нейтронов и мощность энерговыделения существенно изменяются. Оценки, полученные с использованием программы NOSTRA, показывают, энерговыделение за время падения аварийной защиты успевает снизиться со 100 до 5 %. Считая в первом приближении, что мощность реактора изменяется во времени по линейному закону, можно оценить количество тепла Q_1 , выделившееся за время срабатывания аварийной защиты:

$$Q_1 \approx 1/2(P_0 - P_1)\tau_1 = 1/2(1 - 0,05)P_0\tau_1 \Big|_{\tau_1=4\text{ с}} = 1,9P_0 \text{ Дж}. \quad (3.1)$$

Даже после введения отрицательной реактивности цепная реакция еще продолжается в течение небольшого промежутка времени. При этом мощность от деления мгновенными нейтронами спадает

за доли секунды. Тепловая мощность, обусловленная запаздывающими нейтронами, снижается до уровня 1 % от начальной спустя 3 – 5 мин, и в дальнейшем ею можно пренебречь.

Изменение мощности активной зоны на этом этапе можно приближенно описать с помощью уравнений точечной кинетики (2.9). Проинтегрировав решение этих уравнений (2.14), можно получить оценку числа нейтронов, выделившихся за этот период времени:

$$\frac{n_{\infty}}{n_0} = -\frac{\beta_{\text{эф}}}{\lambda \rho_{\text{АЗ}}} - \frac{\rho_{\text{АЗ}} \tau_{\text{мгн}}}{(\beta_{\text{эф}} - \rho_{\text{АЗ}})}, \quad (3.2)$$

где n_0 – число нейтронов в активной зоне в начальный момент времени; n_{∞} – выделившееся число нейтронов; β – доля запаздывающих нейтронов; $\rho_{\text{АЗ}} < 0$ – вес введенных стержней аварийной защиты; $\tau_{\text{мгн}}$ – время жизни мгновенных нейтронов. Отсюда количество тепла, выделившегося в ходе затухания цепной реакции деления:

$$Q_2 = -\left(\frac{\beta}{\lambda \rho_{\text{АЗ}}} + \frac{\rho_{\text{АЗ}} \tau_{\text{мгн}}}{(\beta - \rho_{\text{АЗ}})^2} \right) P_0. \quad (3.3)$$

Для характерных для водо-водяных реакторов значений $\beta_{\text{эф}} = 0,0064$, $\tau_{\text{мгн}} = 10^{-6}$ с, $\lambda = 0,07$ с⁻¹ и $\rho_{\text{АЗ}} = 10\beta$ получим $Q_2 = 1,4 P_0$. Большая часть этого тепла выделится в первые 20 – 30 с. Таким образом, после подачи сигнала на срабатывание аварийной защиты, в активной зоне может выделиться энергия затухающей реакции деления около $3P_0$ Дж.

3.1.2. Тепло распада продуктов деления

Основной составляющей тепловой мощности в ядерном реакторе через несколько минут после остановки будет являться тепловыделение, обусловленное торможением β - и γ -излучений, осколков деления и продуктов их распада, которое называется остаточ-

ным. Сразу же после остановки реактора остаточное тепловыделение составляет около 6 % от P_0 , спустя 10 мин – 2 – 3 % от P_0 .

Величина остаточного тепловыделения является сложной функцией топливной композиции активной зоны, спектра нейтронов и времени работы реактора на определенном уровне мощности. На практике для оценки остаточного тепловыделения пользуются эмпирическими зависимостями. При остановке реактора, работавшего на мощности P_0 , остаточное тепловыделение в интервале времени после остановки $10 \div 10^7$ с следует приближенной формуле:

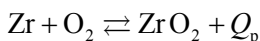
$$P(t) \approx 0,065 P_0 [t^{-0,2} - (T + t)^{-0,2}], \quad (3.4)$$

где T – период времени работы реактора на мощности в секундах. Величину количества тепловой энергии Q_3 , выделившейся в активной зоне вследствие распада продуктов деления, можно получить, интегрируя по соответствующему временному интервалу выражение (3.4). Эта оценка дает значение $Q_3 \approx 1 P_0$ на первые 20 с после остановки реактора.

3.1.3. Тепло химических реакций

При повышенных температурах, которые могут достигаться в ходе развития аварийной ситуации, в активной зоне между различными веществами могут идти химические реакции (в том числе экзотермические), которые в нормальных условиях не идут совсем или идут с пренебрежимо малой скоростью.

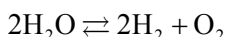
При протекании некоторых из них выделяется такое количество тепловой энергии, что реакция может стать самоподдерживающейся. Пример такой химической реакции – реакция окисления изготовленной из циркониевого сплава оболочки твэлов в легководных реакторах:



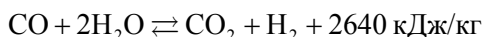
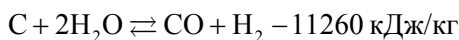
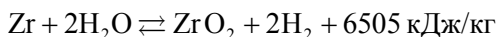
где $Q_p = 12022$ кДж/кг – теплота реакции.

При нормальном режиме эксплуатации ядерного реактора скорость этой реакции чрезвычайно мала, однако при температурах оболочки выше 1500 К она резко возрастает. При плохом тепло-съеме с поверхности оболочки может начаться процесс саморазо-грева вплоть до ее плавления.

Большую роль в химических реакциях, являющихся источниками аварийного тепловыделения, играют также вещества, которые образуются в результате ядерных реакций или радиолиза. Весьма опасными являются продукты радиолиза воды под действием γ -излучения:



Водород может выделяться также при взаимодействии водяного пара с циркониевым сплавом (в легководных реакторах), с натрием (в реакторах с жидкометаллическим натриевым теплоносителем) и с углеродом (в реакторах с графитовым замедлителем):



Возможно горение и взрыв образующихся водородосодержащих смесей в реакторной установке или в защитной оболочке. Помимо этого выделяющееся в ходе экзотермических реакций тепло может приводить к вскипанию теплоносителя и паровому взрыву в активной зоне.

Реакция взаимодействия циркония, содержащегося в оболочке, с паром называется пароциркониевой. Эта реакция, помимо выделения тепла и водорода, также сопровождается снижением механической прочности оболочки из-за охрупчивания. При температурах $T > 1500 \text{ К}$ эта реакция становится самоподдерживающейся.

Термическая диссоциация воды на водород и кислород происходит с заметной скоростью при $T > 2000 \text{ }^\circ\text{C}$. Этот процесс может начаться при авариях с потерей теплоносителя из активной зоны.

3.1.4. Запасенная энергия

При работе ядерного реактора на мощности в элементах активной зоны накапливается энергия радиационных дефектов, которая затем при определенных условиях (при увеличении температуры до значений, превышающих температуру облучения) может выделяться и приводить к повышению температуры. Это явление, известное как эффект Вигнера, в наибольшей степени проявляется в материалах, имеющих слоистую кристаллическую решетку. Например, величина этой энергии в графите достигает 2500 Дж/г и достаточна для саморазогрева графита в адиабатических условиях до 2500 К. Характер выделения этой энергии зависит от дозы облучения, температуры облучения и кристаллической решетки материала.

В качестве запасенной также рассматривают тепловую энергию, запасенную в нагретых элементах активной зоны. Из-за неравномерности нагрева различных элементов эта энергия при изменении условий тепловыделения и теплосъема перераспределяется между ними и может приводить к нежелательному дополнительному подогреву некоторых из них. В частности, при аварийном выключении ядерного реактора вследствие ухудшения теплосъема с поверхности твэлов температура оболочек твэлов в первые моменты времени возрастает из-за перетечек тепла из центра топливных сердечников на периферию. Этот эффект особенно существенен в ядерных реакторах с оксидным топливом, имеющим низкую теплопроводность и работающим при больших радиальных перепадах температуры (~ 2000 К). Время перераспределения тепловой энергии в твэле диаметром 9 мм с оксидным ЯТ составляет около 4 – 8 с, а рост температуры оболочки при полном отсутствии теплосъема эквивалентен тепловыделению около $6P_0$ Дж.

Перераспределение тепловой энергии в активной зоне может также приводить к выделению энергии Вигнера.

Все рассмотренные источники аварийного повышения температуры будут определять направления развития аварийных ситуаций. Их последствия во многом будут зависеть от баланса между выделением энергии и теплосъемом и, как следствие, от степени повреждения твэлов (искривление твэлов с физическим контактом между ними, прогорание оболочки, выделение газа деления, разруше-

ние ядерного топлива на куски, расплавление ядерного топлива и оболочки).

3.2. Охлаждение активной зоны

В современной практике обоснования теплогидравлических характеристик реакторных установок руководствуются следующими основными положениями:

- используются верифицированные и аттестованные расчетные методики и коды, работоспособность которых подтверждена опытом их использования в проектных организациях;

- принимаются такие условия эксплуатации и задаются такие отклонения теплогидравлических характеристик от их проектных значений, чтобы получить оценки «с запасом» или, другими словами, в консервативном приближении (например, при обосновании теплотехнической надежности активной зоны ВВЭР принимается следующая наиболее неблагоприятная, с точки зрения воздействия на ее тепловой режим, комбинация отклонений параметров: тепловая мощность реактора – 104 % $P_{ном}$, расход теплоносителя по первому контуру – минимальный проектный, отклонение давления от номинала – минус 0,3 МПа, отклонение температуры на входе в реактор – плюс 2 °С, распределение энерговыделения в активной зоне – соответствующее предельным тепловым нагрузкам твэлов);

- учитываются все существенные аспекты теплогидравлики, производится согласование с нейтронно-физическими процессами.

Окончательная проверка и уточнение теплогидравлических характеристик производится по результатам измерений при пусконаладочных работах и при опытной эксплуатации.

Нормальные условия эксплуатации. Основная задача теплогидравлического анализа реакторной установки – обоснование надежности охлаждения активной зоны в стационарных режимах нормальной эксплуатации. В этих режимах необходимо соблюдение баланса между тепловой энергией, выделяющейся в твэлах, и энергией, которая передается от твэлов к теплоносителю, а также тепловой энергией, отводимой из активной зоны. Если мощность реактора равна P , то это условие запишется в виде

$$P = \int_0^{H_{a.3}} \alpha \pi n d (T_{\text{ТВЭЛ}}(z) - T_{\text{ТН}}(z)) dz = G_{1k} (h_{\text{ВЫХ}} - h_{\text{ВХ}}), \quad (3.5)$$

где n – число твэлов в активной зоне; d – диаметр твэлов; α – коэффициент теплоотдачи; $T_{\text{ТВЭЛ}}$ и $T_{\text{ТН}}$ – температуры твэлов и теплоносителя соответственно; G_{1k} – расход теплоносителя в первом контуре; $h_{\text{ВХ}}$ и $h_{\text{ВЫХ}}$ – энтальпии теплоносителя на входе и выходе активной зоны соответственно; $H_{a.3}$ – высота активной зоны.

Таким образом, для поддержания устойчивой работы реактора необходимо обеспечить параметры потока теплоносителя в первом контуре, соответствующие тепловому балансу, упрощенный вид которого определяется уравнением (3.5). Отклонение параметров (мощности реактора, расхода, давления и температуры теплоносителя) от заданных для данного режима работы влечет за собой нарушение теплового баланса и может привести к кризису теплоотдачи.

На наиболее энергонапряженных участках ТВС температура поверхности твэлов может превысить температуру насыщения теплоносителя при данном давлении. В этих местах возникает поверхностное пузырьковое кипение при недогреве жидкости в потоке теплоносителя до насыщения или при сравнительно небольших паросодержаниях двухфазной смеси. Само по себе пузырьковое кипение увеличивает теплосъем с твэлов. Однако если уровень тепловой нагрузки таков, что парообразование идет интенсивнее уноса пузырей пара потоком теплоносителя, то в месте кипения образуется устойчивая пленка пара со сравнительно низкой теплопроводностью, что резко снижает интенсивность теплоотдачи. При этом происходит резкое повышение температуры оболочки твэла, вплоть до ее плавления. Такого рода явление называется кризисом теплоотдачи первого рода. Этот кризис происходит в области больших тепловых нагрузок при достижении тепловым потоком на поверхности некоторого критического значения.

Для предотвращения пленочного кипения необходимо так организовать теплосъем в активной зоне, чтобы в самом теплонапряженном твэле существовал запас по критической тепловой нагрузке:

$$K_{\text{зап}} = \frac{q_{\text{кр}}}{q_{\text{макс}}} = \frac{q_{\text{кр}}}{k_v q}, \quad (3.6)$$

где k_v – коэффициент объемной неравномерности тепловыделения; $q_{\text{макс}}$ – максимальный тепловой поток в активной зоне; $\bar{q}$ – средний по объему активной зоны тепловой поток.

В активной зоне современных реакторов на быстрых нейтронах тепловые потоки достигают значений до 2,5 МВт/м². В реакторах на тепловых нейтронах они примерно в два раза меньше.

Кризис теплоотдачи может возникнуть и при малых тепловых потоках, но при наличии в потоке теплоносителя объемного кипения, что возможно, например, в случае снижения давления или расхода в контуре. При обтекании твэла двухфазным потоком с большим паросодержанием теплоотдача от поверхности происходит через жидкую пленку. Когда паросодержание в потоке достигает некоторого значения (граничного паросодержания $x_{\text{гр}}^0$), жидкая пленка начинает высыхать, теплоотдача падает, а температура оболочки твэла начинает расти, достигая недопустимых значений. Кризис теплообмена, связанный с осушением обогреваемой стенки, называется кризисом теплоотдачи второго рода. Чтобы исключить возможность возникновения кризиса второго рода необходимо, прежде всего, не допускать объемного кипения теплоносителя и ограничивать паросодержание в активной зоне (менее $x_{\text{гр}}^0$).

Расчетные рекомендации. Для определения запасов до кризиса теплоотдачи в активной зоне производится расчет локальных теплогидравлических параметров (энтальпии, давления, массовой скорости, теплового потока) в наиболее теплонапряженной ТВС. Для этого выбранная ТВС разбивается в сечении на отдельные ячейки (каналы, образованные тремя соседними твэлами в треугольной решетке), а по высоте на отдельные участки. Теплогидравлические параметры в ячейках рассчитываются на основе решения системы уравнений движения, энергии и неразрывности с учетом турбулентного перемешивания и поперечных перетечек между ячейками. По локальным параметрам в каждой расчетной ячейке по высоте ТВС определяются значения критического теплового потока и отношение критического теплового потока к фактическому локаль-

ному тепловому потоку с поверхности твэла ($K_{\text{зап}}$). На основе локальных параметров теплоносителя в пучке рассчитываются температуры оболочки и центра твэла.

В настоящее время не существует надежных обобщающих зависимостей для определения условий наступления кризиса при кипении в каналах различных жидкостей. Подавляющее большинство расчетных соотношений получено на основе опытного изучения кризиса теплоотдачи в какой-либо одной конкретной среде.

При составлении рекомендаций по расчету кризиса теплообмена обычно выделяют только надежно фиксируемые в опытах и легко вычисляемые параметры, от которых зависит критический тепловой поток или граничное паросодержание (давление, массовая скорость, относительная энтальпия). На условия наступления кризиса в тепловыделяющих сборках дополнительное существенное влияние оказывают конструктивные особенности пучка, наличие необогреваемых поверхностей, дистанционирующих решеток и других устройств, а также теплогидравлические неравномерности, обусловленные неоднородным распределением мощности тепловыделения по сечению и длине пучка. Поэтому в инженерных приложениях используются эмпирические соотношения, которые получены на основе экспериментальных исследований кризиса теплоотдачи в пучках конкретной конструкции и определенных режимных условиях.

Для равномерно обогреваемых пучков стержней расчетная формула имеет вид

$$q_{\text{кр}} = 0,845(\rho w)^{0,2} (1-x)^{1,2} (1-3,35 \cdot 10^{-2} p). \quad (3.7)$$

Формула применима при параметрах пароводяного потока $p = 3-10$ МПа $\rho w = 380-4000$ кг/(м²·с), $x = 0,2-0,25$ для пучков стержней диаметром $d = 5-14$ мм, зазор между стержнями $s-d = 1,7-4,6$ мм, длина стержней $l > 0,4$ м.

Для давлений воды $p \approx 16,7$ МПа расчет $q_{\text{кр}}$ может проводиться по формуле:

$$q_{\text{кр}} = 0,0356(\rho w)^{0,505} (1-x)^{1,965} (1-7,2 \cdot 10^{-4} p) \quad (3.8)$$

в диапазоне $\rho w = 2500 - 4100 \frac{\text{кг}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$, $x = -0,07 - 0,27$,
 $l = 1 - 2,5 \text{ м}$.

Для расчета кризиса теплоотдачи в ТВС реактора ВВЭР-1000 рекомендуется формула [7]:

$$q_{\text{кр}} = 0,795(\rho w)^m (1-x)^n (1-0,0185p), \quad (3.9)$$

где $m = 0,311(1-x) - 0,127$, $n = 0,105p - 0,5$. Формула описывает экспериментальные данные для пароводяного потока в следующем диапазоне параметров $p = 7,45 - 16,7 \text{ МПа}$, $\rho w = 700 - 4000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$, $x = -0,1 - 0,4$; диаметр стержней в пучке 9 мм, относительный шаг между стержнями $s/d = 1,34 - 1,385$, длина пучка $l = 1,7 - 3,5 \text{ м}$.

Влияние неравномерности распределения плотности теплового потока по длине и сечению ТВС на $q_{\text{кр}}$ описывается с помощью факторов формы

$$q_{\text{кр}}^{\text{нер}} = q_{\text{кр}}^{\text{равн}} F \Phi, \quad (3.10)$$

где $q_{\text{кр}}^{\text{нер}}$ и $q_{\text{кр}}^{\text{равн}}$ – критические тепловые потоки при неравномерном и равномерном тепловыделении по длине и радиусу ТВС соответственно; F – фактор формы, учитывающий аксиальную неравномерность тепловыделения; Φ – фактор формы, учитывающий радиальную неравномерность тепловыделения. Данные о факторах формы содержатся в справочнике [8].

Кроме того, для конструкций ТВС водоохлаждаемых реакторов имеются так называемые скелетные таблицы, содержащие систематизированные опытные данные по критическим тепловым нагрузкам в зависимости от давления, массовой скорости и относительной энтальпии [9].

Значения граничных паросодержаний в диапазоне давлений 3 – 16 МПа можно рассчитать по интерполяционной формуле:

$$x_{\text{тр}}^0 = 1 - 0,86 \exp \left(- \frac{19}{\sqrt{(rw)^2 d / (\rho' \sigma)}} \right) x. \quad (3.11)$$

Поскольку кризис теплоотдачи связан с ограничением контакта жидкости с тепловыделяющей стенкой, то для увеличения критических тепловых нагрузок используют интенсификацию теплообмена. С этой целью могут использоваться специальные устройства (ребра, специальные вставки в канал, в ТВС – решетки-интенсификаторы), которые обеспечивают дополнительный приток жидкости к стенке за счет турбулизации потока, его закрутки или перемешивания. Приток жидкости к стенке затягивает наступление кризиса теплообмена и позволяет отводить большую мощность при допустимых температурах поверхности.

Условия нарушения нормальной эксплуатации. Одной из важнейших задач, решаемых при создании реакторной установки с целью обоснования ее безопасности, является достоверное предсказание изменения ее параметров в различных аварийных ситуациях. Решение этой задачи предполагает, прежде всего, проведение комплексного моделирования и анализа нестационарных процессов гидродинамики и теплообмена в активной зоне и контуре охлаждения ядерного реактора.

Следует отметить, что информация об изменении теплогидравлических характеристик реакторной установки в переходных режимах или аварийных ситуациях требуется и на этапе эксплуатации для выработки обоснованных решений по ее управлению.

Для обоснования безопасности выполняются расчеты нестационарных процессов в реакторе применительно к различным исходным событиям. При этом граничные условия для анализа аварии задаются с учетом всех зависимых отказов. Кроме того, согласно принципу единичного отказа учитывается независимый отказ в любом элементе любой системы безопасности. Результаты расчетов используются для демонстрации достаточности проектных характеристик соответствующих систем обеспечения безопасности или в противном случае для выработки требований по изменению состава и характеристик этих систем.

Согласно нормативным документам [7, 10] рассматриваются четыре категории исходных событий и соответствующие им нестационарные режимы (см. разд. 1.3): режимы нормальной эксплуатации, предаварийные ситуации, проектные аварии и запроектные аварии. Исходные события также классифицируются по частоте их возникновения, по тяжести последствий и по признаку функционального воздействия на реакторную установку. Например, применительно к реактору типа ВВЭР анализируются последствия следующих исходных событий: увеличения теплоотвода от первого контура; уменьшения теплоотвода от первого контура; уменьшения расхода теплоносителя первого контура; изменения реактивности и распределения энерговыделения; уменьшения, включая потерю, массы теплоносителя первого контура; потери теплоносителя второго контура; потери источников энергоснабжения; ложной работы систем.

Поскольку во многих случаях предельно допустимые значения параметров, определяющие целостность физических барьеров безопасности, известны с недостаточной точностью, то в настоящее время на практике для оценки безопасности в большинстве случаев используется консервативный подход. Консервативность анализа выражается в том, что возможные неопределенности всех начальных и граничных условий учитываются при моделировании таким образом, чтобы иметь уверенность в том, что, случись анализируемая авария на самом деле, ее последствия будут не хуже, полученных в результате анализа.

В ходе анализа нестационарных теплогидравлических процессов проверяется выполнение так называемых приемочных критериев, которые обеспечивают приемлемые последствия нарушений нормальной эксплуатации. Для предаварийных ситуаций и проектных аварий приемочные критерии характеризуют условия сохранения целостности или допустимого уровня повреждения физических барьеров на пути распространения радиоактивности (топливная таблетка, оболочка ТВЭЛ, границы первого контура). Приемочные критерии для запроектных аварий определяют условия, при которых предотвращается или снижается вероятность недопустимого выхода радиоактивности за пределы защитной оболочки. Ниже приведены примеры приемочных критериев для РУ с ВВЭР.

1. Для проектной аварии с потерей теплоносителя первого контура приемочным критерием является непревышение проектного предела повреждения ТВЭЛОВ:

- температура оболочек ТВЭЛОВ не более 1200 °С, что связано с недопущением перерастания пароциркониевой реакции в самоподдерживающуюся;

- локальная глубина окисления оболочек ТВЭЛОВ не более 18 % от первоначальной толщины стенки, что обусловлено необходимостью сохранить приемлемые механические характеристики и геометрию топлива;

- доля прореагировавшего циркония не более 1 % его массы в оболочке, что ограничивает выход водорода, который образуется при окислении циркония.

2. Для проектной реактивностной аварии одним из приемочных критериев является условие, что радиально-усредненная энтальпия топливной таблетки не будет превышать 840 и 963 Дж/кг для облученного и свежего топлива соответственно, что обеспечивает сохранение работоспособности ТВЭЛОВ в условиях резкого увеличения энерговыделения.

3. Для запроектной аварии с плавлением активной зоны одним из приемочных критериев является снижение давления в первом контуре к моменту выхода расплавленной активной зоны из корпуса реактора. Выполнение этого критерия исключает разрушение защитной оболочки из-за быстрого роста давления.

По результатам анализа аварийных процессов готовится отчет по обоснованию безопасности, в котором, в частности, указываются пределы и условия безопасной эксплуатации, устанавливаются пределы для проектных аварий, доказывається, что эти пределы не превышаются с учетом действия систем безопасности.

Расчетные модели. При нарушениях нормальных условий эксплуатации в реакторной установке инициируются взаимосвязанные нестационарные теплогидравлические и нейтронно-физические процессы. При определенных условиях существенное влияние на температурный режим активной зоны оказывают также термомеханические и физико-химические процессы, происходящие в топливном сердечнике и оболочке ТВЭЛА.

Поскольку активная зона современных ядерных реакторов, составленная из бесчехловых ТВС, является существенно анизотроп-

ной структурой, в которой также имеются теплогидравлические неравномерности, обусловленные неоднородным распределением мощности энерговыделения и местных сопротивлений, то при нарушениях нормальной эксплуатации проявляется трехмерный характер происходящих в ней нестационарных процессов тепломассопереноса.

В аварийных ситуациях возможно кипения теплоносителя, поэтому характеристики гидродинамики и теплообмена в этих условиях в значительной степени определяются эффектами, связанными с негомогенностью структуры и неравновесностью двухфазного потока. На интенсивность теплоотдачи при кипении и на закономерности протекания кризиса теплоотдачи также оказывает влияние нестационарный характер изменения тепловой нагрузки, давления и скорости теплоносителя.

Учитывая сложность и недостаточную изученность некоторых из упомянутых явлений, они еще не имеют адекватного математического описания и поэтому не реализованы в полной мере в расчетных кодах, использующихся для обоснования безопасности. Дополнительную информацию по проблемам моделирования нестационарных процессов гидродинамики и теплообмена в реакторных установках можно найти в [10 – 13]. Здесь же аналогично тому, как это сделано в гл. 2, ограничимся изложением простейшей модели с сосредоточенными параметрами, которая может быть использована для описания изменения во времени теплофизических параметров активной зоны и контура охлаждения реактора.

В этом подходе контур охлаждения реакторной установки представляется в виде эквивалентной термогидродинамической цепи, состоящей из контрольных объемов (k) и ветвей (j), для которых записываются законы сохранения массы, энергии и импульса:

$$\begin{aligned} \frac{dM_k}{dt} &= \sum_j G_j, \quad M_k = \rho_k V_k; \\ \frac{dU_k}{dt} &= \sum_j G_j h_j + \alpha_k F_k (T_{\text{сг},k} - T_k), \quad U_k = u_k M_k; \\ \frac{dG_j}{dt} &= \frac{F_k}{L_k} (p_k - p_{k+1} - \xi_j G_j |G_j| + \Delta p_n + \Delta p_y + \Delta p_g), \end{aligned} \quad (3.12)$$

где M_k – масса теплоносителя в элементе k ; G – массовый расход; t – время; ρ – плотность; V – объем; U – внутренняя энергия; h – удельная энтальпия; α_k – коэффициент теплопередачи; F – площадь омываемой поверхности или поперечного сечения стенки; T – температура; p – давление; Δp_n – напор, создаваемый насосом; Δp_y – потери давления на ускорение потока; Δp_g – гравитационные потери давления; ξ – коэффициент гидравлического сопротивления; L – длина, $ст$ – стенка. Такой контрольный объём схематично изображен на рис. 3.1. При записи уравнения энергии из-за малости опущены члены, определяющие техническую работу и изменение кинетической энергии по сравнению с изменением внутренней энергии.

Для элементов конструкции (тепловых узлов, примыкающих к гидродинамическим контрольным объемам твэлов, трубопроводов) записываются уравнения баланса тепловой энергии:

$$(\rho c)_{ст,k} \frac{dT_{ст,k}}{dt} = q_k - \alpha_k \frac{F_k}{V_k} (T_{ст,k} - T_k), \quad (3.13)$$

где c – удельная теплоемкость; q – удельная тепловая мощность. Система уравнений (3.12) – (3.13) при решении дополняется уравнением состояния для теплоносителя и начальными условиями.

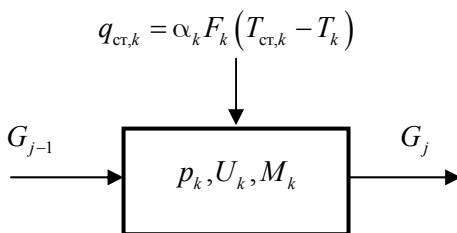


Рис. 3.1. Элементы эквивалентной гидродинамической цепи

Примеры использования моделей, построенных с использованием уравнений (3.12) – (3.13), для анализа изменения параметров теплоносителя при разрыве трубопровода первого контура приведены в [14], а для анализа динамики реактора при наличии обратных связей по температуре топлива и теплоносителя в [15].

Используя уравнение (3.13), можно получить оценку постоянной времени, которая характеризует динамику влияния на температуру твэла изменений температуры теплоносителя, интенсивности теплоотдачи или уровня энерговыделения:

$$\tau_0 = \frac{\rho c}{\alpha} \frac{V}{F} = R_t \rho c \frac{V}{F}. \quad (3.14)$$

Учитывая, что полное термическое сопротивление твэла складывается из термического сопротивления топливного сердечника ($R_t/4\lambda$), контактного термического сопротивления (R_k), термического сопротивления оболочки (δ/λ) и термического сопротивления, связанного с теплоотдачей ($1/\alpha$), это выражение можно записать следующим образом:

$$\tau_0 = \left(\frac{R}{4\lambda} + R_k + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} + \frac{1}{\alpha} \right) \frac{R \rho c}{2}, \quad (3.15)$$

где R – радиус твэла. Поскольку $\delta_{об} \ll R$, то термическое сопротивление оболочки в (3.13) записано как для плоской стенки. Оценки показывают, что постоянная времени для твэла реактора ВВЭР с оксидным топливом составляет 4 – 8 с. Для твэлов тех же размеров быстрых реакторов с металлическим топливом и жидкометаллическим контактным подслоем постоянная времени составляет 0,15 – 0,2 с.

3.3. Аварийный теплосъем

Процесс охлаждения активной зоны в аварийных ситуациях может осуществляться в условиях разрушения отдельного оборудова-

ния и неработоспособности ряда систем нормальной эксплуатации. В связи с этим в комплексе систем безопасности предусматривается система аварийного отвода тепла от реактора, состоящая из нескольких независимых каналов и обеспечивающая снятие остаточного тепловыделения и расхолаживание остановленного реактора. При включении и работе систем аварийного теплоотвода должен быть предотвращен выход реактора в критическое состояние, а также ограничен рост давления в первом контуре допустимым уровнем.

Следует отметить, что допускается использование систем нормальной эксплуатации в качестве систем аварийного теплоотвода при условии, что они удовлетворяют требованиям, предъявляемым к системам безопасности.

Все аварийные стоки тепла можно разделить на первичные и вторичные. К первичным относятся стоки, которые поглощают тепло, которое передается непосредственно от ТВЭЛОВ. К ним относятся теплоноситель первого контура, теплоноситель системы аварийного охлаждения реактора, конструкционные элементы активной зоны, корпус ядерного реактора (при потере теплоносителя). К вторичным стокам относятся парогенератор, корпус ядерного реактора, трубопровод первого контура, специальные теплообменники для аварийного охлаждения корпуса реактора, защитной оболочки и других систем.

Основным первичным тепловым стоком в активной зоне является теплоноситель. С его помощью тепло от ТВЭЛОВ передается ко всем системам первого контура в течение периода времени, зависящего от конструкции ядерного реактора и последовательности аварийных событий. Как правило, количество теплоносителя в первом контуре в несколько раз больше, чем его объем в активной зоне, и при исправных системах первого контура его температура повышается незначительно после аварийного выключения реактора даже при недостаточном теплосъеме в парогенераторе.

Система аварийного охлаждения реактора имеет запас теплоносителя, достаточный для охлаждения активной зоны с номинальным расходом в течение периода времени от нескольких десятков минут до нескольких часов.

Элементы конструкции активной зоны и корпус реактора играют заметную роль как стоки тепла только в случае аварии с поте-

рей теплоносителя, когда весь теплоноситель вытечет из активной зоны. При этом преобладающие механизмы теплопереноса – теплопроводность и тепловое излучение.

Основным вторичным стоком тепла при исправных системах первого и второго контуров является парогенератор. При выходе из строя или отключении второго контура основной вторичный сток тепла – корпус ЯР и система трубопроводов первого контура, которые рассеивают тепло в пространство под защитной оболочкой (или в другую окружающую их среду) или передают его через специальную систему охлаждения в окружающую среду.

Количество тепла, выделяемого источниками, и возможности тепловых стоков в каждом конкретном случае хорошо известны, однако пути развития аварии чаще всего определяются скоростью переноса тепла от источников к стокам. В настоящее время эти вопросы достаточно хорошо изучены для режимов нормальной эксплуатации АС и ряда аварийных ситуаций.

Контрольные вопросы

1. Какие источники тепловыделения продолжают действовать в активной зоне после подачи сигнала на срабатывание аварийной защиты?
2. От чего зависит мощность остаточного тепловыделения после остановки ядерного реактора?
3. При каких условиях возможно перерастание пароциркониевой реакции в самоподдерживающуюся?
4. Какие режимы кипения допустимы в активной зоне реактора типа ВВЭР?
5. Какие ограничения накладываются на максимальную плотность теплового потока в активной зоне ядерного реактора?
6. При изменениях каких параметров в активной зоне ядерного реактора могут создаться условия для кризиса теплоотдачи?
7. Приведите примеры приемочных критериев для аварий с потерей теплоносителя и реактивности.
8. Определите назначение системы аварийного отвода тепла от реактора.
9. Запишите систему уравнений точечной модели, описывающей изменение основных параметров теплоносителя при аварии с разгерметизацией первого контура.
10. Оцените постоянную времени для твэла реактора ВВЭР-1000 и для оболочки этого твэла.

ГЛАВА 4. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Одна из основных особенностей эксплуатации АС – наличие ионизирующих излучений, что обуславливает необходимость обеспечения радиационной безопасности. Радиационная безопасность достигается применением технических средств и организационных мероприятий, исключающих возможность нарушения пределов безопасной эксплуатации, при которых происходит выход радиоактивных продуктов или ионизирующих излучений за предусмотренные границы в количествах, превышающих установленные нормы.

АС считается радиационно безопасной, если обеспечивается не превышение установленных нормативами доз облучения персонала и населения при нормальной эксплуатации и при проектных авариях.

Требования к радиационной безопасности на АС РФ, а также к защите эксплуатационного персонала и окружающей среды вокруг станции сформулированы в «Нормах радиационной безопасности» – НРБ-99 [16], в «Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности» – ОСПОРБ-99 [17] и в «Санитарных правилах проектирования и эксплуатации атомных станций» – СП АЭС-03 [18]. В этих документах учтены рекомендации МАГАТЭ «Радиационная защита при эксплуатации атомных станций» – 50-SG-05.

Заметим, что вопросы радиационной безопасности тесно связаны с обеспечением ядерной безопасности и охлаждения активной зоны, так как при ядерной аварии или нарушении теплоотвода разрушаются барьеры радиационной безопасности или нарушается их эффективность.

4.1. Характеристики радиационной обстановки

Для полного описания радиационной обстановки на АС и в окружающей среде необходимо знать распределение радиоактивных веществ и их радиационные свойства. В дозиметрии ионизирующих излучений используются следующие понятия, определения и единицы измерения.

Активность. Радиоактивный распад происходит по экспоненциальному закону:

$$N(t) = N_0 \exp(-\lambda t) = N_0 \exp\left(-\frac{t \ln 2}{\tau_{1/2}}\right), \quad (4.1)$$

где N_0 , $N(t)$ – начальное и текущее (в момент времени t) количество ядер радиоактивного нуклида соответственно; λ – постоянная распада; $\tau_{1/2}$ – период полураспада. Скорость превращений радионуклида, т.е. число распадов в единицу времени называется активностью:

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N = \lambda N_0 \exp(-\lambda t). \quad (4.2)$$

За единицу активности в системе СИ принят *беккерель* (Бк): $1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп./с}$. Внесистемная единица измерения активности *кюри* (Ки) равна $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк.

Если радиоактивное вещество содержит радиоактивные нуклиды нескольких типов, то полная активность равна сумме активностей от ядер каждого типа нуклидов:

$$A = \sum_i A_i = \sum_i \lambda_i N_i = \sum_i \frac{N_i \ln 2}{\tau_i}, \quad (4.3)$$

где λ_i – постоянная распада i -го нуклида; N_i – число ядер i -го нуклида; τ_i – период полураспада i -го нуклида.

Экспозиционная доза. Локальными характеристиками поля излучения являются плотность потока Φ_E падающих со всех сторон частиц, энергия которых лежит в интервале $(E, E + \Delta E)$, и их энергетический спектр $f(E)$. При рассмотрении вопросов радиационной безопасности для характеристики поля излучения используют следующие энергетические величины: экспозиционную дозу и мощность экспозиционной дозы.

Если известны Φ_E и $f(E)$, то мощность поверхностной экспозиционной дозы P можно определить по формуле:

$$P = \int_0^{\infty} E f(E) \Phi_E dE. \quad (4.4)$$

Поверхностная экспозиционная доза, в свою очередь, равна

$$D(t) = \int_0^t \dot{D}(\tau) d\tau, \quad (4.5)$$

где t – время облучения.

Экспозиционная доза является мерой ионизирующего действия фотонного (рентгеновского и гамма) излучения в воздухе. Единица измерения экспозиционной дозы в СИ – кулон на килограмм (Кл/кг) – характеризует дозу фотонного излучения, при которой совокупный выход ионов в 1 кг воздуха при нормальных условиях равен 1 Кл. Внесистемная единица измерения экспозиционной дозы – рентген (Р) распространена на практике. Она связана с системными единицами следующим образом: $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$.

Поглощенная доза. Степень воздействия излучения на объект характеризуется поглощенной дозой $D_{\text{п}}$. Поглощенная доза равна количеству энергии, поглощенной единицей массы вещества объекта в результате его взаимодействия с ионизирующим излучением. Единицей измерения поглощенной дозы в СИ является *грей* (Гр): $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$.

Значение поглощенной дозы зависит от вида излучения, его энергетического состава, облучаемого вещества и условий облучения. Поглощенная доза накапливается в поле излучения. Скорость накопления дозы характеризуется мощностью поглощенной дозы:

$$P_{\Pi} = \frac{dD_{\Pi}}{dt} . \quad (4.6)$$

Мощность дозы уменьшается во времени по экспоненциальному закону с постоянной времени распада данного нуклида:

$$P(t) = P_0 \exp(-\lambda t) . \quad (4.7)$$

Доза, поглощенная за время t :

$$D_{\Pi} = P_0 \int_0^t \exp(-\lambda \tau) d\tau = \frac{P_0 (1 - \exp(-\lambda t))}{\lambda} . \quad (4.8)$$

Эквивалентная доза. Для целей радиационной защиты широкое распространение получила эквивалентная доза, являющаяся мерой неблагоприятных последствий при облучении живого организма, живой ткани или органа излучением произвольного состава, которая определяется следующим образом:

$$D_{\text{экв}} = K D_{\Pi} , \quad (4.9)$$

где $D_{\text{экв}}$ – эквивалентная доза, соответствующая поглощенной человеком дозе D_{Π} ; K – коэффициент качества излучения, который показывает, во сколько раз отличаются неблагоприятные биологические последствия облучения человека различными видами излучения от последствий облучения γ -излучением. Этот коэффициент используется для оценок радиационной безопасности при поглощенных дозах не более 0,25 Гр. В табл. 4.1 приведены значения K для разных типов излучения.

Единица измерения эквивалентной дозы называется *зиверт* (Зв):
 $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Дж/кг}$.

До введения СИ единицей измерения эквивалентной дозы был *бэр* – такое количество энергии, поглощенной в 1 г живой ткани, при которой наблюдается тот же биологический эффект, что и при поглощенной дозе рентгеновского или γ -излучения в 1 рад. В табл. 4.2 приведены соотношения между единицами измерения активности, дозы и мощности дозы в СИ и внесистемными единицами измерения.

Коллективная доза. Для оценки влияния облучения на здоровье населения используют понятие коллективной дозы:

$$D_K = \int_0^{\infty} N(D_{\text{эКВ}}) D_{\text{эКВ}} dD_{\text{эКВ}}, \quad (4.10)$$

где $N(D_{\text{эКВ}})$ – распределение людей по полученной дозе. Размерностью коллективной дозы является человеко-зиверт. Риск от облучения для каждого члена коллектива в среднем характеризуется удельной, коллективной дозой:

$$D_{\text{КУ}} = \frac{D_K}{N}. \quad (4.11)$$

Таблица 4.1

**Значения коэффициента качества для излучения
разных типов [19]**

Тип излучения	K
Рентгеновское излучение	1
Гамма-излучение	
Электроны	
Тепловые нейтроны	3
Быстрые нейтроны	10
Протоны	
Одиночные заряженные частицы с массой покоя более 1 а.е.м.	
Альфа-частицы	20
Многозарядные частицы	

Величины активности и характеристики полей излучения [19]

Измеряемая величина	Единица СИ	Внесистемная единица	Связь между единицами
Активность	Беккерель (Бк)	Кюри (Ки)	$1 \text{ Бк} = 2,703 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$
Поглощенная доза	Грей (Гр)	Рад (рад)	$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$
Мощность поглощенной дозы	Грей в секунду (Гр/с)	Рад в секунду (рад/с)	$1 \text{ Гр/с} = 100 \text{ рад/с}$
Эквивалентная доза	Зиверт (Зв)	Бэр (бэр)	$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$
Мощность эквивалентной дозы	Зиверт в секунду (Зв/с)	Бэр в секунду (бэр/с)	$1 \text{ Зв/с} = 100 \text{ бэр/с}$
Экспозиционная доза	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	$1 \text{ Кл/кг} = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р}$
Мощность экспозиционной дозы	Кулон на килограмм в секунду (Кл/(кг·с))	Рентген в секунду (Р/с)	$1 \text{ Кл/(кг·с)} = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р/с}$

4.2. Источники ионизирующего излучения на АЭС

Первичным источником излучения на АС является процесс деления ядерного топлива в активной зоне реактора, в результате которого образуются новые радиоактивные нуклиды – продукты деления, нейтроны, β -частицы, γ -кванты. После длительной работы ядерного реактора в топливе образуется более 500 радионуклидов с периодом полураспада от долей секунды до 10^{15} лет и с массовыми числами A от 72 до 161. Удельная активность достигает 10^5 – 10^6 Ки/кг, которая через год после выгрузки топлива снижается на два порядка. Из продуктов деления наибольшую радиационную опасность для окружающей среды представляют инертные радио-

активные газы – ИРГ (изотопы криптона и ксенона), изотопы йода (прежде всего ^{131}I), стронция (^{89}Sr , ^{90}Sr), цезия (^{134}Cs , ^{137}Cs) и др. (табл. 4.3).

В материалах ядерного реактора (топливе, теплоносителе, продуктах коррозии в нем, конструкционных материалах), облучаемых первичным излучением, в результате ядерных реакций возникает вторичное излучение: нейтроны, β -частицы, γ -кванты, протоны и др.

В активной зоне образуется ~ 60 тяжелых нуклидов ($A = 231 - 257$), из которых наиболее активны изотопы плутония ($^{238}\text{Pu} - ^{243}\text{Pu}$), америция (^{241}Am), кюрия (^{242}Cm , ^{244}Cm).

Радиоактивность теплоносителя определяется тремя причинами: активацией ядер самого теплоносителя; активацией примесей теплоносителя, в основном продуктов коррозии конструкционных материалов, контактирующих с теплоносителем; радиоактивными продуктами деления топлива, попадающими в теплоноситель из негерметичных ТВЭЛОВ.

Таблица 4.3

Контрольные уровни газообразных выбросов в атмосферу за месяц для энергоблока с ВВЭР-1000
[19]

Нуклиды	Активность, Ки
Смесь ИРГ (любая смесь)	$1,5 \cdot 10^3$
Йод-131 (газообразная и аэрозольная фаза)	0,041
^{60}Co	0,017
^{134}Cs	$2,0 \cdot 10^{-3}$
^{137}Cs	$4,6 \cdot 10^{-3}$

Собственная активность теплоносителя (около 10^{-1} Ки/кг) обусловлена активацией кислорода, входящего в состав молекул воды. Образующийся в результате активации воды азот-16 вносит большой вклад в γ -излучение при работе реактора. При останове реактора мощность γ -излучения теплоносителя быстро снижается в 100 – 1000 раз. Излучение от оборудования во время остановок ре-

актора определяется главным образом γ -излучением активированных продуктов коррозии и примесей, которые отлагаются на внутренних поверхностях оборудования, арматуры и трубопроводов. Продукты коррозии металла дают удельную активность около 10^{-4} Ки/кг благодаря коротко живущим (^{64}Cu , ^{26}Mn , ^{187}W и др.) и около 10^{-6} Ки/кг благодаря долгоживущим (^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{65}Zr , ^{58}Co , ^{60}Co) радионуклидам. Типичный состав активных нуклидов некоррозионного происхождения включает ^{24}Na , ^{38}Cl , ^{41}Ar . При использовании борного регулирования дополнительно образуются ^3H и ^{42}K . Все это приводит к значительным мощностям γ -излучения в непосредственной близости от оборудования ($10^4 - 10^5$ мР/ч). На отдельных участках первого контура (в застойных зонах) мощность излучения может быть значительно выше. Таким образом, радиационная обстановка в помещениях и радиационное воздействие на персонал АС определяется γ -излучением. Его вклад в дозы внешнего облучения составляет 95 %. Для снижения дозовых нагрузок на персонал перед выполнением ремонтных и других работ на АС производится дезактивация оборудования и трубопроводов первого контура путем очистки внутренних поверхностей от накопившихся радиоактивных отложений.

Заметим, что коэффициенты распределения наиболее важных радионуклидов между насыщенным паром и водой находятся в диапазоне от 0,001 до 0,01. Поэтому оборудование пароконденсатного тракта кипящих реакторов типа РБМК, ВК-50 допускает проведение ремонтных работ практически сразу после останова реактора (за исключением фильтров очистки питательной воды).

Помимо дозовой нагрузки, создаваемой γ -излучением, в воздухе обслуживаемых и полубслуживаемых помещений могут содержаться радиоактивные газы и аэрозоли, обусловленные наличием загрязнения поверхностей α -, β - и γ -активными веществами. Вдыхание такого воздуха приводит к внутреннему облучению организма. При нормальной работе реактора на мощности радиоактивное загрязнение помещений значительно ниже допустимых значений и возрастает (в десятки раз) в период ремонтных и перегрузочных работ. Поэтому на АС во всех обслуживаемых и полубслуживаемых помещениях ведется контроль за содержанием ра-

диоактивных газов и аэрозолей и измерение поверхностного загрязнения помещений, оборудования, спецодежды и персонала. Следует учитывать, что радиоактивные вещества могут быть прочно сорбированы (фиксированная часть загрязнения) или слабо связаны с поверхностью (нефиксированная часть, или «снимаемое» загрязнение).

Основные пути снижения радиоактивного загрязнения оборудования: контроль за химическим составом используемых материалов, использование соответствующих водно-химических режимов, использование высокоэффективных систем очистки реакторной и питательной воды, дезактивация контура, для кипящих реакторов – поддержание массовой влажности насыщенного пара не более 0,1 %.

4.3. Нормы радиационной безопасности

Воздействие радиационного излучения на человека. Одинаковые дозы одного и того же излучения по-разному воздействуют на различные органы и ткани. Для учета этого различия вводят коэффициенты опасности W_i , равные отношению риска летального исхода в результате облучения i -го органа к риску летального исхода при облучении всего организма той же дозой. Значения этих коэффициентов для некоторых органов представлены в табл. 4.4.

Ионизирующее излучение оказывает на организм генетическое и соматическое влияние. Генетическое влияние связывают со стохастическими эффектами малых доз. Соматическое влияние может проявляться через эффекты: стохастические (вероятность их проявления зависит от D_3) и нестохастические, которые появляются при относительно больших дозах ($D_3 > 0,5$ Зв за период менее года).

Основной механизм биологического воздействия ионизирующего излучения – разрыв химических связей в исходных соединениях с образованием химически высокоактивных соединений (свободных радикалов). Имеется также прямое воздействие излучения на генный аппарат. В этом случае считается, что опасность для существования популяции отсутствует, если частота мутаций увеличи-

вается вследствие облучения менее чем в 2 раза (это справедливо для удельных коллективных доз менее 1 Зв).

Таблица 4.4

**Значения коэффициентов опасности излучения
для разных органов человека [19]**

Перечень органов	W_i
Половые железы	0,20
Костный мозг	0,12
Легкие	0,12
Тонкая кишка	0,12
Желудок	0,12
Щитовидная железа	0,05
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Клетки костных поверхностей	0,01
Кожа	0,01
Остальное	0,05

Человечество возникло и развивалось в условиях существования естественного радиационного фона, обусловленного космическими лучами и излучением радиоактивных нуклидов, содержащихся в почве, горных породах, зданиях и внутри организма. Средняя величина дозы, получаемой от фоновое излучения составляет (1 – 2) мЗв в год.

Для оценки влияния малых доз на человека, в радиобиологии принята концепция беспороговой линейной зависимости "доза – эффект", которая несколько завышает риск стохастического летального исхода:

$$R = 1,65 \cdot 10^{-2} D_{\text{экв}}, \quad (4.12)$$

где R – индивидуальная вероятность летального исхода; $D_{\text{экв}}$ – индивидуальная эквивалентная фаза.

Лучевые заболевания обычно явно регистрируются при разовых дозах более 0,5 Зв. Латентный период для некоторых заболеваний может составлять от нескольких лет до 2 – 3 десятилетий. При до-

зах выше 6 Зв наблюдается практически 100 %-ный летальный исход. Более опасным, чем внешнее, является внутреннее облучение организма радиоактивными веществами, попадающими внутрь с вдыхаемым воздухом, с пищей и водой. Доза в этом случае может быть локально большой из-за малости расстояния до излучателя и из-за способности радионуклидов концентрироваться в отдельных органах. Это усугубляется также тем, что тяжелые радиоактивные изотопы (например, радий и плутоний) очень плохо выводятся из организма.

Предельно допустимые дозы облучения. Предельно допустимые концентрации радионуклидов. Нормами радиационной безопасности установлены система дозовых пределов и правила их применения. Они предусматривают следующие основные принципы радиационной безопасности: непревышение основного дозового предела, исключение всякого необоснованного облучения, снижение дозы излучения до возможного низкого уровня.

Основным дозовым пределом является предельно допустимая доза (ПДД) – наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за год, которая при равномерном воздействии в течение 50 лет не вызовет в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

Внутреннее облучение человека, зависящее от поступления радионуклидов через органы дыхания и пищеварения, ограничивается предельно допустимой концентрацией (ПДК) радионуклидов в воздухе, воде и пище.

Для защиты от радиации нормами радиационной безопасности НРБ-99 определены предельно допустимые дозы облучения персонала АС и населения находящихся в районе АС населенных пунктов, а также предельно допустимые концентрации радиоактивных нуклидов в воздухе и воде. Примеры основных ПДД и ПДК приведены в табл. 4.5 и 4.6.

Организационно-технические принципы обеспечения радиационной безопасности на АС. Одной из мер, позволяющих ограничить радиационную нагрузку на персонал, население и окружающую среду, является разделение территории АС и окружающей территории на специальные зоны, различающиеся порядком допуска и ограничением времени пребывания в них.

Таблица 4.5

Предельно допустимые дозы облучения

Нормируемые величины	Пределы доз	
	Персонал АЭС	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/г	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/г
Эквивалентная доза, мЗв/г, в: хрусталике глаза	150	15
коже	500	50
кистях и стопах	500	50

Таблица 4.6

ПДК некоторых радионуклидов в воздухе и воде

Радионуклид	Период полураспада	ПДК, Бк/м3	
		в воздухе	в воде
Тритий-3	12,3 года	6,0·103	1,2·108
Углерод-14	5600 лет	4,5·103	3,0·107
Йод-131	8 суток	1,1·101	7,4·104
Цезий-137	30 лет	1,8·101	2,6·105
Радий-226	1680 лет	3,6·10-1	4,4·103
Плутоний-239	24000 лет	2,2·10-3	1,7·105

Здания и сооружения АС делятся на две зоны:

- зону контролируемого доступа (ЗКД) – производственные помещения АС, в которых на персонал могут воздействовать радиационные факторы;

- зону свободного доступа (ЗСД) – территория промышленной площадки, здания и сооружения АС, где при нормальной эксплуатации практически исключаются воздействия радиации на персонал.

В свою очередь, все помещения ЗКД в зависимости от степени возможного радиационного воздействия на персонал делятся на три категории:

- I категория – необслуживаемые помещения, где размещается технологическое оборудование и коммуникации, условия эксплуатации которых и радиационная обстановка при работе АС на мощности не допускает пребывания в них персонала;

- II категория – периодически обслуживаемые помещения, в которых условия эксплуатации и радиационная обстановка при работе АС на мощности допускает ограниченное по времени пребывание в них персонала;

- III категория – помещения постоянного пребывания персонала, где радиационная обстановка допускает возможность постоянного пребывания персонала в течение всего рабочего дня.

Вход в комплекс помещений ЗКД организуется через специальные санитарно-пропускные пункты с обязательным переодеванием персонала.

На территории промплощадки мощность дозы не должна превышать 0,3 мкЗв/ч. В помещениях постоянного пребывания она может равняться 14 мкЗв/ч.

В целях обеспечения безопасности населения, проживающего в районе размещения АС, и осуществления эффективного контроля радиационной обстановки вокруг АС устанавливаются особые территории:

- санитарно-защитная зона (СЗЗ);
- зона наблюдения (ЗН).

В соответствии с НРБ-99 санитарно-защитная зона – территория вокруг АС, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации может превысить установленную ПДД облучения населения (1 мЗв/год). В санитарно-защитной зоне запрещено размещение жилых зданий, детских и лечебно-оздоровительных учреждений, а также сооружений, не относящихся к АС.

Для ограниченной части населения, проживающего вблизи АС, доза облучения не должна превышать 1 мЗв/год. Нормами радиационной безопасности регламентируются допустимые выбросы радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу (см. табл. 4.3), а также ограничены пределы доз облучения для населения, обусловленные радиоактивными отходами АС. Так, предел дозы для населения, проживающего вблизи АС, не должен превышать 0,2 мЗв/год, а за счет жидких сбросов – 0,05 мЗв/год.

Следует отметить, что все природные источники создают эффективную среднегодовую дозу облучения на уровне до 1 мЗв. Вклад в суммарную дозу облучения населения выбросов АС, а также промышленного использования ядерной энергии и радиаци-

онных технологий крайне незначителен – он не достигает и 1 % дозы естественного радиационного фона.

4.4. Радиационный контроль на АЭС

Методы дозиметрии. Дозы ионизирующих излучений измеряются с помощью различных методов: ионизационного, калориметрического, сцинтилляционного, химического.

Ионизационный метод, или метод ионизационной камеры, основан на измерении значения электрического тока, который возникает при ионизации газа, заключенного между электродами. Детектор, основанный на таком принципе, называется ионизационной камерой. При помощи ионизационной камеры доза может быть измерена на основании принципа Брега – Грея. Если среда пересекается пучком фотонов, и в ней имеется полость, размеры которой достаточно малы по сравнению с длиной свободного пробега образующихся электронов, то уровень ионизации в такой полости связан с энергией, поглощенной в окружающей среде веществом, соотношением

$$\frac{\Delta E}{\Delta m} = \omega N \frac{S_m}{S_G}, \quad (4.13)$$

где $\Delta E / \Delta m$ – энергия, поглощенная единицей массы среды, окружающей полость; N – число пар ионов, образованных в единице массы полости; ω – средняя энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов в газе; S_m , S_G – массовые тормозные способности газа и контролируемой среды соответственно. Дозу, поглощенную средой, можно рассчитать на основе показаний тока ионизационной камеры, который пропорционален числу ионов N .

Калориметрический метод основан на измерении тепла, выделяющегося при поглощении энергии излучения. Для измерения тепла, выделяющегося в среде, заключенной в термостате, в нее помещают полупроводниковый детектор температуры. Нагрев среды очень мал: доза 5 Гр увеличивает температуру всего на $10^{-3} \text{ }^\circ\text{C}$.

Необходимость измерять очень малые изменения температур ограничивает применимость метода лабораторными условиями.

В *сцинтилляционном методе* используется свойство некоторых веществ – сцинтилляторов – испускать фотоны при поглощении энергии излучения. При этом для некоторых сцинтилляторов выход фотонов линейно зависит от поглощенной дозы в широком диапазоне доз. Такие вещества в совокупности с фотоумножителем используются в дозиметрах. При измерении дозы, поглощенной биологической тканью, стараются приблизить химический состав сцинтиллятора и ткани, т.е. сделать дозиметр «тканезквивалентным».

Полупроводниковые дозиметры с применением *p-n*, *p-i-n* диодов и МОП-транзисторов основаны на изменении их электрических параметров при воздействии на них ионизирующего излучения. Диффузионно-дрейфовые и поверхностно-барьерные кремниевые полупроводниковые детекторы работают подобно ионизационной камере. МОП-транзистор работает как ионизационная камера с очень тонким чувствительным к ионизирующему излучению слоем. Диапазон измерения эквивалентной дозы такими дозиметрами составляет 0,01 – 10 Зв.

Химические методы дозиметрии основаны на измерении количества продуктов радиационно-химических реакций. Тип реакций определяется диапазоном измеряемых доз. Дозы более 10^6 Гр определяют по окрашиванию кристаллов и стекол, дозы от 10^4 до 10^5 Гр – по реакциям в жидкой фазе, а более низкие дозы – по обесцвечиванию красителей. Один из наиболее распространенных химических дозиметров – дозиметр Фрике – обеспечивает измерение доз в диапазоне 4 – 400 Гр. Мерой поглощенной дозы служит концентрация соли трехвалентного железа, в которую при облучении раствора переходит соль двухвалентного железа.

Дозиметрический контроль. Для контроля радиационной обстановки на станции и в районе размещения АС, а также для выполнения мероприятий по радиационной защите персонала, в организационной структуре каждой АС предусматривается отдел радиационной безопасности, в состав которого входят службы внутренней (станционной) и внешней дозиметрии. Задача службы внутренней дозиметрии состоит в обеспечении контроля за радиационной обстановкой в помещениях АС, правильностью обращения с

радиоактивными отходами, контроль за соблюдением установленных нормативов по жидким сбросам и газоаэрозольным выбросам с АС, учет доз облучения персонала станции и всех лиц, которые посещали АС. Для этого каждый работник АС, в том числе персонал подрядных организаций, обеспечивается индивидуальным дозиметром, который учитывает дозы внешнего воздействия (γ -излучения и воздействия нейтронов). Контроль за радиационным воздействием на персонал включает в себя:

- измерение доз внешнего облучения;
- проверку загрязненности одежды и кожного покрова;
- измерение содержания радиоактивных веществ в организме и в его отдельных органах.

Дозиметрический контроль на АС осуществляется с помощью стационарных систем контроля, которые автоматически (или по выбору оператора дистанционно) измеряют уровни ионизирующих излучений и концентрацию радиоактивных газов и аэрозолей в производственных помещениях станции, а также автоматически выдают предупредительные сигналы о радиационной опасности для обслуживающего персонала.

Задачей службы внешнего контроля и дозиметрии является контроль радиационной обстановки на территории, окружающей станцию в пределах наблюдаемой зоны. Для контроля возможного влияния АС на окружающую среду в системе радиационного контроля предусматриваются специальные технические средства. Вокруг АС в радиусе 12-20 км предусматриваются контрольные пункты, оснащенные радиометрической аппаратурой и регистрирующими приборами, позволяющими отбирать и анализировать пробы атмосферного воздуха, почвы, воды и снега. Радиационный контроль окружающей среды осуществляется путем измерений:

- активности и радионуклидного состава выброса в атмосферу аэрозолей, изотопов йода и инертных радиоактивных газов;
- объемной активности и радионуклидного состава сбросов жидких и твердых радиоактивных отходов;
- мощности дозы γ -излучения и годовой дозы на местности в санитарно-защитной зоне и в зоне наблюдения;
- объемной активности приземного воздуха, активности проб объектов окружающей среды;
- метеорологических условий в районе расположения АС.

Наличие и накопление на АС радиоактивных отходов (РАО) представляет потенциальную опасность радиоактивного загрязнения окружающей среды. По этой причине на АС организуется строгий учет количества РАО, составляется ежегодный баланс по количеству и активности, а также ведется контроль за их перемещением и накоплением в специальных хранилищах для жидких и твердых отходов.

Радиационной защитой АС предусматривается система радиационного технологического контроля, предназначенная для контроля за утечками через защитные барьеры путем измерения:

- объемной активности реперных радионуклидов в теплоносителе основного циркуляционного контура, характеризующей герметичность оболочек твэлов;
- объемной активности реперных радионуклидов в технологических средах или воздухе производственных помещений, характеризующей герметичность оборудования и трубопроводов;
- объемной активности реперных радионуклидов в воздушной среде за пределами АС, характеризующей герметичность защитной оболочки.

В частности, нормами безопасности допускается эксплуатация при количестве разуплотненных твэлов не более 0,1 % от общего количества. При этом предельно допустимое значение активности продуктов деления в теплоносителе первого контура для АС с ВВЭР-440 составляет $3,7 \cdot 10^9$ Бк/кг и для реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 – $1,0 \cdot 10^8$ Бк/кг.

На АС с РБМК-1000 производится непрерывный контроль активности теплоносителя путем отбора пара после барабанов-сепараторов. Кроме того, имеется система контроля целостности технологических каналов (КЦТК), предназначенная для обнаружения негерметичных каналов и предотвращения распространения влаги в смежные с каналом области графитовой кладки.

На АС с ВВЭР помимо измерения активности теплоносителя первого контура производятся также замеры активности:

- продувочной воды парогенераторов;
- на трубопроводах острого пара;
- на выхлопе эжекторов турбины;

■ на вспомогательном оборудовании, в герметичных помещениях и под защитной оболочкой, в вентиляционной системе, в зонах контролируемого и свободного доступа.

Радиационный технологический контроль позволяет обнаруживать дефекты и повреждения оборудования и предупреждать возникновение радиационных аварийных ситуаций.

Контрольные вопросы

1. Перечислите основные характеристики радиационной обстановки, дайте их определения и назовите единицы их измерения.
2. От чего зависит коэффициент качества излучения?
3. Назовите основные организационно-технические принципы обеспечения радиационной безопасности на АЭС.
4. Назовите основные методы дозиметрии, объясните их физические принципы.
5. Какие характеристики радиационной обстановки измеряются на атомной станции при выполнении радиационного контроля?

ГЛАВА 5. СИСТЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

В соответствии с принципом глубоко эшелонированной защиты атомные станции оснащаются системами безопасности (СБ), с помощью которых реализуются рассмотренные в гл. 2 – 4 основные функции по предотвращению аварий и ограничению их последствий:

- аварийного останова реактора и поддержания его в подкритическом состоянии;
- аварийного отвода тепла от активной зоны;
- удержания радиоактивных продуктов в установленных границах АС.

Классификация СБ. В нормативной документации предусмотрена классификация СБ по функциональному назначению и по их важности для безопасности.

По выполняемым функциям СБ разделяются на защитные, локализирующие, управляющие и обеспечивающие.

Защитные СБ – технологические системы, предназначенные для предотвращения или ограничения повреждения топливных матриц, оболочек ТВЭЛОВ, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества. Состав защитных СБ определяется конкретным проектом ЯЭУ. Ниже представлен перечень основных защитных систем и выполняемых ими функций:

- аварийной защиты (АЗ), которая обеспечивает быстрый перевод активной зоны в подкритическое состояние и поддержание ее в подкритическом состоянии при определенных параметрах теплоносителя;
- аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ), обеспечивающей восполнение потери теплоносителя из реактора при авариях с разгерметизацией первого контура, а также длительное охлаждение активной зоны;

- защиты первого контура от недопустимого повышения давления, которая предотвращает повышение давления в первом контуре сверх допустимого давления по условиям прочности оборудования и трубопроводов.

Локализирующие СБ (системы локализации аварий – СЛА) – технологические системы, предназначенные для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ в пределах АС и за ее пределами. Примером комплексной и наиболее эффективной локализирующей СБ на современных АС является защитная оболочка.

Управляющие СБ – системы, предназначенные для приведения в действие всех остальных СБ, осуществления контроля и управления ими в процессе выполнения заданных функций. Управляющие СБ автоматически включаются в работу при наступлении условий, требующих их действия. В проекте должны быть предусмотрены технические меры, препятствующие вмешательству оперативного персонала в действия управляющих СБ в течение 10 – 30 мин. Начавшееся функционирование управляющих СБ должно доводиться до полного выполнения функций. Управляющие СБ должны быть в такой мере отделены от управляющих систем нормальной эксплуатации (УСНЭ), чтобы нарушение или вывод из работы любого элемента или канала УСНЭ не влияли на способность управляющей СБ выполнять свои функции.

Обеспечивающие СБ – технологические системы, предназначенные для снабжения СБ энергией, рабочей средой и для создания условий их надежного функционирования. Обеспечивающие СБ должны иметь надежность не ниже, чем остальные СБ.

Каждая АС должна быть также оснащена надежными средствами противопожарной защиты.

По важности для безопасности АЭС непосредственно СБ, а также систем и элементов нормальной эксплуатации, отказы которых могут привести к проектным и запроектным авариям, устанавливается четыре класса безопасности.

- *Класс 1.* Элементы, отказы которых являются исходными событиями, приводящими при проектном функционировании систем безопасности к повреждению твэлов с превышением установленных пределов для проектных аварий.

▪ *Класс 2.* Элементы, отказы которых являются исходными событиями, приводящими к повреждению твэлов в пределах, установленных для проектных аварий при проектном функционировании систем безопасности с учетом нормируемого для проектных аварий количества отказов в них. Элементы систем безопасности, отказы которых приводят к невыполнению этими системами своих функций.

▪ *Класс 3.* Элементы, содержащие радиоактивные вещества, выход которых в окружающую среду (включая производственные помещения АС) при отказах превышает санитарные нормы. Элементы, выполняющие контрольные функции радиационной защиты персонала и населения.

▪ *Класс 4.* Элементы нормальной эксплуатации, не влияющие на безопасность и не вошедшие в классы 1 – 3.

Основные требования к СБ. Для обеспечения высокой надежности работы СБ должны удовлетворять следующим критериям:

- исключения использования общих компонентов для систем нормальной эксплуатации и систем безопасности;
- резервирования элементов и каналов СБ;
- физического разделения элементов и каналов СБ, выполняющих одинаковые функции;
- проектирования СБ с учетом принципа единичного отказа.

Принцип единичного отказа реализуется в проекте АС путем резервирования систем, их физического разделения и применения разнотипного оборудования.

Каждая система безопасности резервируется с помощью применения трех (иногда четырех) независимых систем или каналов данной системы, идентичных по своей структуре и способных выполнить соответствующую функцию безопасности. Степень резервирования характеризуется кратностью резервирования: отношением числа резервных элементов к числу резервируемых. Например, в системах аварийного теплоотвода используется одно-, дву-, а иногда и трехкратное резервирование каналов. При полной независимости каналов общая надежность пропорциональна их количеству.

Только резервирование не позволяет защититься от множественных отказов по общей причине (пожар, затопление, воздействие летящих предметов, образовавшихся при разрывах сосудов или трубопроводов и др.). Для исключения отказов каналов по общей

причине предусматривается физическое разделение (разнесение независимых каналов в пространстве и организация между ними физических барьеров), а также использование защитных систем и их элементов разного принципа действия (например, электромеханическая и борная системы останова реактора, клапан с пневматическим и электромагнитным приводами).

Применение пассивных устройств позволяет повысить надежность СБ, поскольку пассивные устройства, как правило, проще по конструкции. Кроме того, в этом случае отпадает необходимость в разветвленных управляющих и обеспечивающих активных системах (электроснабжения, вентиляции, кондиционирования и др.), которые, к тому же, подвержены опасным возмущениям (ошибочным действиям персонала, пожару и др.).

Многоцелевое использование СБ должно быть специально обосновано. При совмещении СБ с системой нормальной эксплуатации необходимо, в частности, убедиться, что исходное событие, связанное с отказами в системе нормальной эксплуатации, не препятствует выполнению СБ своих функций.

При нормальной работе энергоблока на мощности СБ находятся в режиме ожидания, т.е. постоянной готовности к выполнению требуемых функций. Для обеспечения готовности СБ к работе проводятся периодические проверки работоспособности элементов и каналов СБ.

Все важные для безопасности АС системы и элементы должны быть способны выполнять свои функции с учетом воздействия таких природных явлений, как землетрясения, ураганы, наводнения, а также других аномальных воздействий, которые могут возникнуть на АС в результате пожаров, взрывов и других причин.

5.1. Обеспечение безопасности РУ с ВВЭР-1000

5.1.1. Общая характеристика РУ ВВЭР-1000

Реактор ВВЭР-1000 предназначен для работы на АЭС в качестве блока единичной электрической мощностью 1000 МВт. Коэффициент полезного действия (КПД) такого блока составляет 33 %.

Активная зона реактора состоит из 163 тепловыделяющих сборок – ТВС, имеющих форму шестигранных призм. Каждая ТВС

содержит 312 твэлов, центральный канал для размещения детекторов температуры и энерговыделения, а также 18 направляющих каналов для перемещения органов регулирования. Твэлы состоят из



Рис. 5.1.
ТВС реактора
ВВЭР-1000

оболочки, в которую заключены топливные таблетки. Оболочка представляет собой полый цилиндр внешним диаметром 9,1 мм и толщиной стенки 0,65 мм. Топливная таблетка состоит из диоксида урана, обогащенного по изотопу ^{235}U до 4,4 % и имеет диаметр 7,15 мм. Твэлы в ТВС образуют решетку, элементарной ячейкой которой является правильный треугольник со стороной 12,75 мм. Дистанционирование твэлов осуществляется при помощи дистанционирующих решеток, закрепленных на центральной трубке. На рис. 5.1 представлен общий вид ТВС реактора ВВЭР-1000. ТВС имеют бесчехловую конструкцию. Данное техническое решение позволило улучшить перемешивание теплоносителя в активной зоне, что особенно актуально при отключении одного или нескольких главных циркуляционных насосов.

Собранная цилиндрическая активная зона содержит около 80 т диоксида урана, имеет эффективную высоту 3,56 м и эквивалентный диаметр 3,16 м. Средняя энергонапряженность активной зоны около 110 МВт/м³, средняя нагрузка на поверхности твэла ~ 0,6 МВт/м². Ак-

тивная зона размещается в специальной корзине внутри стального корпуса реактора, изготовленного из высокопрочной хромомолибденовой стали 15Х2НМФА и имеющего на внутренней поверхности коррозионно-стойкую наплавку. Наружный диаметр корпуса – 4,5 м, внутренний – 4,08 м, высота – 10,88 м.

Эксплуатационные режимы реактора включают работу на 100 %-ном уровне мощности и четырех ГЦН, а также на трех и двух ГЦН и соответствующих пониженных уровнях мощности. Значения технологических параметров реактора при работе на номинальном и пониженных энергетических уровнях мощности приведены в табл. 5.1.

Таблица 5.1

Значения технологических параметров реакторной установки при работе реактора на энергетическом уровне мощности.

Параметры	Количество работающих ГЦН			
	4	3	2, в про- тиво- положных петлях	2, в смеж- ных петлях
Заданная (разрешенная) мощ- ность, МВт/%	3000/100	2010/67	1500/50	1200/40
Максимально допустимый по- догрев теплоносителя в реакто- ре, °С	30	25	24	24
Максимальная температура теплоносителя на выходе из ТВС периферийного ряда, °С	323	317	320	320
Максимальная температура теплоносителя на выходе из ТВС непериферийного ряда, °С	327	321	324	324
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	84800	62700	40000	
Температура тепло-носителя на входе в реактор в любой из работающих петель, °С, не бо- лее	286		—	
Давление теплоносителя в ре- акторе, МПа	15,7		—	
Давление пара в работающем ПГ, не более, МПа	6,27		—	
Расход пара от каждого рабо- тающего ПГ, для N = 100 % <i>N</i> _{ном} , т/ч	1470		—	
Температура питательной воды ПГ, °С	160 – 227		—	
Максимально допустимый ко- эффициент неравномерности энерговыделения по объему активной зоны реактора	1,75			
Максимально допустимый ко- эффициент неравномерности энерговыделения по высоте ТВС	1,35			

5.1.2. Системы нормальной эксплуатации

К системам нормальной эксплуатации ВВЭР-1000 относятся системы и оборудование, предназначенные для осуществления технологического режима нормальной эксплуатации: разогрева, выхода на мощность, работы на мощности, останова, расхолаживания и перегрузки топлива.

Системы нормальной эксплуатации включают в себя: главный циркуляционный контур; систему компенсации давления; систему управления и защиты; систему контроля, управления и диагностики; систему радиационной защиты; систему контроля герметичности оболочек твэлов; систему диагностики и биологическую защиту.

Главный циркуляционный контур (ГЦК). Система охлаждения активной зоны состоит из четырех циркуляционных петель. В состав каждой петли входят горизонтальный парогенератор ПГВ-1000, главный циркуляционный насос ГЦН-195М и главные циркуляционные трубопроводы диаметром 850 мм, соединяющие оборудование циркуляционных петель с реактором. Часть главного циркуляционного трубопровода на выходе из реактора называется «горячей» ниткой, а на входе – «холодной» ниткой.

Нагретый при прохождении через активную зону теплоноситель смешивается в верхней части реактора (верхней камере смешения – ВКС) и через четыре выходных патрубка реактора поступает в главные циркуляционные трубопроводы, по которым доставляется в парогенераторы, где происходит его охлаждение. Из парогенераторов теплоноситель поступает на всас ГЦН, затем через четыре входных патрубка и опускной участок (кольцевой канал между корпусом реактора и внутрикорпусной шахтой) подается в нижнюю камеру смешения (НКС) реактора и направляется в активную зону.

Система компенсации давления. Система обеспечивает поддержание давления в первом контуре в стационарных режимах и ограничение отклонений давления в переходных режимах и аварийных ситуациях. Она состоит из парового компенсатора давления, импульсно-предохранительных устройств, барботера и трубопроводов с арматурой. Нижняя часть компенсатора давления (с во-

дой) подсоединена к горячей нитке, а верхняя (с паром) к холодной нитке циркуляционной петли.

Давление контролируется с помощью электронагревателей, находящихся в объеме компенсатора давления. При снижении давления нагреватели включаются, и вода в компенсаторе испаряется, способствуя поддержанию давления в системе. При увеличении давления паровая подушка сжимается, в результате чего происходит конденсация пара на поверхности воды и рост давления в системе ограничивается.

Для исключения подъема давления в главном циркуляционном трубопроводе выше допустимого предела предусмотрена подача теплоносителя из «холодной» нитки через сопла, расположенные в паровом пространстве компенсатора давления. Это обеспечивает дополнительное сжатие паровой подушки и, соответственно, замедление или прекращение роста давления в первом контуре.

Система управления и защиты (СУЗ). СУЗ реактора предназначена для управления реактором во время пуска, стационарной работы на мощности и в маневренных режимах, планового или аварийного останова. Таким образом, СУЗ совмещает выполнение функции нормальной эксплуатации – регулирования мощности энерговыделения в активной зоне, и функции безопасности – аварийного останова реактора. СУЗ относится к управляющим системам безопасности.

В состав СУЗ входят следующие оборудование и подсистемы: исполнительные механизмы; датчики технологических параметров; аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП); аппаратура контроля и формирования сигналов защиты по технологическим параметрам (АЗТП); аппаратура логической обработки сигналов (АЛОС); аппаратура отображения и протоколирования информации (АОП); аппаратура коррекции показаний (АКП-НП); устройство разгрузки и ограничения мощности (РОМ).

Для выполнения функции аварийной и предупредительной защиты предусмотрено два полностью независимых комплекта аппаратуры СУЗ, включающие АКНП, датчики технологических параметров, АЛОС, формирования команд аварийной и предупредительной защиты, РОМ.

Для регулирования мощности реактора используется отдельный комплект АКНП, что обеспечивает независимость работы подсистем.

темы регулирования мощности (УВК СУЗ) от выполнения защитных функций СУЗ. Подсистема УВК СУЗ, а также каждый из двух комплектов аппаратуры СУЗ имеют по три резервных канала.

Регулирование мощности осуществляется с помощью механической и борной систем воздействия на реактивность. Механическая система регулирования реактивности состоит из 61 рабочего органа (РО) СУЗ, каждый из которых включает 18 поглощающих нейтроны элементов (ПЭЛ) одной ТВС. Рабочие органы СУЗ распределены соответствующим образом по сечению активной зоны и для удобства регулирования объединены в группы. Перемещение механических органов регулирования осуществляется линейным шаговым двигателем со скоростью 0,05 м/с. Борная система воздействует на реактивность активной зоны путем изменения концентрации в теплоносителе борной кислоты (бор имеет высокое значение сечения поглощения нейтронов).

Устройство разгрузки и ограничения мощности (РОМ) реактора предназначено для ограничения тепловой мощности реактора на уровне, задаваемом автоматически в зависимости от числа работающих ГЦН.

Система контроля, управления и диагностики (СКУД). СКУД служит для получения и представления оператору следующей информации: относительного распределения по объему активной зоны нейтронного потока; относительного распределения температуры над активной зоной; температуры в контролируемых точках на трубопроводах и оборудовании первого контура; состояния технологического оборудования первого контура.

Для измерения используются нейтронные измерительные каналы, содержащие датчики прямой зарядки (ДПЗ), датчики температуры на входе и выходе ТВС, датчики температуры в объеме на выходе из активной зоны, датчики температуры в «холодных» и «горячих» нитках ГЦК.

Система радиационной защиты. Система представляет собой набор защитных барьеров на пути распространения радиоактивности и излучений. Система радиационной защиты состоит из пассивных элементов.

Система контроля герметичности оболочек твэлов. Система служит для периодического контроля осколочной активности теплоносителя на работающем реакторе путем анализа его проб по

радионуклидам йода (131 – 135) и цезия (134, 137), а также контроль ТВС на остановленном реакторе. Контроль герметичности твэлов осуществляется путем анализа проб теплоносителя, отобранных от контролируемых ТВС, по удельной активности радионуклидов цезия.

Система диагностики реакторной установки. Система предназначена для контроля состояния металла оборудования РУ (на остановленном реакторе), а также для обнаружения аномалий в работе оборудования путем анализа результатов измерений вибрации оборудования, шумовой составляющей сигналов датчиков нейтронно-физических и технологических параметров, акустических шумов, влажности, а также данных радиационно-технологического и телевизионного контроля.

Биологическая защита шахты реактора. Реактор устанавливается в бетонной шахте, которая является опорной конструкцией и одновременно выполняет функцию биологической защиты.

5.1.3. Системы обеспечения безопасности

Управляющие СБ. Основной задачей управляющих систем безопасности является автоматическое и дистанционное приведение в действие по аварийным сигналам всех остальных СБ. Управляющие СБ включают все устройства и части оборудования остальных СБ, предназначенные для приведения их в действие.

Наиболее важными элементами, входящими в состав управляющих СБ, являются:

- управляющая система безопасности по технологическим параметрам;
- аппаратура СУЗ, выполняющая функции аварийной и предупредительной защиты реактора.

Основными функциями управляющей СБ по технологическим параметрам являются:

- введение в действие защитных, локализирующих и обеспечивающих СБ;
- контроль выполнения функций СБ.

Выполнение этих функций обеспечивается за счет работы следующих подсистем: защит и блокировок, дистанционного и автоматического управления. Система защит и блокировок предназначена для срабатывания защитных алгоритмов. На вход этих algo-

ритмов подаются показания датчиков технологических систем, на выходе генерируются сигналы срабатывания защит и включения блокировок. Эти сигналы подаются на вход исполнительных устройств: задвижек, приводов стержней СУЗ, насосов и т.д. Основным режимом управления является автоматическое регулирование по сигналам подсистемы защит и блокировок. Дистанционный способ управления носит резервный характер, и при возникновении аварийной ситуации его использование запрещается для исключения возможности неправильных действий персонала.

Система предупредительных защит предназначена для формирования аварийных команд на запрет повышения мощности реактора или снижения мощности до безопасных пределов. Срабатывание АЗ происходит при совпадении сигналов от любых двух каналов измерения данного типа в любом из двух комплектов аппаратуры СУЗ. Все сигналы, приводящие в действие аварийную и предупредительную защиты, разделяют на 4 группы (табл. 5.2).

Таблица 5.2

Команды и условия срабатывания предупредительной и аварийной защит

Предупредительная или аварийная защита	Условия срабатывания защиты
АЗ (АЗ-1) – одновременное движение всех групп регулирования самоходом вниз	Уменьшении периода реактора до 10 с. Превышение нейтронной мощности установленного регламентом для данной защиты значения $\sim 107\%$ от номинальной мощности. Наличие сигнала АЗ-3 в течение времени более 40 с. Увеличение давления теплоносителя в первом контуре до 18 МПа. Уменьшение давления теплоносителя в первом контуре до 14,5 МПа. Одновременное уменьшение давления до 15,2 МПа и увеличение скорости его изменения до 0,1 МПа/с (признак большой течи). Увеличение перепада давления на реакторе до 0,35 МПа. Отключение 2 из 3 или 3 из 4 работающих ГЦН. Выход перепада давления на любом из работающих ГЦН за пределы диапазона от 0,5 до 0,64 МПа. Закрытие стопорных клапанов последнего работающего парогенератора. Неисправность аварийных коммутаторов.

Предупредительная или аварийная защита	Условия срабатывания защиты
АЗ (АЗ-1) – одновременное движение всех групп регулирования самоходом вниз	Отключение энергопитания от СУЗ. Потеря питания датчиками, реле и вторичными приборами, связанными с АЗ-3. Нажатие кнопки срабатывания АЗ-1 на блочном щите управления
ПЗ (АЗ-2) – поочередное движение вниз групп органов регулирования самоходом (падение) с выдержкой 15 с между окончанием падения предыдущей группы и падением следующей	Превышение нейтронной мощности установленного регламентом для данной защиты значения. Наличие сигнала АЗ-3 в течение времени более 40 с. Увеличение давления теплоносителя в первом контуре до 17,6 МПа. Увеличение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны до 603 К. Потеря питания датчиками, реле и вторичными приборами, связанными с АЗ-3. Увеличение давления в главном паровом коллекторе до 7,84 МПа. Отключение двух из четырех работающих ГЦН. Увеличение давления под защитной оболочкой до 0,14 МПа. Увеличение температуры под защитной оболочкой до 363 К. Нажатие кнопки срабатывания АЗ-2 на блочном щите управления
ПЗ-1 (АЗ-3) – поочередные движения органов регулирования вниз с рабочей скоростью с помощью электропривода	Период разгона реактора меньше 20 с. Превышение нейтронной мощности установленного регламентом для данной защиты значения. Увеличение давления теплоносителя в первом контуре до 17 МПа. Увеличение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны до 603 К. Потеря питания датчиками, реле и вторичными приборами, связанными с АЗ-3. Увеличение давления в главном паровом коллекторе до 6,86 МПа. Отключение одного из трех работающих ГЦН. Нажатие кнопки срабатывания АЗ-3 на блочном щите управления
ПЗ-2 (АЗ-4) – запрет на перемещение вверх всех групп органов регулирования	Период разгона реактора меньше 40 с. Превышение нейтронной мощности установленного регламентом для данной защиты значения.

Предупредительная или аварийная защита	Условия срабатывания защиты
ПЗ-2 (АЗ-4) – запрет на перемещение вверх всех групп органов регулирования	Увеличение давления теплоносителя в первом контуре до 16,2 МПа. Увеличение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны до 598 К. Потеря питания датчиками, реле и вторичными приборами, связанными с АЗ-4

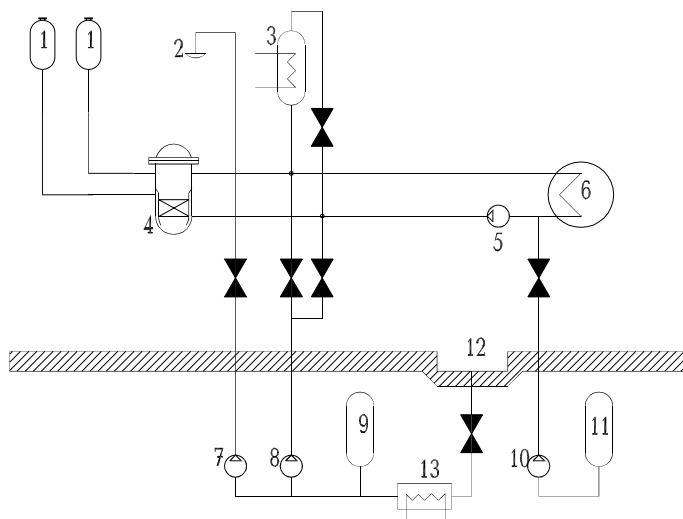


Рис. 5.2. Схема САОЗ реактора ВВЭР-1000:

1 – емкости пассивной системы САОЗ; 2 – форсунки спринклерной системы; 3 – компенсатор объема; 4 – реактор; 5 – ГЦН; 6 – парогенератор; 7 – спринклерный насос; 8 – аварийный насос низкого давления; 9 – бак аварийного запаса воды системы аварийного впрыска низкого давления; 10 – аварийный насос высокого давления; 11 – бак аварийного запаса воды системы впрыска высокого давления; 12 – прямок; 13 – теплообменник

Защитные системы безопасности. К защитным СБ ВВЭР-1000 относятся:

- система АЗ реактора (рис. 5.2);
- система аварийного охлаждения активной зоны;
- система защиты первого контура от превышения давления;

- система защиты второго контура от превышения давления;
- система аварийного газоудаления;
- система аварийной подачи питательной воды.

Система АЗ реактора. Аварийный останов реактора осуществляется двумя независимыми системами изменения реактивности, ввод в действия которых основан на разных физических принципах: электромеханической системой аварийной защиты и системой аварийного ввода борного раствора.

Система АЗ включает управляющую и исполнительную части. Управляющая часть состоит из двух независимых комплектов аппаратуры СУЗ, а исполнительная – из 61 ОР СУЗ (см. разд. 5.1.2). При возникновении аварийной ситуации управляющая часть АЗ формирует команду на падение органов регулирования. По этой команде все извлеченные ОР падают вниз, независимо от их расположения по высоте зоны. Рабочие органы выполнены таким образом, что штанга с поглощающим элементом подвешена с помощью защепок, удерживаемых электромагнитом. При обесточивании катушек электромагнита ОР падают в активную зону под действием собственного веса. Время падения РО до крайнего нижнего положения не превышает 4 с.

Аварийный ввод борного раствора осуществляется системой активного охлаждения активной зоны (впрыска) высокого давления.

Система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) строится с использованием активных и пассивных элементов и состоит из трех подсистем: пассивной части САОЗ, САОЗ высокого давления и САОЗ низкого давления,

Пассивная часть САОЗ предназначена для первоначального залива активной зоны раствором борной кислоты в случае большой течи первого контура. Основными компонентами пассивной части САОЗ являются четыре гидроемкости, трубопроводы и арматура. Каждая емкость имеет объем 60 м^3 , из которых 50 м^3 занимает раствор борной кислоты концентрацией 1,6 %, а оставшуюся часть объема – азотная подушка под давлением 5,9 МПа. Гидроемкости попарно подсоединены трубопроводами к входной и выходной камерам реактора. Когда давление в реакторе падает ниже давления в емкости, то под воздействием перепада давления открываются обратные клапаны, и борный раствор поступает в реактор. При сни-

жении уровня раствора в гидроемкостях до минимального они отсекаются от реактора с помощью быстродействующих задвижек.

САОЗ высокого давления предназначена для восполнения потери теплоносителя первого контура и отвода теплоты от активной зоны в случае относительно небольшой течи, когда давление в ГЦК падает ниже ~ 15 МПа. Система состоит из трех независимых каналов, каждый из которых включает баки аварийного запаса концентрированного (4 %) раствора борной кислоты внутри и вне защитной оболочки, бак-приямок герметичной части защитной оболочки, насос аварийного впрыска бора, насос подачи высокого давления, трубопроводы и арматуру. Все три канала системы подключаются к «холодным» ниткам ГЦК. При поступлении сигнала запускаются насосы и открывается арматура на напорной линии. После опорожнения бака аварийного запаса раствора насос начинает подавать в контур раствор борной кислоты из бака приямка.

САОЗ низкого давления предназначена для заполнения реактора и охлаждения активной зоны при больших течах теплоносителя первого контура после опорожнения гидроемкостей и последующего продолжительного отвода остаточного тепловыделения, а также для планового расхолаживания РУ, для отвода остаточного тепловыделения при перегрузке топлива и при проведении ремонтных работ со сниженным уровнем теплоносителя. Таким образом, САОЗ низкого давления совмещает функции системы безопасности и системы нормальной эксплуатации. Система состоит из трех независимых каналов. Каждый канал включает насос низкого давления, теплообменник аварийного расхолаживания, трубопроводы, регулирующую и запорную арматуру. Бак-приямок защитной оболочки с раствором борной кислоты концентрацией 16 г/кг является общим для всех трех каналов.

Система защиты первого контура от превышения давления состоит из трех независимых импульсно-предохранительных устройств (ИПУ), установленных параллельно на трубопроводе сброса пара из компенсатора давления в барботер.

Система защиты второго контура от превышения давления. Для защиты второго контура на паропроводах свежего пара установлены паросбросные устройства (в атмосферу БРУ-А, в конденсатор турбины БРУ-К) и предохранительные клапаны. На каждом парогенераторе (ПГ) установлено одно БРУ-А и два ПК, защи-

щающие ПГ и паропроводы от чрезмерного повышения давления в некоторых аварийных режимах и в режимах с непредусмотренным снижением нагрузки турбогенератора. БРУ-К служат для сброса пара в конденсатор турбины при закрытии стопорных клапанов турбины или при резком снижении нагрузки турбогенератора. БРУ-К также используются при расхолаживании РУ за счет отвода пара из ПГ в конденсатор турбины.

Система аварийного газоудаления предназначена для удаления парогазовой смеси из первого контура в барботер при аварийной ситуации, связанной с оголением активной зоны и возникновением парциркониевой реакции.

Система аварийной подачи питательной воды предназначена для подачи питательной воды в ПГ при обесточивании энергоблока и при нарушениях нормальной подачи питательной воды в ПГ. При обесточивании энергоблока система осуществляет подачу воды в ПГ и совместно с БРУ-А отводит остаточное тепловыделение активной зоны, или расхолаживает РУ до давления, при котором включается САОЗ низкого давления. Система состоит из трех одинаковых дублирующих друг друга каналов. Каждый из которых имеет аварийный питательный насос, бак запаса химически обессоленной воды, трубопроводы и арматуру.

Локализирующие СБ. К основным локализирующим системам безопасности ВВЭР-1000 относятся защитная оболочка и спринклерная система.

Защитная оболочка является одним из барьеров безопасности ЯЭУ и предназначена для предотвращения или ограничения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду. Защитная оболочка представляет собой полый цилиндр со сферическим куполом, стенки которого имеют толщину порядка 1,5 м и рассчитаны на избыточное давление $\sim 0,5$ МПа (такое давление создается под защитной оболочкой при полном вытекании теплоносителя первого контура в ее объем). При максимальной проектной аварии допустимые утечки теплоносителя в окружающую среду не должны превышать 0,1 % в сутки от полной массы. Свободный объем под защитной оболочкой примерно равен $0,6 \times 10^5$ м³. Защитная оболочка изготовлена из предварительно напряженного железобетона. Этот материал обладает способностью к самоустранению трещин. Для защиты бетона от действия горячей воды, вытекающей при

аварии из первого контура, внутренняя поверхность защитной оболочки покрывается герметичной стальной обшивкой толщиной 1 см. В режиме нормальной работы реактора пространство под защитной оболочкой находится в условиях слабого ($\Delta p \sim -1$ кПа) разрежения. Если давление становится выше допустимого на 0,08 МПа, то открывается клапан, через который часть паровоздушной смеси выбрасывается в атмосферу.

Спринклерная система (СС) предназначена для локализации под защитной оболочкой радиоактивных веществ, выходящих во время аварии вместе с паром. Дополнительной функцией спринклерной системы является удаление тепла, поступающего в объем защитной оболочки.

СС состоит из системы форсунок, расположенных в различных местах объема защитной оболочки, насосов, клапанов, теплообменника и резервуара с холодной водой. СС включается автоматически по аварийным сигналам. Ее оборудование питается от системы аварийного электроснабжения. Форсунки предназначены для распыления холодной воды. Диаметр капель, получающихся при распылении, составляет не более 1 мм. Распыление холодной воды обеспечивает большую поверхность ее взаимодействия со средой под защитной оболочкой. На каплях происходит конденсация испарившегося теплоносителя и адсорбция радиоактивных веществ, что ограничивает их распространение в окружающую среду. В распыляемую воду для нейтрализации продуктов деления примешивают гидразин и другие химические вещества.

В аварийных условиях температура и давление под защитной оболочкой зависят главным образом от баланса выделяемой и поглощаемой тепловой энергии. Источниками этой энергии являются: энергия, запасенная в теплоносителе и конструкционных материалах, теплота химических реакций и остаточное тепловыделение в активной зоне. Сразу после аварии вода для спринклерной системы забирается из бака, предназначенного для перегрузки твэлов. После достижения определенного уровня вода забирается из бассейнов выдержки отработавшего ядерного топлива. Для охлаждения распыляемой воды используется теплообменник САОЗ низкого давления.

Обеспечивающие СБ. Обеспечивающие системы безопасности ВВЭР-1000 предназначены для обеспечения электроэнергией, работой и охлаждающей средой остальных систем.

Одним из основных условий обеспечения безопасной работы энергоблока является надежное электропитание внутренних потребителей, которые делятся на четыре группы. Первая группа не допускает прерывания в электроснабжении (контрольно-измерительные приборы АЗ). Вторая группа допускает прерывание электропитания на время от десятков секунд до минуты и требует обязательного питания после срабатывания АЗ (спринклерная система). Третья группа допускает длительные перерывы в электропитании и не требует обязательного питания после срабатывания аварийной защиты (питательные насосы ПГ). Четвертая группа допускает перерывы в электропитании без строгих ограничений.

Приведенная классификация позволяет выделить первые две группы потребителей, электропитание которых обязательно в аварийных ситуациях. Соответственно, обеспечивающие СБ, отвечающие за электроснабжение внутренних потребителей в проекте ВВЭР-1000, разделены на две части:

- система аварийного энергоснабжения – резервная дизельная электростанция (РДЭС);
- система аварийного электроснабжения потребителей собственных нужд первой и второй групп.

РДЭС предназначена для обеспечения автономного электроснабжения потребителей систем безопасности. Резервная электростанция находится в отдельном здании на площадке АЭС, которое состоит из трех секций. В каждой ячейке здания РДЭС размещаются дизель-генераторы АСД-5600 мощностью 5600 кВт, напряжением 6 кВ, с автономными системами топлива, масла, охлаждающей воды, пускового воздуха, забора воздуха на горение и выхлопа.

Система аварийного электроснабжения потребителей первой и второй групп предназначена для снабжения электроэнергией всех потребителей, входящих в систему безопасности.

Предусмотрены три независимых канала системы безопасности в технологической части и, соответственно, три независимых канала системы аварийного электроснабжения на переменных напряжениях 6; 0,4 кВ и постоянном напряжении 220 В, включающие автономные источники (дизель-генераторы, аккумуляторные бата-

реи), комплектные распределительные устройства 6 и 0,4 кВ, агрегаты бесперебойного питания, включая ТКЕО и ТКЕП, распределительные силовые сборки 0,4 кВ, щиты постоянного тока 220 В, трансформаторы 6/0,4 кВ надежного питания, разделительные трансформаторы 6/0,23 кВ для выпрямителей, герметические проходки для силовых и контрольных кабелей, кабельные изделия и конструкции.

Между тремя каналами системы аварийного электроснабжения не предусматривается взаиморезервирования ни на каком уровне напряжения. Каждый канал системы аварийного электроснабжения способен по мощности и составу подключенных потребителей обеспечить аварийное расхолаживание реактора при любом виде проектных аварий.

5.1.4. Некоторые проектные аварии на РУ с ВВЭР-1000

Наличие тех или иных СБ реакторной установки определяется спектром анализируемых проектных аварий, при которых СБ обеспечивают выполнение проектных пределов безопасной эксплуатации. Например, при реализации сценариев проектных аварий твэлы должны удовлетворять следующим критериям.

1. Максимальная температура оболочки твэла не должна превышать 1200 °С; максимальная глубина локального окисления оболочки не должна превышать 18 % ее первоначальной толщины. Выполнение этих требований предотвращает хрупкое разрушение оболочек от нагрузок, возникающих при аварийном охлаждении активной зоны, выгрузке и транспортировке топлива.

2. Доля прореагировавшего с паром циркония не должна превышать 1 % его массы в оболочках твэлов, что предотвращает образование взрывоопасной смеси водорода и кислорода.

3. Температура топлива не должна превышать температуру плавления с учетом зависимости температуры плавления от выгорания.

4. Усредненная по сечению топлива энтальпия должна быть меньше предельного значения 840 и 963 Дж/г для облученного и свежего топлива соответственно. Выполнение этого критерия гарантирует отсутствие фрагментации твэлов.

Применительно к ВВЭР-1000 рассматриваются проектные аварии, вызванные:

- незапланированными изменениями реактивности;
- ухудшением теплоотвода;
- потерей теплоносителя.

Реактивностные аварии. К реактивностным авариям относятся режимы работы реакторной установки с нарушением действия систем, влияющих на реактивность. К таким нарушениям относятся:

- неуправляемое извлечение группы органов регулирования;
- выброс органа регулирования;
- включение ранее не работавшего ГЦН;
- снижение концентрации борной кислоты в теплоносителе вследствие нарушений в системе борного регулирования.

Неуправляемое извлечение группы органов регулирования. При анализе этой аварии предполагается, что рабочая регулирующая группа СУЗ перемещается вверх со скоростью 0,02 м/с. Это перемещение может быть вызвано либо неисправностью в электрических цепях управления реактора, либо ошибочными действиями оператора. При извлечении группы поглощающих стержней происходит ввод положительной реактивности, увеличивается мощность реактора. Повышение мощности реактора приводит к увеличению температуры топлива и теплоносителя первого и второго контуров и росту давления в обоих контурах реакторной установки. Давление во втором контуре растет до уровня срабатывания БРУ-К (быстрого разгрузочного устройства в конденсатор), открывающего байпас пара в конденсатор.

При достижении уставки срабатывания аварийной защиты по плотности нейтронного потока неуправляемая группа регулирующих стержней падает вместе с остальными группами ОР СУЗ. Мощность реактора снижается до остаточного энерговыделения, топливо и теплоноситель охлаждаются. Давление во втором контуре падает до давления регулирования БРУ-К.

Расчетное время от начала движения группы ОР СУЗ до полной стабилизации параметров реакторной установки составляет 1000 с. Хронология развития аварийного процесса представлена в табл. 5.3.

Хронологическая последовательность событий при неуправляемом извлечении группы органов регулирования реактора

Время, с	Последовательность событий
0,0	Начинается извлечение группы ОР СУЗ
44,8	Срабатывает аварийная защита по плотности нейтронного потока
1000,0	Достигается полная стабилизация параметров РУ

Выброс органа регулирования. Под выбросом регулирующего органа из активной зоны реактора понимается внезапное быстрое перемещение регулирующего органа из начального положения в крайнее верхнее положение. Данный процесс может произойти в результате разгерметизации чехла механизма перемещения органа регулирования и попадания в него теплоносителя, который, двигаясь вверх, увлекает за собой регулирующий стержень. При этом возникает малая течь теплоносителя из объема реактора через чехол. Условный диаметр течи, принятый при обосновании безопасности ВВЭР-1000, составляет 55 мм.

Неблагоприятные последствия выброса органа регулирования наступают в течение первых нескольких секунд переходного процесса. Сигнал аварийной защиты формируется по факту превышения мощности с периодом разгона менее 10 с. Органы регулирования СУЗ по сигналу аварийной защиты начинают падение через интервал времени 0,4 с после начала аварии. Этот временной интервал обусловлен задержкой на прохождение сигнала по электрическим цепям.

Быстрое локальное изменение размножающих свойств приводит к перераспределению энерговыделения и перегреву твэлов в области выброса органа регулирования. Процесс перераспределения энерговыделения может привести к разрушению оболочки твэлов вследствие кризиса теплообмена и резкого увеличения теплосодержания топлива.

Включение ранее не работавшего ГЦН. Данное событие происходит при прохождении ошибочного сигнала на включение ранее не работавшего ГЦН. При включении ГЦН возобновляется циркуляция теплоносителя в петле и подача холодной петлевой воды в реактор, что приводит к снижению температуры теплоносителя в

реакторе. Поскольку в нижней камере смешения происходит неполное перемешивание теплоносителя, то сектор активной зоны со стороны подключаемой петли имеет более низкую температуру, чем остальная часть активной зоны.

Снижение температуры теплоносителя приводит к вводу положительной реактивности и увеличению мощности реактора. Скорость изменения мощности реактора определяется коэффициентом реактивности по температуре теплоносителя, который изменяется с выгоранием топлива в процессе кампании.

Рост мощности реактора продолжается до значений уставок, при которых срабатывает аварийная защита. После срабатывания аварийной защиты происходит снижение давления во втором контуре до закрытия стопорных клапанов турбины. После этого давление во втором контуре поддерживается работой быстрых разгрузочных устройств (БРУ-А и БРУ-К). ГЦН остаются в рабочем состоянии.

Наибольшую опасность этот аварийный режим представляет в случае, когда мощность реактора не достигает значений уставки на срабатывание аварийной защиты. Это может произойти в случае, если после отключения ГЦН уставка не была переведена на регламентное значение, т.е. если был нарушен регламент. В этом случае всплеск мощности в «холодном» секторе активной зоны может привести к разгерметизации части твэлов.

Снижение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура связано с нарушениями в системах, имеющих отношение к борному регулированию. Данный режим может произойти в различных условиях эксплуатации реакторной установки: при перегрузке топлива, пуске и останове реактора, работе на мощности и расхолаживании.

Физическая причина уменьшения концентрации борной кислоты состоит в разбавлении теплоносителя чистым конденсатом. Скорость разбавления ограничивается максимальным расходом подпиточных насосов, который составляет $80 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Ограничение скорости разбавления теплоносителя дает достаточный запас времени для предотвращения развития аварийного процесса.

Если снижение концентрации борной кислоты произошло во время пуска реактора, то компенсация положительной реактивности произойдет благодаря срабатыванию аварийной защиты, и в

этом случае, как показывает проектный анализ, у оператора имеется запас времени около 20 мин до полного исчерпания запаса реактивности для принятия необходимых мер по обеспечению безопасности.

Разбавление теплоносителя на номинальном уровне мощности приводит к достаточно медленному изменению мощности даже при максимальной скорости разбавления. В этом случае при включенном автоматическом регуляторе мощности происходит движение рабочей группы СУЗ вниз до нижней границы рабочего диапазона, которая составляет 70 % от глубины погружения (это значит, стержень введен в активную зону на 30 % своей длины). Дальнейшее перемещение рабочей группы СУЗ вниз является сигналом для оператора о разбавлении теплоносителя. Если АРМ выключен, то компенсация положительной реактивности происходит за счет срабатывания ПЗ-1.

Аварийные режимы с нарушением циркуляции теплоносителя первого контура. Изменение расхода теплоносителя через активную зону происходит вследствие нарушения работы ГЦН, которое может произойти при заклинивании ГЦН, обесточивании одного или нескольких ГЦН, обесточивании АЭС.

Останов ГЦН снижает расход теплоносителя через активную зону, и, соответственно, ухудшает охлаждение активной зоны, что может привести к возникновению кризиса теплоотдачи и разрушению твэлов. Поскольку основная опасность разрушения твэлов связана с кризисом теплоотдачи, то основным критерием теплотехнической надежности активной зоны при аварии с нарушением циркуляции теплоносителя является коэффициент запаса до кризиса для наиболее энергонапряженного твэла. Надежность теплосъема считается обеспеченной, если этот коэффициент имеет значение не менее 1,0.

Коэффициент запаса до кризиса в активной зоне зависит от числа работающих ГЦН. При всех работающих ГЦН он составляет 1,32; при трех работающих ГЦН – 1,60; при двух работающих ГЦН – 2,50. Наиболее неблагоприятным для безопасности является исходное состояние с наименьшим запасом до кризиса, т.е. состояние с четырьмя работающими ГЦН. Поэтому рассмотрим отключение одного из четырех ГЦН в качестве примера аварии с нарушением охлаждения активной зоны.

Причиной заклинивания ГЦН может стать его механическое повреждение из-за попадания в проточную часть посторонних предметов, поломка рабочего колеса или узла уплотнения. При заклинивании уменьшается напор ГЦН, что приводит к срабатыванию аварийной защиты реактора. Аварийная защита срабатывает при снижении напора до 0,2 МПа.

При остановке ГЦН расход теплоносителя через реактор сокращается на $\sim 25\%$ *. Мощность при сбросе аварийной защиты падает до уровня остаточного энерговыделения через 5 с после начала аварийного процесса. Несоответствие мощности реактора и охлаждения активной зоны, как показывают проектные расчеты, приводит к возникновению кризиса теплоотдачи. В этом случае температура оболочек наиболее горячих твэлов может превысить 600 °С.

Аварии с потерей теплоносителя. Аварии с потерей теплоносителя на ВВЭР-1000 заслуживают особого внимания. Сценарии развития таких аварий определяются главным образом размером течи.

Если течь относительно мала и может быть скомпенсирована подпиточными насосами (компенсируемая течь), то реактор не останавливается до выяснения места течи и возможности ее устранения без остановки реактора. Если течь невелика, но скомпенсировать ее подпиточными насосами не удастся (некомпенсируемая течь), то уровень воды в компенсаторе давления будет понижаться, и в конечном итоге может произойти обезвоживание и разрушение активной зоны. Проектом в этом случае предусмотрены аварийный останов реактора и включение САОЗ для охлаждения активной зоны.

Авария с потерей теплоносителя может произойти в результате разгерметизации трубопроводов первого контура, разрыва чехла привода СУЗ, разгерметизации трубок ПГ, непреднамеренного открытия предохранительного клапана. Предельным случаем аварии с потерей теплоносителя с точки зрения скорости протекания процессов является авария, вызванная внезапным разрывом ГЦТ с одновременным истечением теплоносителя из обоих концов. Данная

* Для получения более точной оценки необходимо решать задачу об отключении одного из четырех параллельно включенных насосов.

авария в проекте ВВЭР-1000 принята в качестве максимальной проектной аварии.

Сразу после разрыва ГЦТ следует резкое снижение давления в реакторе, что приводит к вскипанию теплоносителя и образованию пара в активной зоне. В течение 20 – 30 с большая часть теплоносителя выходит под защитную оболочку, активная зона обезвоживается и разрушается. Нарушается целостность оболочек твэлов, происходит выход газообразных продуктов деления в первый контур и реакторное помещение. Если температура оболочек твэлов в ходе аварии превысит 1500 К, то возможно дополнительное выделение значительного количества тепла за счет пароциркониевой реакции.

МПА является одной из наиболее тяжелых аварий, так как при ее протекании происходит разгерметизация первого контура (третьего барьера безопасности), а твэлы (первый и второй барьеры безопасности) находятся в очень жестких условиях. В случае данной аварии возможно частичное расплавление активной зоны. Радиоактивный теплоноситель, имеющий высокую температуру, вытекает в помещения реакторного отделения и создает угрозу радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Для ограничения последствий максимальной проектной аварии предусмотрены аварийный останов ядерного реактора и включение САОЗ, которая должна обеспечить эффективное охлаждение твэлов и ограничить температуру твэлов ниже предельно допустимого значения 1500 К. При этом доля прореагировавшего циркония не должна превышать 1 % от его общей массы в активной зоне. Глубина окисления оболочки каждого твэла не должна превышать 18 % от ее первоначальной толщины.

5.2. Обеспечение безопасности РБМК-1000

5.2.1. Основные сведения о РУ с РБМК-1000

Ядерный реактор РБМК-1000 предназначен для работы на АС в качестве блока единичной электрической мощностью 1000 МВт. Тепловая мощность блока 3200 МВт.

Конструкция активной зоны. Активная зона реактора состоит из графитовой кладки, топливных (технологических) каналов, в

которых размещены ТВС, и специальных каналов с органами регулирования и средствами диагностики (внутриреакторными датчиками). Графитовая кладка выполняет функции замедлителя и отражателя нейтронов и собрана из графитовых блоков с осевыми вертикальными отверстиями диаметром 114 мм каждая, которые служат для размещения топливных (ТК) и специальных каналов. Графитовая кладка заключена в герметичную оболочку из нержавеющей стали и помещена в бетонную реакторную полость с размерами 21х21х25 м³.

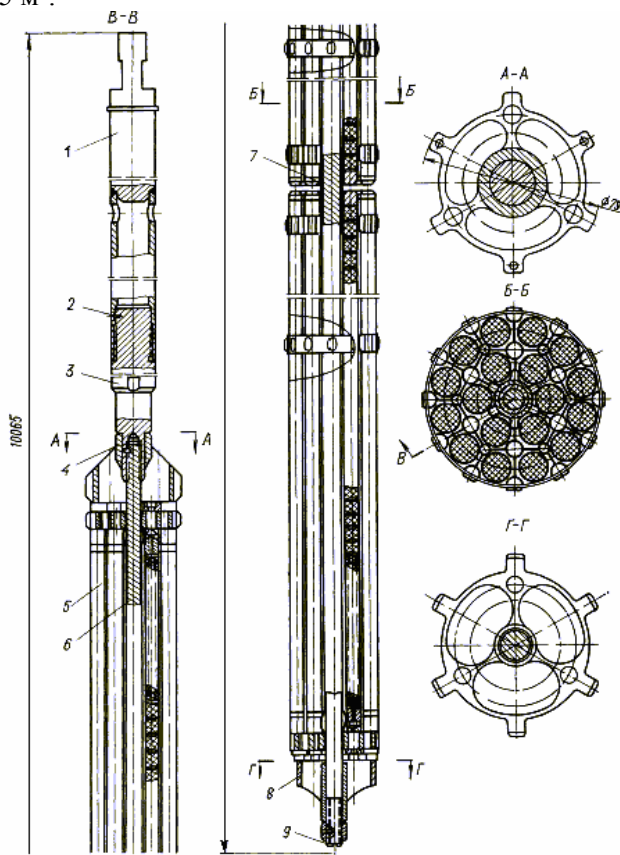


Рис. 5.3. ТВС реактора РБМК-1000:

1 – подвеска; 2 – штифт; 3 – переходник; 4 – хвостовик; 5 – твэл; 6 – несущий стержень; 7 – втулка; 8 – наконечник; 9 – гайки

Активная зона имеет форму цилиндра диаметром 11,8 м и высотой 7 м и содержит 1693 (или 1661 во втором поколении реакторов) топливных каналов. Топливные каналы представляют собой цирконий-ниобиевые трубы с внутренним диаметром 80 мм и толщиной стенок 4 мм. В ТК подвешены ТВС, омываемые потоком теплоносителя, в качестве которого используется вода. Каждая ТВС состоит из двух последовательно расположенных сборок из 18 твэлов. Твэлы в ТВС расположены симметрично по круговой решетке. Расстояние между центрами соседних твэлов в сборке – 17,8 мм. Длина тепловыделяющей части одной сборки – 3,5 м. Твэлы представляют собой цирконий-ниобиевые трубки внешним диаметром 13,6 мм и толщиной стенки 0,9 мм, которые заполнены топливными таблетками диаметром 1148 мм из двуоксида урана, обогащенного по урану-235 до 2,4 %.

Каждая ТВС (рис. 5.3) состоит из двух последовательно расположенных сборок из 18 твэлов. Длина одной сборки – 3,5 м, высота активной зоны составляет 7 м. Твэлы состоят из топливных таблеток диаметром 11,48 мм из двуоксида урана, обогащенного по урану-235 до 2 %. Таблетки заключены в оболочку из цирконий-ниобиевого сплава, представляющую собой трубку с внешним диаметром 13,6 мм и толщиной стенки 0,9 мм. Важным элементом активной зоны являются органы регулирования СУЗ.

Циркуляция теплоносителя и преобразование энергии. Необходимым условием безопасной работы реакторной установки является обеспечение отвода тепла, выделяющегося в ядерном реакторе. Система охлаждения состоит из контура многократной принудительной циркуляции (МПЦ, рис. 5.4) и турбинной установки. Охлаждение активной зоны РБМК-1000 осуществляется по двухпетлевой схеме водой, протекающей снизу вверх по ТК. В каждой петле вода поступает с напора ГЦН через напорный коллектор в раздаточный групповой коллектор, в котором распределяется по технологическим каналам. В технологическом канале происходит нагрев и кипение воды. Из активной зоны выходит пароводяная смесь со средним массовым паросодержанием порядка 13 %. Пароводяная смесь направляется по трубопроводу в барабан-сепаратор (БС), где пар отделяется от воды. Оставшаяся вода поступает по опускному трубопроводу во всасывающий коллектор ГЦН. Между напорным и всасывающим коллекторами размещено

по четыре параллельно работающих циркуляционных насоса ЦВН-7. Насос ЦВН-7 – центробежный, вертикальный, одноступенчатый с уплотнением вала, исключающим выход теплоносителя в помещение.

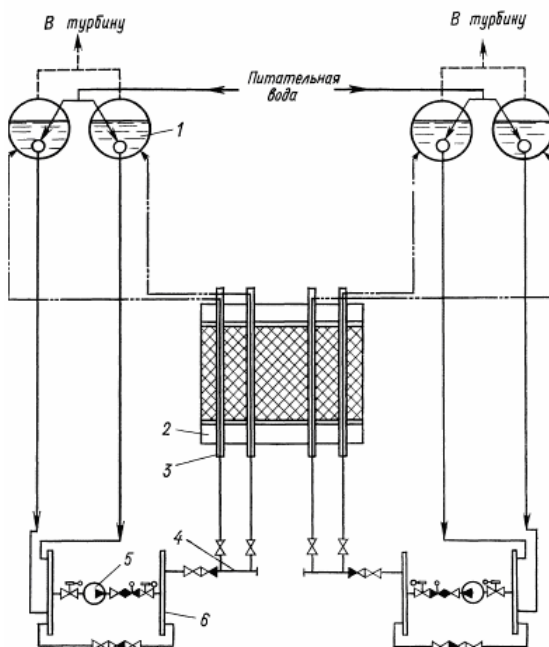


Рис. 5.4. Принципиальная схема контура МПЦ:
1 – сепаратор; 2 – реактор; 3 – технологический канал; 4 –
раздаточный групповой коллектор (РКГ); 5 – главный циркуляци-
онный насос (ГЦН);
6 – напорный коллектор

Пар по паропроводу направляется в турбину, где происходит преобразование его тепловой энергии в механическую. Отработавший пар поступает в конденсатор, где конденсируется. Конденсат подается питательными насосами через регенеративные теплообменники и деаэратор в БС.

5.2.2. Системы нормальной эксплуатации.

Важными для безопасности системами нормальной эксплуатации реактора РБМК-1000 являются:

- система компенсации избыточной реактивности;
- система контроля и диагностики состояния реактора;
- система металлоконструкций;
- система газо- и водоочистки;
- системы охлаждения каналов СУЗ и отражателя.

Система компенсации избыточной реактивности. Конструкция активной зоны РБМК выполнена таким образом, что в процессе работы реактора на мощности существует возможность перегрузки отработавших ТВС без остановки реактора.

При замене одной отработавшей кассеты на свежую вводится избыточная реактивность порядка $0,02\% \beta$. Для компенсации избыточной реактивности в РБМК-1000 используется система компенсации избыточной реактивности. Данная система объединяет подсистемы, задействованные при нормальной эксплуатации – систему автоматического регулирования мощности (АР) и систему локальных регуляторов энерговыделения (ЛАР), а также системы безопасности – систему аварийной защиты (АЗ) и систему локальной аварийной защиты (ЛАЗ).

Система АР предназначена для поддержания мощности реактора на заданном уровне и автоматического перевода реактора с одного уровня мощности на другой. Поддержание мощности обеспечивается с погрешностью 1% относительно заданного уровня.

Диапазон автоматического регулирования мощности разбит на две части: диапазон АР малой мощности ($0,25\% - 6\% Q_{ном}$) и основной диапазон АР ($6 - 100\% Q_{ном}$). В диапазоне малой мощности предусмотрен один регулятор. В основном диапазоне предусмотрено два регулятора, один из которых находится в использовании, а другой – в «горячем резерве». Датчиками системы АР являются четыре ионизационные камеры, расположенные симметрично вокруг активной зоны, а рабочими органами регулирования – четыре стержня-поглотителя, расположенные симметрично в активной зоне.

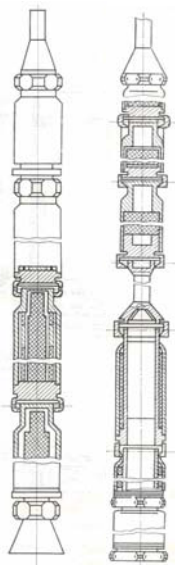


Рис. 5.5. Поглощающие стержни РБМК-1000

Система ЛАР предназначена для стабилизации радиального распределения нейтронного потока. Вся активная зона РБМК симметрично разбита на семь областей. В каждой области находятся два детектора потока нейтронов ЛАР и один стержень ЛАР. В качестве поглощающих стержней ЛАР используются стержни перекompенсации и аварийной защиты (ПКАЗ) и стержни ручного регулирования (РР). Предусмотрена возможность отключения этих стержней от системы ЛАР для использования их в режиме РР.

Стержни регулирования делятся на следующие группы (для разных блоков общее количество стержней СУЗ может отличаться): стержни АР – 10 стержней; укороченные стержни поглотителя (УСП) – 21 стержень; ручного регулирования – 89 стержней; перекompенсации и аварийной защиты – 36 стержней; аварийной защиты – 21 стержень.

Система технологического контроля реактора. Технологический контроль осуществляется с помощью подсистем: поканального контроля расхода теплоносителя через топливные и специальные каналы; температурного контроля графитовой кладки и металлоконструкций; физического контроля распределения энерговыде-

ления по радиусу и высоте активной зоны; контроля герметичности оболочек твэлов; контроля параметров контура МПЦ.

В основу контроля состояния активной зоны положен контроль радиально-азимутального распределения энерговыделения. Высотные детекторы предназначены для определения аксиального распределения энерговыделения с целью контроля аксиального коэффициента неравномерности для предотвращения превышения максимальной линейной нагрузки на твэл. Датчики контроля энерговыделения располагаются в некоторых отдельных технологических каналах. Значения энерговыделения в других каналах получаются методами интерполяции и экстраполяции показаний датчиков с использованием программ физического расчета.

Газовый контур и система контроля целостности каналов реактора. Около 5 % мощности реактора выделяется в графите в процессе замедления нейтронов и поглощения гамма-квантов. Для улучшения теплопередачи между графитовой кладкой и ТК, а также для предотвращения окисления графита внутреннее пространство оболочки заполнено циркулирующей смесью газов гелия и азота. Помимо этого газовый контур служит для контроля герметичности каналов, ограничения протечек теплоносителя по графитовой кладке при разгерметизации канала, очистки азотно-гелиевой смеси и для некоторых других целей.

Контроль целостности топливных и специальных каналов основан на измерении температуры и влажности газа при его прокачке по каналам, образованным наружной поверхностью канальных труб и внутренней поверхностью отверстий в графитовой кладке.

Некоторые особенности РБМК. Реакторы типа РБМК-1000 обладают рядом особенностей, влияющих на уровень их безопасности.

Разделение функций замедлителя и теплоносителя приводит к ухудшению динамических характеристик реактора, ослабляя обратную реактивную связь по температуре замедлителя.

Наличие значительного количества пара в активной зоне реактора приводит к появлению положительного парового эффекта реактивности и к гидродинамической неустойчивости в первом контуре. Положительным следствием этой особенности является возможность охлаждения активной зоны при потере энергопитания ГЦН за счет эффективной естественной циркуляции, обусловлен-

ной большой разностью плотности теплоносителя на входе и выходе из активной зоны.

Большие размеры активной зоны и положительный паровой эффект реактивности могут привести к нестабильности распределения энерговыделения. Большие размеры активной зоны также способствуют развитию пространственных ксеноновых колебаний.

Большое количество тепловой энергии, аккумулируемой при работе реактора в графитовой кладке и металлоконструкциях, приводит к медленному остыванию реактора после его аварийного отключения.

5.2.3. Системы обеспечения безопасности РБМК-1000

Защитные СБ. К основным защитным СБ РБМК-1000 относятся системы аварийной защиты (АЗ), локальной аварийной защиты (ЛАЗ), входящие в состав СУЗ, и система аварийного охлаждения реактора.

Система АЗ РБМК-1000 сконструирована таким образом, что позволяет не полностью останавливать реактор, а снижать мощность от номинального значения до более низких значений, приемлемых в заданных аварийных ситуациях.

Существует несколько уровней аварийной защиты РБМК-1000: АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3, АЗ-4, АЗ-5. При возникновении сигналов АЗ-1 – АЗ-4 мощность реакторной установки снижается до 80, 50, 40, 20 % соответственно. По ряду сигналов неисправности технологического оборудования АЭС предусмотрено управляемое при помощи АР аварийное снижение мощности.

Уровень защиты АЗ-5 является более сильным видом защиты, который обеспечивает снижение мощности реактора всеми стержнями АЗ, РР и АР. Введение стержней в активную зону продолжается лишь до прекращения вызвавшей АЗ-5 причины. При исчезновении аварийного сигнала процесс введения прекращается.

Работа АЗ связана с работой АР. Сигналы аварийных защит о наличии аварийной ситуации вырабатываются в логических схемах технологического оборудования АЭС. Выработанные сигналы подаются на схемы управления исполнительными органами и задатчика мощности АР.

Сигнал АЗ-1 возникает при неисправности или останове одного ГЦН. Сигнал АЗ-2 возникает при неисправности или останове двух

ГЦН из четырех хотя бы в одной из двух насосных групп. Сигнал АЗ-3 образуется при неисправности или останове любого из турбогенераторов (ТГ). 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 в диапазоне малой мощности; по технологическим сигналам (остановка двух ТГ, остановка четырех ГЦН, исчезновение питания собственных нужд АЭС, разрыв трубопроводов в контуре).

Полная автоматическая остановка реактора происходит в следующих случаях:

- превышение допустимого уровня мощности;
- превышение допустимого давления в реакторе;
- снижение уровня воды в БС до определенного предела;
- потеря энергопитания;
- отключение двух турбогенераторов;
- отключение двух ГЦН в одной петле;
- уменьшение расхода питательной вода более чем в два раза;
- разрыв напорного коллектора ГЦН.

Система ЛАЗ предназначена для защиты реактора от локальных превышений мощности. Устройство системы ЛАЗ аналогично устройству рассмотренной выше системы ЛАР.

Система аварийного охлаждения реактора (САОР) предназначена для охлаждения активной зоны реактора в аварийных ситуациях, возникающих при разгерметизации контура МПЦ. Схема системы приведена на рис.5.6. Система состоит из трех связанных друг с другом подсистем: основной, вспомогательной, длительного расхолаживания.

Основная подсистема предназначена для охлаждения аварийной половины активной зоны (той половины активной зоны, которая связана с разорвавшимся трубопроводом контура МПЦ) до момента включения подсистемы длительного расхолаживания. Основная подсистема включает в себя три независимых канала для подачи охлаждающей воды в реактор при аварии, каждый из которых обеспечивает 50 % необходимого расхода САОР. Два канала имеют гидроаккумулирующие узлы, содержащие баллоны с водой под

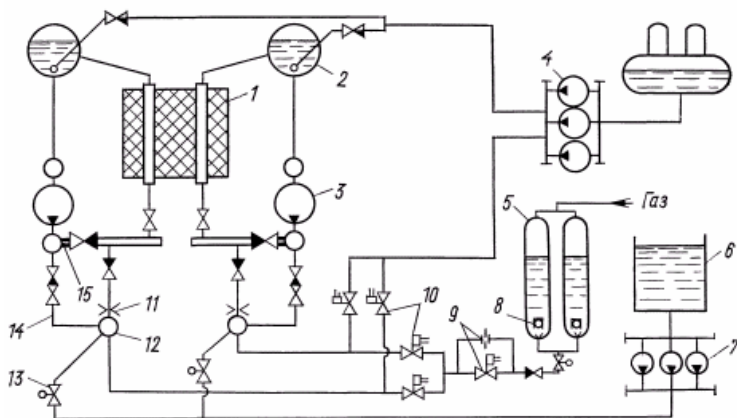


Рис. 5.6. САОР реактора РБМК-1000:

1 – реактор; 2 – сепаратор; 3 – главный циркуляционный насос; 4 – питательные насосы; 5 – гидроаккумулирующий узел; 6 – запас воды в конденсационном устройстве; 7 – насосы САОР; 8 – отсечный поплавковый клапан; 9 – звено промежуточного дросселирования; 10 – быстродействующие клапаны; 11 – ограничительная вставка САОР; 12 – коллектор САОР; 13 – запорная задвижка; 14 – аварийная перемычка; 15 – ограничивающая вставка в раздаточный групповой коллектор

давлением 10 МПа, а третий использует штатные питательные электронасосы. Вода из основной подсистемы подается в один из трех независимых коллекторов САОР. Из коллектора САОР вода поступает в групповые коллекторы контура МПЦ, и далее – в активную зону. Основная подсистема САОР включается в работу открытием быстродействующих клапанов по сигналу повышения давления в помещениях контура МПЦ (признак течи) и любого из двух сигналов: уменьшения уровня в БС или уменьшения перепада давления между БС и напорным коллектором.

Основная подсистема САОР обеспечивает аварийное охлаждение активной зоны в течение 2 мин. К этому времени включается подсистема длительного расхолаживания, которая использует насосы охлаждения аварийной половины реактора, подключенные к бакам конденсационного устройства системы локализации аварий (СЛА), и насосы охлаждения неаварийной половины, которые подключены к бакам чистого конденсата. Расходы воды от насосов

САОР на аварийную и аварийных питательных насосов – на неаварийную половины активной зоны должны составлять не менее 500 и 250 м³/ч соответственно, а затем могут быть снижены до 90 – 100 м³/ч в каждую половину.

При разгерметизации контура МПЦ реактор останавливается по сигналам повышения давления в реакторном пространстве (*системой защиты РП от превышения давления*) или снижения уровня в БС на величину, превышающую изменение уровня от номинального в обычных переходных режимах работы реактора. Оба сигнала вызывают срабатывание АЗ независимо друг от друга.

Локализирующие СБ. Основными локализирующими СБ РБМК-1000 являются система герметичных помещений и устройства конденсационного типа для сброса парогазовой смеси. Парогазовая смесь поступает в эти устройства из герметичных помещений, в которых размещено оборудование и трубопроводы контура МПЦ.

Обеспечивающие СБ. К обеспечивающим СБ относятся емкости с аварийными запасами воды, дизель-генераторы и аккумуляторные батареи. Собственные нужды реакторной установки в нормальных режимах обеспечиваются турбогенераторами, предусмотрена возможность резервного переключения на питание от сети 110 – 330 кВ. Дизель-генераторы автоматически включаются и выходят в номинальный режим на третьей минуте после отключения основного питания. Потребители, не допускающие перерыва в электропитании, подключаются к аккумуляторной батарее. В режиме полного обеспечения собственных нужд и отключения ГЦН безопасный переход в режим естественной циркуляции теплоносителя осуществляется благодаря мощным маховым массам насосов.

Критерии приемлемости. В анализах безопасности энергоблоков РБМК-1000 используются следующие пределы безопасной эксплуатации, непревышение которых консервативно гарантирует сохранение целостности физических барьеров безопасности (табл. 5.4).

Критерии приемлемости

Барьер безопасности	Параметр, характеризующий целостность барьера
Топливная таблетка	Температура ниже 2800 °С Энтальпия ниже 710 кДж/кг
Оболочка твэла	Температура не выше 700 °С
Трубопроводы контура МПЦ	Избыточное давление не выше 10,1 МПа
Трубы ТК	Температура стенки не выше 650 °С при давлениях не выше 7 МПа
Реакторное пространство	Избыточное давление ниже 210 кПа
Система СЛА	Зависит от поколения энергоблока

5.3. Обеспечение безопасности БН-600

Ядерные реакторы на быстрых нейтронах позволяют использовать в качестве ядерного топлива нуклиды ^{238}U и ^{232}Th , имеющиеся в большом количестве на Земле. В них также производится наработка искусственного ядерного топлива ^{239}Pu , что позволяет обеспечить замыкание ядерного топливного цикла. Кроме того, в ядерных реакторах этого типа можно осуществлять перевод некоторых долгоживущих изотопов, входящих в состав радиоактивных ядерных отходов, в короткоживущие.

5.3.1. Основные характеристики реактора БН-600

Реактор БН-600 является корпусным ЯР на быстрых нейтронах электрической мощностью 600 МВт (КПД около 41 %). Проект БН-600 выполнен с использованием интегральной концепции, в соответствии с которой в корпусе ЯР размещается весь первый контур. Твэлы БН-600 стержневого типа внешним диаметром 6,9 мм имеют оболочку толщиной 0,4 мм из нержавеющей стали ($T_{\text{пл}} \sim 1300 \text{ K}$) и сердечник, набранный из втулок диоксида урана или смеси диоксида урана и диоксида плутония (МОХ-топлива) с обогащением 21 и 29,4 % по делящемуся тепловыми нейтронами изотопу. АЗ собирается из 369 шестигранных ТВС (размер под ключ – 96 мм, ближайшее расстояние между ТВС – 98 мм), каждая из которых содержит по 127 твэлов. 27 гнезд АЗ предназначены для стержней

СУЗ (2 – для органов автоматического регулирования, 19 – для компенсации реактивности, 6 – САЗ). АЗ условно разделена на две части. Внутренняя часть содержит 209 ТВС с ЯТ пониженного обогащения, а внешняя – 162 ТВС с ЯТ повышенного обогащения. Вокруг АЗ размещены 380 аналогичных по конструкции сборок зоны воспроизводства (ЗВ), которые содержат по 37 твэлов диаметром 14,2 мм с обедненным ураном.

За боковой ЗВ расположены гнезда внутриреакторного хранилища отработавшего ЯТ. В АЗ содержится 8,5 т ЯТ. Проектная величина выгорания ЯТ составляет 10 %. Общая продолжительность кампании ЯТ – 450 сут. Частичная перегрузка ТВС выполняется при остановленном ЯР через каждые 150 сут; при каждой перегрузке обновляется приблизительно 1/3 ТВС. Высота АЗ равна 0,75 м; приведенный диаметр – 2,05 м. Средняя энергонапряженность единицы объема АЗ более 600 МВт/м³ (максимальная проектная энергонапряженность – 840 МВт/м³). Средняя тепловая нагрузка на поверхности твэла около 2 МВт/м² (каждый твэл производит в среднем около 30 кВт). Автоматическое регулирование мощности ЯР осуществляется одним поглощающим элементом с эффективностью $0,4\beta_{эф}$. Максимальная скорость перемещения органа регулирования – 0,07 м/с. Второй регулирующий стержень находится в резерве. Эффективность 19 компенсирующих пэлов составляет $8,5\beta_{эф}$. Материал регулирующих и компенсирующих стержней – оксид европия.

Отвод тепла от активной зоны осуществляется по трехконтурной схеме (рис. 5.7). В первом и втором контурах теплоносителем является жидкий натрий, а в третьем вода и пар. Циркуляция теплоносителя первого контура осуществляется по трем параллельным одинаковым петлям, каждая из которых включает в себя один вертикальный циркуляционный насос (ГЦН) погруженного типа производительностью 10000 м³/ч со всасыванием непосредственно из реакторного бака и два промежуточных теплообменника (ПГ), передающих тепло из первого контура во второй. ГЦН располагаются около внешней стенки. Внутри реакторного бака на «холодных» участках контуров (т.е. после ПГ) они подают жидкий натрий с температурой 653 К и давлением 1,4 МПа в расположенный в нижней части корпуса напорный коллектор, который распределяет теп-

лоносите́ль по ТВС. Поднимаясь по АЗ, теплоноситель подогревается до 623 К, затем поступает в верхнюю полость и оттуда растекается по шести ПГ. Расход натрия в первом контуре около 25000 т/ч.

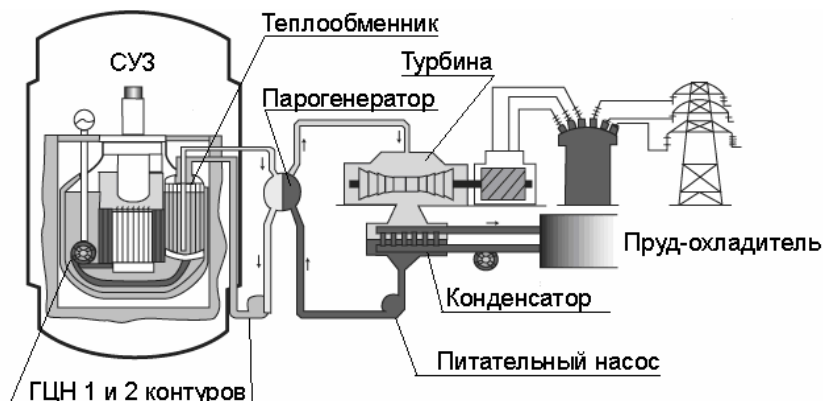


Рис. 5.7. Схема реакторной установки БН-600

Весь первый контур размещается в корпусе реактора, который представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем диаметром 12,8 м и высотой 12,6 м. Реакторный бак заключен в страховочный корпус. В каждой из трех петель второго контура натрия, циркулирующий при давлении около 1,5 МПа, передает тепло из первого контура к греющей стороне парогенератора модульного типа. Три петли третьего контура имеют традиционную конструкцию. В них генерируется пар с температурой 778 К и давлением 14,2 МПа, который срабатывается на трех турбогенераторах мощностью 200 МВт.

5.3.2. Меры по обеспечению безопасности

Характерная для ЯР на быстрых нейтронах высокая плотность нейтронов (что обусловлено малой величиной микроскопических сечений взаимодействия нейтронов с ядрами ЯТ) и использование в качестве теплоносителя жидкого натрия определяют некоторые

дополнительные проблемы обеспечения безопасности существующих ЯР на быстрых нейтронах по сравнению с ЯР на тепловых нейтронах. К этим особенностям относятся:

- более высокая энергонапряженность активной зоны и связанная с этим необходимость использования тонких твэлов;
- отсутствие замедлителя, который является дополнительным тепловым стоком в активной зоне;
- использование в составе ядерного топлива плутония, приводящего к сокращению доли и времени жизни запаздывающих нейтронов, следствием чего является повышение требований к органам регулирования, особенно к их быстродействию;
- более высокая концентрация продуктов деления и связанные с ней большая активность активной зоны и большее остаточное энерговыделение;
- большой уровень наведенной радиоактивности теплоносителя, связанный с образованием изотопа натрия-24 с периодом полураспада около 15 ч;
- большие подогревы теплоносителя (около 170 К) и связанные с ними термические деформации элементов активной зоны;
- высокая химическая активность натрия по отношению к кислороду и воде.

С другой стороны, физические особенности ЯР на быстрых нейтронах сделали возможным его саморегулирование по отношению к возмущениям нагрузки (мощностной коэффициент реактивности составляет около -2×10^{-6} МВт⁻¹). Помимо этого теплофизические характеристики жидкого натрия (большая теплопроводность и высокая температура кипения, составляющая 1156 К) создали благоприятные условия в активной зоне, обеспечив высокий коэффициент теплоотдачи на поверхности твэлов, большой запас до температуры кипения теплоносителя, низкое давление теплоносителя в первом контуре (малая вероятность разуплотнения первого контура).

Все упомянутые особенности ЯР на быстрых нейтронах натриевым теплоносителем были учтены при разработке систем безопасности БН-600.

Принципы обеспечения безопасности БН-600. Ядерную безопасность и самозащищенность реактора на быстрых нейтронах с

натриевым теплоносителем обеспечивают следующие физические свойства:

- отрицательная связь по реактивности при изменении мощности реактора и температуры активной зоны;
- небольшой запас реактивности на выгорание топлива;
- отсутствие эффектов типа ксенонового отравления;
- высокая стабильность нейтронных полей и невозможность образования локальной критической массы в активной зоне даже при сильных возмущениях нейтронных полей.

Система защиты быстрого реактора включает в себя рабочие органы СУЗ, исполнительные механизмы, системы контроля, средства управления. В активной зоне реактора БН-600 размещено 27 независимых органов регулирования СУЗ. Каждый орган регулирования перемещается отдельным исполнительным механизмом. Из 27 органов регулирования БН-600 19 являются компенсирующими стержнями, 2 – регулирующими стержнями, а оставшиеся шесть стержней относятся к системе АЗ. Система АЗ состоит из двух полностью независимых подсистем в соответствии с принципом единичного отказа.

Для повышения безопасности в состав системы АЗ реакторов БН-600, БН-600М, БН-800 введена пассивная аварийная защита (АЗ-П). Принцип действия АЗ-П основывается на том, что стержни этой системы имеют гидравлические характеристики, которые позволяют им удерживаться в верхнем положении под действием потока натрия. Приведение стержней АЗ-П в верхнее положение происходит потоком натрия при пусковом расходе. Стержни АЗ-П начинают падение при уменьшении расхода теплоносителя до половины номинального. АЗ-П гарантированно обеспечивает аварийный останов реактора и обеспечение запаса температуры до вскипания натрия, равного 200 °С.

Надежность введения стержней СУЗ в активную зону обеспечивается следующими конструктивными особенностями:

- стержни СУЗ состоят из нескольких соединенных между собой шарнирами звеньев, что обеспечивает их перемещение даже при искривлении каналов и гильз;
- достаточно большие зазоры между гильзами и стержнями СУЗ обеспечивают надежное перемещение стержней с учетом радиационного формоизменения гильз и стержней;

- разнообразием конструкций исполнительных механизмов.

Аварийное охлаждение активной зоны. Интегральная компоновка первого контура упрощает проблемы, связанные с охлаждением активной зоны при нарушении условий нормальной эксплуатации. Для аварийного расхолаживания активной зоны используются три петли основных контуров. При отключении ГЦН используется энергия выбега турбогенераторов энергоблока (для продолжения электропитания насосов) и механических насосов, а также естественная циркуляция теплоносителя в первом и во втором контурах. Большой объем первого контура (800 м^3) позволяет в течение некоторого времени аккумулировать в нем тепло с передачей теплоты через стенки оборудования в окружающую среду.

В составе средств аварийного расхолаживания реактора предусмотрена и специальная система со сбросом теплоты через воздушные теплообменники.

Надежность расхолаживания реактора также обеспечивается за счет размещения корпуса реактора в страховочном корпусе, а трубопроводов в защитных кожухах. Объем полостей в страховочном корпусе и защитных кожухах выбирают минимальным, так что истечение натрия в эти полости (при нарушении герметичности оборудования) не приводит к такому снижению уровня в реакторе, при котором происходит разрыв циркуляции теплоносителя в первом контуре.

Дополнительная локализация утечек натрия из первого контура обеспечивается герметичными помещениями первого контура с инертной атмосферой и замкнутой системой технологической вентиляции.

Обеспечение безопасности при нарушении теплоотвода. Основными причинами нарушения теплосъема в активной зоне могут быть закупорка входного хвостовика ТВС, загрязнение зазоров между твэлами твердыми примесями в теплоносителе.

Прекращение циркуляции теплоносителя через отдельные ТВС может привести к плавлению топлива, как это было в ходе аварии на реакторе «Энрико Ферми» в США в 1967 г. Блокирование входа в ТВС в реакторах БН-600, БН-800 предотвращается за счет конструкции хвостовика ТВС. Натрий поступает в ТВС через множество отверстий в хвостовике, разнесенных по его периметру и высоте. Поэтому ситуация, подобная упомянутой аварии в реакторах БН-

600, БН-800 практически невозможна. Перекрытие сечений отдельных ячеек в ТВС предотвращается за счет поддержания требуемой чистоты натрия в процессе эксплуатации реактора.

Для своевременного выявления отклонений теплосъема от нормального применяются штатные системы контроля и диагностики. Контролируется температура натрия на выходе из каждой ТВС или группы ТВС, расходы натрия через ТВС – периодически на остановленном реакторе и постоянно при работе реактора на мощности. Герметичность оболочек твэлов диагностируется по повышению активности в газовой полости реактора или по появлению источников запаздывающих нейтронов в натрии. Вскипание натрия определяется по акустическим и нейтронным шумам.

Наиболее опасными запроектными авариями являются аварии с потерей электроснабжения энергоблока и отказом систем аварийной защиты реактора. Системы защиты и контроля, входящие в состав реактора, ограничивают такие аварии проектными пределами и предотвращают их перерастание в запроектные. Аварии с расплавлением топлива практически исключаются проектными техническими мерами (конструкцией реактора и ТВС) и мерами по управлению аварией (работой систем защиты и контроля). Однако, исходя из действующих требований безопасности, постулирующих возможность плавления топлива, в современных проектах реакторов на быстрых нейтронах (БН-600, БН-800) предусматривается устройство для сбора расплавленного топлива. Это устройство представляет собой поддон, который устанавливается в нижней части корпуса под активной зоной, предотвращая контакт расплавленного топлива с корпусом реактора. Форма поддона обеспечивает такое распределение расплава, при котором исключается образование критических масс. Расплав топлива охлаждается натрием в режиме естественной циркуляции.

5.4. Обеспечение безопасности реакторной установки КЛТ-40

Плавучие АС малой мощности для тепло- и электроснабжения изолированных потребителей рассматриваются как экономически приемлемая альтернатива традиционным энергоисточникам. Наи-

более подготовленным для реализации в качестве плавучего энергоблока (ПЭБ) является энергоблок КЛТ-40 на базе серийного реактора атомных ледоколов.

ПЭБ представляет собой гладкопалубное несамходное судно, на котором установлены два независимых блока электрической мощностью по 35 МВт. Каждый блок состоит из реакторной (КЛТ-40С), паротурбинной и электроэнергетической установок. Кроме того, на ПЭБ расположен комплекс по обращению с ядерным топливом, а также хранению твердых и жидких радиоактивных отходов, которые образуются при эксплуатации за межремонтный период (около 12 лет).

Основные характеристики реакторной установки КЛТ-40

Габариты ПЭБ, м:

длина	144
ширина	30
высота борта	10
осадка.....	4,5 – 5,6

Количество реакторных установок, шт..... 2

Тепловая мощность реактора, МВт..... 2х150

Установленная мощность, МВт:

электрическая.....	2х35
по тепловой энергии потребителям.....	2х30

Годовой ресурс, ч..... до 8000

Срок службы до заводского ремонта, лет..... 12

Общий срок службы, лет..... 40

Персонал (вахта), чел..... 58

Собственное электропотребление, МВт..... 4-6

Собственное теплотребление, МВт (тепл.).. 3,2

Площадь береговой территории, га..... 0,8

Площадь акватории, га..... 3,0

Стоимость строительства, млн руб.:

всей АС.....	156
собственно ПЭБ.....	146

Строительство ПЭБ производится на специализированном предприятии, что позволяет обеспечить высокое качество его изготовления. Также на предприятии выполняются при необходимости ремонтные и восстановительные работы. Вывод из эксплуатации

плавучей АС производится путем транспортировки ПЭБ к месту демонтажа и разделки.

5.4.1. Общие сведения, системы нормальной эксплуатации

Реактор КЛТ-40 является водо-водяным реактором. Схема реакторной установки приведена на рис. 5.9.

Первый контур КЛТ-40 включает основной контур циркуляции теплоносителя, систему компенсации давления, систему очистки теплоносителя и систему расхолаживания давления.

Основной контур циркуляции теплоносителя объединяет реактор, четыре парогенератора (ПГ) вертикального типа, четыре двух-скоростных циркуляционных насоса первого контура (ЦНПК). Циркуляция теплоносителя может осуществляться за счет работы ЦНПК, за счет работы циркуляционного насоса расхолаживания (ЦНР), а также благодаря естественной циркуляции при расхолаживании реактора.

Система компенсации давления состоит из двух компенсаторов давления, к которым подключены ресиверные баллоны.

Контур системы очистки теплоносителя и расхолаживания реактора состоит из фильтра и холодильника фильтра с рекуператором, насоса расхолаживания.

По трубопроводам второго контура к парогенераторам подводится питательная вода и отводится пар.

Оборудование и трубопроводы третьего контура обеспечивают подачу воды на охлаждение стоек приводов исполнительных механизмов СУЗ, ЦНПК, ЦНР в холодильник фильтра и бак металловодной защиты.

Отвод остаточного тепловыделения производится по двум независимым каналам: через ПГ водой второго контура и через холодильник фильтра водой третьего контура.

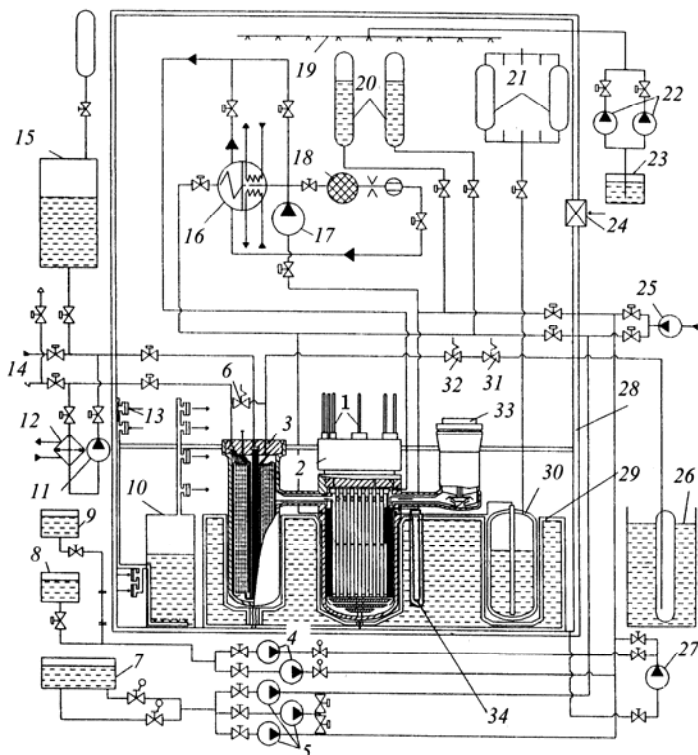


Рис. 5.9. Принципиальная схема реакторной установки КЛТ-40:

1 – приводы исполнительных механизмов системы управления и защиты реактора; 2 – реактор; 3 – парогенератор; 4 – насосы подачи жидкого поглотителя нейтронов; 5 – насосы системы аварийного охлаждения реактора; 6 – предохранительное устройство; 7, 8 – водяные емкости; 9 – емкость с раствором жидкого поглотителя нейтронов; 10 – барботажная цистерна; 11 – питательный насос; 12 – технологический конденсатор; 13 – предохранительные мембраны; 14 – трубопроводы второго контура; 15 – цистерна; 16 – холодильник фильтра с рекуператором; 17 – циркуляционный насос расхолаживания; 18 – фильтр теплоносителя первого контура; 19 – устройство для впрыска охлаждающей воды в защитную оболочку; 20 – гидроемкости САОЗ; 21 – ресиверные баллоны; 22 – насосы под воды внутрь защитной оболочки; 23 – водяная емкость; 24 – клапаны системы затопления защитной оболочки; 25 – насосы конденсатно-питательной системы паротурбинной установки; 26 – водяная цистерна; 27 – насос возврата теплоносителя первого контура; 28 – защитная оболочка РУ; 29 – металловодная защита реактора; 30 – компенсатор давления; 31, 32 – предохранительные устройства; 33 – циркуляционный насос первого контура; 34 – датчик системы управления и защиты реактора

5.4.2. Системы обеспечения безопасности

К системам безопасности КЛТ-40 относятся:

- СУЗ, в состав которой входят датчики контроля плотности потока нейтронов, рабочие органы изменения реактивности (поглощающие стержни, компенсирующие группы), аппаратура дистанционного управления (дополнительным средством останова реактора является жидкий поглотитель нейтронов);
- САОР, которая осуществляет подачу воды высоконапорными насосами, или из гидробаллонов с последующим переходом на подачу насосами конденсатно-питательной системы;
- система защиты первого контура от переопрессовки, включающая предохранительное устройство;
- локализирующая система – защитная оболочка (ЗО), внутри которой располагаются все системы и оборудование РУ, содержащие радиоактивные вещества (локализирующая система рассчитывается на внутренне давление, обусловленное аварийным выбросом теплоносителя первого контура);
- защитная система снижения аварийного давления в ЗО, в которой используется либо барботажная цистерна, либо устройство для впрыска и распыления в защитную оболочку охлаждающей воды.

Таким образом, состав и назначение систем безопасности реакторной установки КЛТ-40 аналогичны СБ реакторов ВВЭР. Однако в состав СБ реакторов КЛТ-40 входит ряд дополнительных систем безопасности, обусловленных спецификой их использования в морских условиях. Например, такой СБ является система затопления защитной оболочки. Данная система предназначена для заполнения защитной оболочки заборной водой с целью сохранения ее целостности и охлаждения реактора в случае затопления судна. В систему входят клапаны (см. рис. 5.9), открывающие проход заборной воде при погружении судна на определенную глубину. После выравнивания давления снаружи и внутри защитной оболочки клапаны закрываются.

Контрольные вопросы

1. Опишите состав систем нормальной эксплуатации реактора ВВЭР-1000.
2. Опишите состав систем безопасности реактора ВВЭР-1000.

3. Назовите основные эксплуатационные причины возникновения аксиальных ксеноновых колебаний локальной мощности в реакторах ВВЭР-1000?
4. Чем опасны ксеноновые колебания локальной мощности для эксплуатации оборудования реактора?
5. Назовите основные аварии с ухудшением теплоотвода от активной зоны в реакторах ВВЭР.
6. Что такое компенсируемая течь теплоносителя из первого контура ВВЭР и что такое некомпенсируемая течь?
7. Назовите особенности схемы получения пара в реакторной установке РБМК-1000. Что такое контур МПЦ? Назовите основное оборудование контура МПЦ.
8. Могут ли в реакторе РБМК-1000 возникнуть ксеноновые колебания локальной мощности? По каким причинам?
9. Назовите основные особенности реактора РБМК-1000 с точки зрения безопасности.
10. Перечислите основные системы безопасности РБМК-1000.
11. Каковы особенности конструкции реактора БН-600? Каковы его особенности с точки зрения безопасности?
12. На каких принципах основаны меры обеспечения безопасности БН-600?

Темы практических занятий*

1. Расчет коэффициентов реактивности для различных состояний активной зоны, различных топливных загрузок на различных действующих АЭС с реактором ВВЭР-1000. Проведение сопоставления результатов расчета и объяснение разницы в полученных коэффициентах.
2. Расчет эффективности АЗ для различных состояний активной зоны, различных топливных загрузок на различных действующих АЭС с реактором ВВЭР-1000. Проведение сопоставления результатов расчета и объяснение разницы в полученном весе «АЗ».
3. Выбор наиболее ценного по «весу» ОР СУЗ для различных состояний активной зоны, различных топливных загрузок на различных действующих АЭС с реактором ВВЭР-1000.
4. Расчет эффективности АЗ для различных состояний активной зоны, различных топливных загрузок на различных действующих АЭС с реактором ВВЭР-1000 с отказом одного и двух самых ценных ОР СУЗ. Проведение сопоставления результатов расчета и объяснение разницы в полученном весе АЗ.
5. Моделирование аксиальных свободных ксеноновых колебаний в активной зоне ВВЭР для различных топливных загрузок в разные моменты кампании на действующих АЭС. Вычисление периода колебаний и их индекса стабильности. Сравнение полученных результатов и объяснение разницы.

* Следующие задачи предлагается решить с помощью модели реакторного отделения ВВЭР-1000, описание которой приводится в приложении.

6. Моделирование аварии, связанной с паровой течью из компенсатора давления, на МФА РО и изучение условий по воспроизведению аварии на американской АЭС с возникновением парового пузыря над активной зоной и разогревом топлива до плавления. Ознакомление с мероприятиями по устранению последствий данной аварии в рамках проекта АЭС-2006.

7. Моделирование МПА для реактора ВВЭР-1000 и изучение возможности расплава зоны в данной аварии.

ГЛАВА 6.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА И КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АС

Необходимый уровень безопасности АС при эксплуатации поддерживается, в значительной степени, за счет:

- эффективной системы обеспечения качества, способствующей безопасному и надежному функционированию станции;
- создания в коллективе АС благоприятной рабочей атмосферы, в которой развиваются навыки культуры безопасности.

Система обеспечения качества. Международная практика привела к разработке общепринятых подходов к оценке способности производителя обеспечить устойчивое качество продукции. Эти подходы зафиксированы в международных стандартах семейства ISO 9000 и соответствующих им российских стандартах (ГОСТ Р ИСО 9001:96, ГОСТ Р ИСО 9002:96 и ГОСТ Р ИСО 9003:96), в которых устанавливаются самые общие требования к системам качества предприятий.

Под обеспечением качества при эксплуатации АС подразумевают качество функционирования АС как объекта. Эта специфика деятельности по обеспечению качества на предприятиях атомной энергетики и ее взаимосвязь с вопросами безопасности учтена в серии изданий МАГАТЭ №50-C/SG-Q [20]. Указанные документы содержат основные требования и методы достижения высоких показателей качества на всех этапах жизненного цикла АС.

Система обеспечения качества на АС базируется на:

- компетенции персонала;
- правильной организации работ;
- необходимой формализации методов.

Одним из обязательных принципов, рекомендуемых МАГАТЭ, является так называемый дифференциальный подход к обеспечению качества. Согласно этому подходу работам различной степени важности присваивают различные категории обеспечения качества

и в зависимости от категории применяют к этим работам различные требования по обеспечению качества. Это позволяет минимизировать затраты на малозначимые работы и применить полный комплекс мер по обеспечению качества при выполнении важных работ. Однако низкая категория не означает, что данную работу можно выполнять плохо или менее тщательно.

Управление вопросами безопасности и качества происходит в рамках единой системы управления предприятием и единой документации. Совокупность документов по обеспечению качества, называемая «Программой обеспечения качества при эксплуатации АЭС» – ПОКАС(Э), состоит из документов трех уровней:

- первый уровень занимает руководство по обеспечению качества при эксплуатации АС, в котором определяется политика АС в области качества и средства ее реализации;
- к документам второго уровня относятся административные инструкции, должностные инструкции, положения о подразделениях и положения о взаимодействиях;
- к третьему уровню относятся инструкции по выполнению и контролю работ, организационно-распорядительные документы, техническая документация, контрольные формы, отчеты и т.п.

Программа обеспечения качества охватывает все направления эксплуатационной деятельности. Ее основой является разработка и применение формализованных процедур практической деятельности эксплуатационного персонала, в которых в пошаговой форме излагаются действия персонала и меры по контролю их правильности.

Для реализации программы качества формируется специальное подразделение, подчиненное непосредственно директору или главному инженеру станции.

Культура безопасности. Причины возникновения аварий и инцидентов на АС так или иначе связаны с поведением людей, с их отношением к проблемам безопасности. Это свидетельствует, что в долгосрочной перспективе обеспечение безопасности требует новых подходов, выходящих за рамки простого следования установленным нормам и соблюдения режимов эксплуатации. Для постоянного повышения уровней безопасности на всех ступенях организационной структуры предприятия требуется всеобъемлющая культура безопасности.

Понятие культуры безопасности было впервые сформулировано МАГАТЭ в 1986 г. в результате анализа причин Чернобыльской аварии. В дальнейшем в отчете INSAG-3 [21] культура безопасности была представлена как фундаментальный принцип безопасной эксплуатации АС, а в отчете INSAG-4 [22] это понятие было конкретизировано и проиллюстрировано примерами.

По определению международной консультативной группы по ядерной безопасности культура безопасности это «такое сочетание характерных черт и позиций организаций и отдельных лиц, благодаря которому проблемы безопасности ядерной установки как имеющие наивысший приоритет получают то внимание, которое соответствует их значимости» [22]. Культура безопасности – это также соединение ценностей, стандартов, нравственных устоев и норм требуемого в данных условиях поведения. Все они направлены на поддержание самодисциплины в подходе к достижению уровней безопасности, превышающих требования, изложенные в законах и правилах.

Такая культура безопасности вносит существенный вклад в реализацию принципа глубокоэшелонированной защиты. Она может способствовать повышению бдительности, необходимой для распознавания действительных или потенциальных проблем безопасности. Важными компонентами укрепления культуры безопасности являются авторитетные независимые внешние рассмотрения и самооценка.

Выделяют четыре основные требования для эффективного управления процессом обеспечения безопасности:

- явная и последовательная позиция и действия высшего руководства на уровне корпорации и предприятия по обеспечению безопасности;
- рабочая атмосфера, способствующая поддержанию должной культуры безопасности;
- приверженность на всех уровнях усилиям по созданию и поддержанию культуры безопасности;
- проявление «скромности» в оценке достигнутого в том смысле, что обеспечение должной безопасности никогда не рассматривается как само собой разумеющееся.

Развитие навыков культуры безопасности подразумевает осмысленное выполнение любых эксплуатационных операций и процедур. Признаками культуры безопасности являются:

- персональное осознание приоритета и важности безопасности,
- знание своего дела и компетентность;
- мотивированность поступков и действий;
- надзор и контроль за выполнением работ, влияющих на безопасность;
- ответственность за порученное дело;
- открытость в эксплуатационной деятельности;
- укрепление доверия общественности к безопасности эксплуатации АС.

Контрольные вопросы

1. Что понимается под обеспечением качества при эксплуатации АС?
2. Сформулируйте основные требования для эффективного управления процессом обеспечения безопасности.
3. Сформулируйте основные признаки культуры безопасности.

ГЛАВА 7. УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ

В случае превышения пределов безопасной эксплуатации в соответствии с принципом глубокоэшелонированной защиты предусматривается переход к управлению аварией, что является эффективным средством уменьшения риска тяжелых аварий.

Цели и задачи управления авариями. Основными задачами эксплуатационного персонала АС по управлению аварией являются:

- удержание под контролем проектных аварий и предотвращение их развития в запроектные тяжелые аварии (предпоследний четвертый уровень глубокоэшелонированной защиты АС);
- ограничение развития и ослабление радиационных последствий тяжелых аварий, если они все же происходят (последний пятый уровень защиты – противоаварийные меры за пределами площадок АС).

Упомянутые задачи могут быть успешно решены при условии сохранения (или восстановления) критических функций безопасности: подкритичности, охлаждения активной зоны, целостности границы первого контура, запаса теплоносителя в первом контуре, конечного поглотителя тепла, целостности защитной оболочки, ограничения выбросов радиоактивности. Все это, в свою очередь, позволяет обеспечить целостность физических барьеров безопасности. Заметим, что перечень критических функций безопасности зависит от типа реакторной установки и определяется для каждого конкретного энергоблока.

Общие подходы к управлению аварией. Мероприятия по управлению авариями вырабатываются на основе моделирования функционирования АС в условиях широкого спектра проектных (консервативные оценки) и запроектных (исходя из реальных условий) аварий, которые могли бы привести к серьезному повреждению активной зоны и нарушению барьеров безопасности. В про-

цессе анализа протекающих при этом процессов определяются критерии (симптомы), с помощью которых можно определить момент перехода проектной аварии в запроектную, а также оцениваются критерии, характеризующие текущее состояние энергоблока, вырабатываются меры по уменьшению масштабов повреждения энергоблока и радиационных последствий. При разработке мер по управлению авариями учитываются исходные предпосылки о том, что:

- системы и элементы реакторной установки имеют необходимые запасы и сохраняют, хотя бы частично, свою работоспособность в условиях запроектных аварий;

- большая часть возможных запроектных аварий развивается относительно медленно, поэтому персонал располагает достаточным временем, чтобы идентифицировать аномальные события и принять решения о действиях на основе аварийных эксплуатационных инструкций.

Предусматривается, что эксплуатационный персонал должен осуществить следующие меры: предотвратить повреждение активной зоны; остановить процесс повреждения активной зоны, если он начался; удерживать активную зону внутри корпуса реактора; предотвратить повреждение контура (ов) циркуляции, сохранить целостность защитной оболочки (герметичного ограждения локализирующих систем безопасности), минимизировать выбросы радиоактивности.

Эффективность управления зависит от располагаемых технических средств, руководств и процедур по ликвидации аварий, подготовки эксплуатационного персонала.

Технические средства управления аварией. Для управления аварией предусматривается использование систем безопасности, работоспособных систем нормальной эксплуатации, а также специальных технических средств, предназначенных для уменьшения последствий запроектных аварий. К подобным техническим средствам относятся: средства охлаждения корпуса реактора для предотвращения его проплавления, ловушка для расплава активной зоны, средства охлаждения расплава в защитной оболочке, средства фильтруемого сброса парогазовой среды из защитной оболочки для предотвращения ее переопрессовки и др. Персонал обеспечивается контрольно-измерительными приборами, способными дать

необходимый объем информации для определения состояния барьеров безопасности в условиях запроектных аварий. Для определения текущего состояния энергоблока и уровня тяжести аварии разрабатываются средства оперативной информационной поддержки оператора для контроля, анализа и прогноза состояния реакторной установки. Измерительные каналы и датчики этих систем должны оставаться работоспособными в условиях запроектных аварий.

Руководства и процедуры по управлению аварией. При ликвидации аварийных ситуаций и аварий на АС эксплуатационный персонал принимает решения на основе аварийных эксплуатационных руководств. При этом используются симптомно-ориентированные руководства, которые ориентированы на небольшое число четко идентифицируемых признаков фактического состояния реактора и физических барьеров безопасности, позволяющих сделать заключение о действенности мер по обеспечению безопасности. Когда путь развития аварии становится понятен оперативному персоналу, осуществляется переход на событийно-ориентированные руководства, которые основаны на идентификации исходного события аварии.

Для поддержания постоянной готовности эксплуатационного персонала к действиям на случай аварии на АС организуются систематические аварийные тренировки, в том числе с использованием полномасштабных тренажеров энергоблоков, которые дают возможность персоналу понять развитие аварийных ситуаций в реальном масштабе времени.

Анализ аварий и инцидентов при эксплуатации АС. Для оценки ядерных инцидентов и событий на АС используется Международная шкала ядерных событий (INES), которая является средством для информирования общественности о значимости этих событий с точки зрения ядерной безопасности.

По этой шкале события классифицируются по семи уровням (табл. 7.1). Нижние уровни (1 – 3) называются «инцидентами» (происшествиями), а верхние (4 – 7) – «авариями». События, несущественные с точки зрения безопасности, классифицируются уровнем «0» (ниже шкалы) и называются «отклонениями». События, не связанные с безопасностью, определяются как выходящие за рамки шкалы. События рассматриваются по трем критериям безопасности, представленным в каждом столбце таблицы:

- воздействия за пределами площадки;
- воздействия на площадке;
- ухудшения глубокоэшелонированной защиты.

Таблица 7.1

Международная шкала ядерных событий

Уровень	Критерии оценки безопасности		
	Последствия вне площадки АЭС	Последствия на площадке АЭС	Деградация глубокоэшелонированной защиты
Аварии			
7 Тяжелая	Сильный выброс: тяжелые последствия для здоровья населения и окружающей среды	—	—
6 Серьезная	Значительный выброс: требуется полномасштабное применение плановых мероприятий по восстановлению		
5 С риском для окружающей среды	Ограниченный выброс: требуется частичное применение плановых мероприятий по восстановлению	Тяжелое повреждение активной зоны и физических барьеров	
4 Без значительно-го риска для окружающей среды	Минимальный выброс: облучение населения в пределах допустимого	Серьезное повреждение активной зоны и физических барьеров, облучение персонала с летальным исходом	
Инциденты			
3 Серьезный инцидент	Пренебрежительно малый выброс: облучение населения ниже допустимого предела	Серьезное распространение радиоактивности, облучение персонала с серьезными последствиями	Практически авария: все уровни и барьеры безопасности отсутствуют

Уровень	Критерии оценки безопасности		
	Последствия вне площадки АЭС	Последствия на площадке АЭС	Деградация глубоко-эшелонированной защиты
Инциденты			
2 Инцидент	—	Значительное распространение радиоактивности, облучение персонала за пределами допустимого	Инцидент с серьезными отказами в средствах обеспечения безопасности
1 Аномальная ситуация		—	Аномальная ситуация, выходящая за пределы допустимого при эксплуатации
Отклонение			
0 Событие с отклонением ниже шкалы	Отсутствует значимость с точки зрения безопасности		
Событие вне шкалы	Нет связи со шкалой событий		

Контрольные вопросы

1. Перечислите основные задачи эксплуатационного персонала по управлению авариями.
2. Какие технические средства используются для ликвидации проектных (за-проектных) аварий?
3. Каким образом производится классификация аварий и инцидентов на АС?

ГЛАВА 8.

БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ СНЯТИИ АТОМНОЙ СТАНЦИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ

Снятие с эксплуатации отдельных блоков или АС в целом производится после завершения проектного или уточненного ресурса работы, а также в случае технической невозможности обеспечения дальнейшей безопасной эксплуатации.

При планировании вывода энергоблоков АС из эксплуатации рассматривают возможность:

- замещения выбывающих мощностей новыми усовершенствованными и более безопасными энергоблоками,
- максимально полезного использования площадок, зданий, сооружений и оборудования снимаемых с эксплуатации АС, в первую очередь, в интересах атомной энергетики.

Специфика АС определяет необходимость тщательной научной, организационной и технологической подготовки к выполнению работ по выводу энергоблоков из эксплуатации, а также заблаговременного накопления финансовых и технических ресурсов на эти цели. Наличие на АС радиоактивных продуктов требует предусмотреть специальные меры по обеспечению безопасности, снижающие риск облучения персонала и утечки этих продуктов в окружающую среду. В частности, до начала работ необходимо построить дополнительные хранилища для радиоактивных отходов, изготовить специальные инструменты, оснастку и транспортные средства.

Большое значение для успешного вывода энергоблока из эксплуатации имеет то, насколько в его проекте учтены вопросы технологии и радиационной безопасности последующего демонтажа и разборки оборудования. Совершенствование проекта реактора не должно приводить к усложнению его вывода из эксплуатации.

Важным условием облегчения демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации является качество проектной и монтажной

документации для всех систем реакторной установки, отражающей все изменения, которые приняты на стадиях строительства, ремонта и эксплуатации.

Технологические аспекты снятия с эксплуатации определяются типом реакторных установок и существенно зависят от объема и характеристик радиоактивных отходов. С точки зрения демонтажа наиболее сложными являются активированные и загрязненные конструкции основного оборудования реактора и загрязненные строительные монолитные железобетонные и бетонные конструкции.

Последовательность снятия энергоблоков АС с эксплуатации включает следующие этапы.

Останов энергоблока. На этом этапе производится полная выгрузка топлива и подготовка оборудования и систем к обследованию, а также дезактивация и консервация технологического оборудования, сбор и концентрирование жидких радиоактивных отходов. Продолжительность этого этапа составляет 2 – 6 месяцев.

Временная выдержка (консервация) энергоблока. В этот период завершается вывоз со станции отработавшего ядерного топлива, заканчивается строительство и ввод в эксплуатацию дополнительных сооружений для хранения радиоактивных отходов, завершаются дезактивационные работы. Устанавливаются дополнительные барьеры для недопущения воздействия радиоактивности на окружающую среду, вводится ужесточенная система радиационного контроля и физической защиты зданий и сооружений. Работы этого этапа занимают 3 – 5 лет.

Длительная выдержка энергоблока в безопасном состоянии. Энергоблок содержится в радиационно-безопасном состоянии для персонала и окружающей среды. Работы по демонтажу реактора и другого радиоактивного оборудования в этот период не производятся.

Демонтаж и захоронение оборудования энергоблока. Радиоактивное оборудование частично демонтируется по мере выполнения дезактивационных работ. После завершения периода выдержки производится полный демонтаж и захоронение радиоактивного оборудования энергоблока. Захоронение осуществляется в специальных долговременных хранилищах или на своих штатных местах

(например, корпуса реакторов и внутрикорпусные устройства могут быть забетонированы в шахте реактора).

Полная ликвидация энергоблока. Основной задачей этого этапа является ликвидация энергоблока и восстановление территории промплощадки, а также наземных и водных экосистем до уровня, позволяющего использовать эту территорию для других целей и обеспечивающего безопасное природопользование и проживание населения. Однако поскольку практически все действующие в стране АС – многоблочные, то полная ликвидация одного энергоблока не позволяет использовать площадку станции для других целей. Поэтому вопрос о полном выводе АС из эксплуатации должен рассматриваться комплексно с учетом перспектив существования других блоков станции, а также строительства на этой площадке новых блоков.

Контрольные вопросы

1. В каких случаях принимается решение о выводе энергоблока АС из эксплуатации?
2. В чем заключается подготовка к энергоблока АС из эксплуатации?
3. Перечислите меры по обеспечению безопасности, которые принимаются на различных этапах снятия АС с эксплуатации?

ГЛАВА 9.

ТРЕБОВАНИЯ К БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Предполагаемый рост масштабов ядерной энергетики выдвигает новые требования к ядерной и радиационной безопасности АС. Поэтому при разработке перспективных ядерных энергетических реакторов наряду с решением вопросов их экономической оптимизации и конкурентоспособности с другими типами энергоустановок основные усилия направлены на разработку таких мер по обеспечению безопасности, которые исключили бы аварии с разрушением активной зоны и недопустимым выбросом радиоактивности и токсичности. Разработка подобных мер осуществляется на базе требований ОПБ-88/97 [1], согласно которым «При проектировании систем (элементов) АС (атомной станции) и РУ (реакторной установки) должно отдаваться предпочтение системам (элементам), устройство которых основано на пассивном принципе действия и свойствах внутренней самозащищенности (саморегулирование, тепловая инерционность и другие естественные процессы). ... Активная зона вместе со всеми ее элементами, влияющими на реактивность, должна быть спроектирована таким образом, чтобы любые изменения реактивности с помощью органов регулирования и эффектов реактивности в эксплуатационных состояниях и при проектных и запроектных авариях не вызывали неуправляемого роста энерговыделения в активной зоне, приводящего к повреждению ТВЭЛов сверх установленных проектных пределов».

Развиваемая в новых проектах реакторных установок концепция безопасности, сохраняя те принципы обеспечения безопасности (принцип защиты в глубину и др., см. разд. 1.2), эффективность которых уже доказана на практике, в качестве основного выдвигает принцип последовательного и комплексного использования внутренне присущих или естественных свойств безопасности.

Эта концепция естественной безопасности является определяющей как при выборе технических решений, так и при обосновании безопасности реакторов и достигается за счет использования совокупности благоприятных физических свойств, присущих топливу (например, обратная связь по температуре топлива), теплоносителю (например, естественная циркуляция теплоносителя) и другим компонентам, а также особенностей конструкции активной зоны и контуров охлаждения. В соответствии с этим подходом все исходные события, приводящие к аварии с большим выбросом радиоактивности, считаются проектными и требуют детерминистского доказательства безопасности.

Важным элементом этой концепции является определение максимальной проектной аварии, которая, с одной стороны, имеет наиболее тяжелые последствия, а с другой стороны, возможна на АС с любым типом реактора. В качестве такой аварии, например, может быть принято некоторое внешнее воздействие с повреждением барьеров безопасности. Тогда масштаб подобной МПА, которую АС выдерживает без катастрофических радиационных последствий, является мерой ее безопасности.

Использование естественных процессов позволяет упростить и повысить безопасность реакторной установки и путем использования преимущественно пассивных устройств (элементов), действие которых основано на использовании естественных физических факторов (силы гравитации, гидродинамические силы, изменение агрегатного состояния и др.), для применения которых не требуются разветвленные управляющие и обеспечивающие системы. Так, остановка реактора при аварийном повышении температуры теплоносителя на выходе из активной зоны или снижении расхода через активную зону должна осуществляться пассивными защитными устройствами порогового действия. Однако системы и элементы с пассивным принципом действия необязательно имеют стопроцентную надежность. Конструкции таких систем должны быть экспериментально обоснованы, в том числе с учетом эксплуатационных факторов, характерных для аварийных ситуаций. В работе [23] для создания пассивных защитных устройств широкого функционального назначения для АС предлагается использование технологий на основе сплавов с памятью формы и лиофобных капиллярно-

пористых систем, состоящих из капиллярно-пористой матрицы и несмачивающей (лиофобной) матрицу жидкости.

В настоящее время технические решения, последовательно реализующие принцип естественной безопасности реакторов, еще не имеют достаточной апробации на практике. Поэтому важным условием надежности функционирования реакторов является применение современных систем диагностики для организации оперативного сбора и анализа информации обо всех отказах и нарушениях в работе и принятия необходимых корректирующих мер. Очевидно, что в силу отмеченного обстоятельства на современном этапе развития технологии реакторы должны быть оснащены и необходимыми системами безопасности (защитными, локализирующими, управляющими).

Заметим, что в новую концепцию безопасности реакторов включается требование, направленное на решение и общей проблемы экологической безопасности ядерной энергетики, связанной с минимизацией и утилизацией ядерных отходов.

На сегодняшний день критерии и принципы безопасности, которым должны удовлетворять проекты реакторных установок нового поколения, сформулированы в рамках международной программы «Поколение IV»:

- внутренне присущая безопасность или безопасность, непосредственно «внедренная» в проект;
- интегральная конфигурация, обеспечивающая физическую возможность исключения некоторых типов аварий, снижение вероятности возникновения большинства сценариев аварий, уменьшение последствий аварий, в том числе тяжелых, а также усиление защиты от терроризма;
- обеспечение срабатывания пассивных систем за счет запасенной потенциальной энергии (перепад высот, сжатый воздух, разность давлений и др.) и энергии аккумуляторных батарей;
- сохранение работоспособности систем безопасности, однажды приведенных в действие, которые продолжают выполнение операций на основе только естественных сил (сила тяжести, естественная циркуляция, тепловая труба и т.д.);
- автоматическое исполнение функций безопасности системами без воздействия на них со стороны оперативного персонала;

- активные системы, не связанные с безопасностью, должны иметь основанные на пассивном принципе подсистемы безопасности, обеспечивающие функции ядерной безопасности;

- отвод тепла от активной зоны к конечному поглотителю должен быть обеспечен с таким расчетом, чтобы охлаждение активной зоны осуществлялось в автоматическом режиме в течение нескольких дней;

- должны применяться дополнительные системы, основанные на других физических принципах, обеспечивающие минимизацию вероятности разрушения активной зоны и выхода радиоактивных продуктов за установленные границы в количествах, превышающих установленные пределы;

- оптимизация человеко-машинного интерфейса.

Рассмотрим реализацию отмеченных требований к повышению безопасности на примерах проектов ядерных реакторов, являющихся эволюционным развитием эксплуатируемых в настоящее время реакторов, а также для некоторых инновационных проектов реакторных установок.

Эволюционные проекты реакторов. Системы безопасности этих реакторов развиваются с учетом опыта эксплуатации действующих станций, а также результатов последних исследований безопасности, требований российской нормативной документации и рекомендаций МАГАТЭ. Заметим, что, учитывая некоторые характеристики реакторов этих типов (например, в ВВЭР – возможность аварии с потерей теплоносителя, в БН – пожароопасность натрия), концепция естественной безопасности не реализована в них в полной мере, что обуславливает необходимость наращивания инженерных систем безопасности (см. гл. 5).

Реакторы типа ВВЭР-1000. Развитие систем безопасности реакторов этого типа осуществляется на основе:

- применения при конструировании активной зоны физических принципов, приводящих к самогашению ядерной реакции в начале разгона и исключению ядерной аварии;

- повышения способности реакторной установки самой предотвращать развитие аварии и ограничивать тяжелые последствия;

- совершенствования системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду;

- расширения спектра анализируемых проектных и запроектных аварий;

- применения традиционных активных и новых пассивных систем безопасности, в том числе как активных, так и пассивных систем расхолаживания активной зоны в любой ситуации во избежание ее перегрева и разрушения;

- применения новых более совершенных систем контроля и управления, позволяющих идентифицировать состояние РУ в каждый момент времени и при необходимости вырабатывать советы оператору;

- разработки специальных технических средств и специальных систем для смягчения последствий тяжелых аварий, включая устройство для улавливания расплава активной зоны.

Реакторы типа БН. Для увеличения запасов безопасности РУ с реакторами типа БН предлагается развить их самозащищенность путем сочетания свойств естественной безопасности и пассивных защитных устройств.

Для улучшения свойств саморегулирования реактора предлагается, в том числе, использовать благоприятные физические свойства натрия:

- высокую температуру кипения;
- сильную зависимость плотности от температуры;
- высокую теплоту парообразования;
- высокую теплоотдачу при естественной циркуляции;
- способность удерживать осколки деления с последующим их улавливанием в холодных ловушках.

В новых проектах реакторов БН (например, БН-1800) предусматриваются следующие особенности обеспечения безопасности:

- натриевый пустотный эффект реактивности меньше β и близок к нулю, что исключает неуправляемый рост мощности в запроектных авариях;

- пассивная система аварийной защиты, срабатывающая при снижении расхода и/или повышении температуры натрия на выходе из активной зоны (первый способ может быть реализован с помощью гидравлически взвешенных потоком натрия над активной зоны поглощающих стержней, а второй – с помощью температурочувствительного элемента, омываемого потоком теплоносителя);

- пассивная система отвода остаточного тепловыделения через воздушные теплообменники, непосредственно связанная с первым контуром;

- отсутствие внешних натриевых трубопроводов первого контура, что полностью исключает аварии с течами радиоактивного натрия;

- высокоэффективная система защиты парогенератора от повреждения при межконтурной (натрий-вода) неплотности;

- локализирующее устройство (поддон) для сбора, удержания и охлаждения фрагментов активной зоны в случае ее расплавления в гипотетических авариях.

Инновационные проекты реакторов. Требования к обеспечению безопасности в этих проектах формулируются на этапе выбора исходной концепции реактора (физических принципов, типа топлива, теплоносителя, материалов, конструкции), что позволяет последовательно реализовать требования естественной безопасности. Для промышленного использования подобных реакторов требуется создание прототипа.

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР). Безопасность ВТГР в эксплуатационных режимах и аварийных ситуациях обеспечивается следующими факторами:

- отрицательными обратными связями, обеспечивающими самогашение цепной реакции деления при аварийном разогреве активной зоны;

- высокой теплоемкостью активной зоны;

- конструкционным материалом активной зоны и отражателя – графитом, в результате активная зона не расплавляется, поскольку в любой аварийной ситуации не достигается уровень температур, превышающий 2000 °С;

- сферическими частицами топлива, покрытыми несколькими слоями пироуглерода и слоем карбида кремния, которые надежно удерживают продукты деления до уровня температур около 1600 °С;

- использованием практически не активизирующегося химически инертного гелия в качестве теплоносителя;

- отводом остаточного тепла от модульных ВТГР, который осуществляется через поверхность корпуса реактора к конечному

поглотителю (воздуху) за счет естественных механизмов теплопередачи (конвекции, теплопроводности, излучения).

Примером проекта ВТГР является разрабатываемый высокотемпературный модульный гелиевый реактор с газовой турбиной (ГТ – МГР) тепловой мощностью 600 МВт.

Реакторные установки типа БРЕСТ. Эти проекты ядерного реактора (БРЕСТ-300, БРЕСТ-1200) на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем разрабатывались как претендующие на уровень естественной безопасности. Наиболее важными техническими решениями, которые, по мнению авторов проекта, сводят к минимуму возможность возникновения аварийных ситуаций в этом типе реакторов, являются следующие:

- монокридрное топливо ($UN + PuN$) с коэффициентом теплопроводности около $18 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ и свинцовый подслон между топливом и оболочкой, исключаяющий их термомеханическое взаимодействие, обеспечивают высокую теплопроводность твэла и, соответственно, низкие рабочую температуру топлива ($T_{\text{макс}} < 900 \text{ }^\circ\text{C}$) и выход газообразных осколков деления при выгорании;

- теплоноситель – жидкий свинец, который не вступает в экзотермическое взаимодействие с водой, воздухом и конструкционными материалами, не горит, устойчив к воздействию радиации, слабо активизируется и позволяет осуществить теплоотвод при низком давлении и большом запасе до кипения ($T_{\text{кип}} = 2800 \text{ }^\circ\text{C}$);

- бесчехловые ТВС с квадратной решеткой позволяют исключить потерю теплоотвода из-за локального перекрытия проходного сечения и увеличить уровень естественной циркуляции теплоносителя;

- профилирование мощности и расхода теплоносителя путем использования твэлов с разным диаметром обеспечивает выравнивание подогрева теплоносителя и температур оболочек твэлов во всех ТВС;

- состав топлива и конструкция твэла обеспечивают коэффициент воспроизводства топлива близкий к единице, небольшой эффект реактивности при выгорании топлива ($\ll \beta$), небольшие мощности и суммарный эффект реактивности ($\sim \beta$);

- пассивные обратные связи реактивности по расходу и температуре теплоносителя двух типов: обратные связи порогового действия, реализуемые гидроуправляемыми органами регулирования,

пассивно вводящих поглотитель в активную зону при отключении циркуляции или превышении уставки по температуре на выходе из активной зоны; обратные связи, реализуемые расположенными в боковом отражателе каналами со свинцом, уровень в которых определяется как напором теплоносителя на входе в активную зону, так и давлением газа, зависящим от температуры на входе в активную зону;

- конструкция свинцового контура с большой теплоаккумулирующей способностью и инерцией расхода при отключении насосов, а также наличие байпасного тракта, обеспечивающего естественную циркуляцию теплоносителя;

- пассивный и неограниченный во времени отвод остаточного тепла системой воздушного охлаждения с естественной циркуляцией воздуха.

Подкритический реактор, управляемый ускорителем. Эта установка состоит из подкритического реактора, ускорителя заряженных частиц, работающего в энергетическом режиме, и мишени для преобразования ускоренных частиц в нейтроны. Предполагается, что подобная реакторная установка с подкритичностью, составляющей 3 – 5 %, будет иметь повышенную (естественную) безопасность в части исключения возможности неконтролируемой цепной ядерной реакции. Реакция затухает при отключении внешнего источника нейтронов, который управляется ускорителем. Большой опыт эксплуатации ускорительной техники показывает ее высокую надежность, причем возможные аварии на ускорителе не приведут к ядерным авариям на реакторе.

Однако в этом типе реакторных установок сохраняется возможность аварии с потерей теплоносителя, так как остаточное тепловыделение в сборке будет на том же уровне, что и в современных АС. В этой связи следует указать на разработку принципиально новой гибридной энергетической установки D-T синтеза с мишенями, содержащими делящиеся материалы, в которой подобная авария исключается [24].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Безопасность – комплексное свойство реакторных установок, которое достигается совокупностью технических средств и организационных мер. При этом важнейшим условием необходимого уровня безопасности, помимо хорошо сконструированных и изготовленных установок, является понимание специалистами в области ядерной энергетики основных физических принципов и условий обеспечения безопасности, а также то, насколько они привержены культуре безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, НП-001-97 (ПНАЭ Г-1-011-97). – М., 1997.
2. Основные принципы безопасности атомных электростанций: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75- INSAG-3. – Вена: МАГАТЭ, 1989.
3. Культура безопасности: Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75-INSAG-4. – Вена, 1991.
4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АЭС-89 (ПНАЭ Г-1-024-90). – М., 1990.
5. Вероятностный анализ безопасности. – М.: ЯО РФ, 1992.
6. Наумов В.И. Физические основы безопасности ядерных реакторов: учебное пособие. – М.: МИФИ, 2003.
7. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
8. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / Под общ. ред. П.Л. Кириллова. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
9. Кириллов П.Л. Богословская Г.П. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках: учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 2000.
10. Теплообмен в ядерных энергетических установках: учебное пособие для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. / Б.С. Петухов, Л.Г. Генин, С.А. Ковалев, С.Л. Соловьев. – М.: Изд-во МЭИ, 2003.
11. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
12. Деев В.И. Теплопередача в ЯЭУ: учебное пособие. – М.: МИФИ, 2004.

13. Байбаков В.Д., Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д. Коды для расчета ядерных реакторов: учебное пособие. – М.: Изд-во МЭИ, 2003.
14. Корсун А.С., Радовский И.С., Харитонов В.С. Критические двухфазные течения: учебное пособие. – М.: МИФИ, 2005.
15. Наумов В.И., Смирнов В.Е. Моделирование нестационарных и аварийных процессов в ядерных энергетических установках: лабораторный практикум. – М.: МИФИ, 2003.
16. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999.
17. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99. – М.: Минздрав России, 2000.
18. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АЭС-03). СанПин 2.6.1.24-03. – М., 2003.
19. Кудряшов Ю.Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения). – М.: Физматлит, 2004.
20. Обеспечение качества для безопасности атомных электростанций и других ядерных установок // Нормы и руководства по безопасности. Серия изданий по безопасности № 50-C/SG-Q. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 1998.
21. Основные принципы безопасности атомных электростанций: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75 – INSAG-3. – Вена: МАГАТЭ, 1989.
22. Культура безопасности: Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75 – INSAG-4. – Вена, 1991.
23. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П. и др. Разработка и изучение характеристик пассивного устройства останова быстрого реактора // Атомная энергия. 1999. Т. 86. Вып. 1. С. 77 – 81.
24. Субботин В.И., Долголева Г.В., Забродин А.В. и др. Энергетическая установка тяжелоионного с мишенями, содержащими делющиеся материалы // Атомная энергия. 2005. Т. 99. Вып. 3. С. 190 – 198.

ПРИЛОЖЕНИЕ

УЧЕБНАЯ ВЕРСИЯ КОМПЬЮТЕРНОГО АНАЛИТИЧЕСКОГО ТРЕНАЖЕРА ВВЭР-1000

Для ознакомления студентов с работой сложных технологических систем безопасности, а также выработки у них навыков анализа процессов, происходящих в реакторных установках при нарушениях режимов нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях, предусмотрено использование во время практических занятий компьютерного аналитического тренажера ВВЭР-1000*. Данный тренажер разработан в ЭНИКО ТСО и адаптирован для использования его в учебном процессе.

Программный комплекс включает модели взаимосвязанных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов, происходящих в РУ ВВЭР-1000.

В состав этого программного комплекса входят:

- программный модуль HARD_NUT/N – трехмерная двухгрупповая модель нейтронной кинетики активной зоны на основе нодального метода пространственной дискретизации с использованием аналитических собственных функций оператора переноса;
- программный модуль NEKST – трехмерная двухгрупповая модель нейтронной кинетики активной зоны на основе полиномиального нодального метода;
- программный модуль HARD_NUT/T – поканальная двухфазная модель теплогидравлики активной зоны;
- программный модуль HARD_NUT/PS – модель процессов в главном циркуляционном контуре (ГЦК), в системе компенсации давления, в парогенераторах со стороны первого и второго контуров.

* www.eniko.ru

Моделирование переходных процессов с использованием комплекса может осуществляться в различных режимах, которые отличаются друг от друга количеством моделируемых параметров и взаимодействием различных составных частей комплекса. Ниже перечислены возможные режимы моделирования.

- Моделирование процессов только в объеме реактора, включая активную зону, опускной и подъемный участки, верхнюю и нижнюю камеру смешения. Используются модели нейтронной кинетики HARD_NUT/N, или NEKST, и модель теплогидравлики HARD_NUT/T. В этом случае при моделировании в качестве граничных условий используются температуры теплоносителя в петлях ГЦК, давление в верхней камере смешения.

- Моделирование процессов только в первом контуре реакторной установки. Используются граничные условия в парогенераторах, заданные в виде тепловых потоков со стороны второго контура.

- Включение всех моделей систем реакторной установки, входящих в программный комплекс с возможным включением или отключением блокировок и систем защит первого и второго контуров; штатных алгоритмов управления реакторной установкой.

Взаимодействие модулей осуществляется в соответствии со схемой, изображенной на рис. П.1. Результатом расчета нейтронно-физического модуля HARD-NUT/N является трехмерное распределение энерговыделения, которое используется как входные данные для теплогидродинамического модуля HARD-NUT/T. Для получения граничных условий – свойств теплоносителя в верхней и нижней камере смешения, в модуле HARD-NUT/PS производится расчет первого контура. Обмен необходимыми данными происходит в начале каждого временного шага каждого модуля. Отображение моделируемых режимных параметров реакторной установки и параметров состояния моделей, а также задание управляющих параметров модели осуществляется на специальных графических форматах интерактивной системы GIW. Экранный формат программного комплекса, предназначенный для управления группами СУЗ, представлен на рис. П.2.

Управлять комплексом ПРОСТОР (изменять значения входных параметров модели) можно следующими способами:

- вручную при помощи средств, предоставляемыми интерактивной оболочкой GIW – таблиц и полей ввода, кнопок и переключателей;
- при помощи сценариев управления;
- с помощью DLL-модуля, взаимодействующего с моделью посредством специального интерфейса.

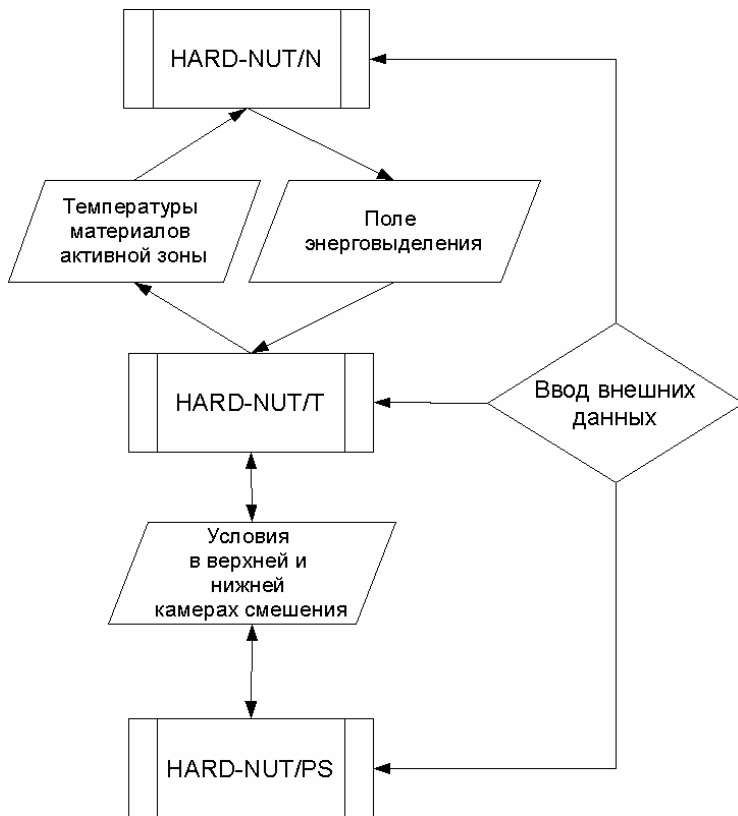


Рис. П.1. Взаимодействие модулей программного комплекса

Наибольшие возможности для применения различных вычислительных процедур, взаимодействующих с переменными модели, и операций ввода-вывода дает последний из перечисленных способов управления.

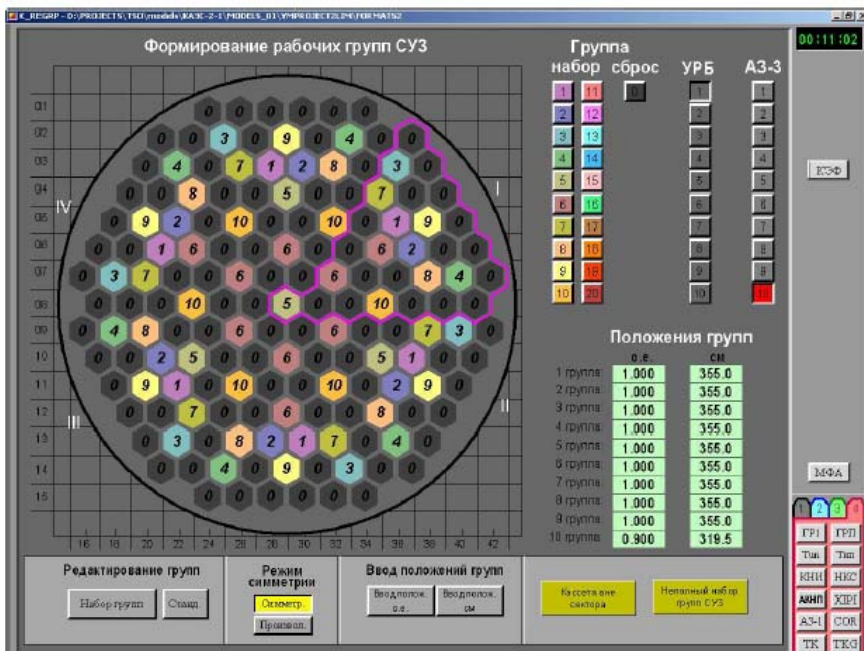


Рис. П.2. Формат управления группами СУЗ

Занятия проводятся в дисплейном классе. Компьютерный тренажерный комплекс включает эмулированные рабочие места обучающихся и рабочее место преподавателя с функциями автоматизированного инструктирования и методического обеспечения процесса обучения.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ.....	3
СПИСОК ОСНОВНЫХ СОКРАЩЕНИЙ	5
ГЛАВА 1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ.....	7
1.1. Цели и задачи обеспечения безопасности	7
1.2. Основные критерии и принципы безопасности	9
1.3. Методы анализа и обоснования безопасности	16
Контрольные вопросы	21
ГЛАВА 2. ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ	22
2.1. Управление ядерным реактором	23
2.2. Эффекты реактивности и саморегулирование реактора.....	31
2.3. Температурная обратная связь	35
2.4. Влияние изменения изотопного состава на реактивность.....	44
2.5. Органы регулирования реактора	49
Контрольные вопросы	53
ГЛАВА 3. ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЕ И ТЕПЛОСЪЕМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ	54
3.1. Источники аварийного тепловыделения.....	55
3.2. Охлаждение активной зоны	60
3.3. Аварийный теплосъем	70
Контрольные вопросы	72
ГЛАВА 4. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ	73
4.1. Характеристики радиационной обстановки	74
4.2. Источники ионизирующего излучения на АЭС	78
4.3. Нормы радиационной безопасности	81
4.4. Радиационный контроль на АЭС.....	86
Контрольные вопросы	90
ГЛАВА 5. СИСТЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ.....	91
5.1. Обеспечение безопасности РУ с ВВЭР-1000	94
5.2. Обеспечение безопасности РБМК-1000.....	115
5.3. Обеспечение безопасности БН-600	126
5.4. Обеспечение безопасности реакторной установки КЛТ-40	132
Контрольные вопросы	136
Темы практических занятий	137
ГЛАВА 6. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА И КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АС	139
Контрольные вопросы	142
ГЛАВА 7. УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЯМИ	143

Контрольные вопросы	147
ГЛАВА 8. БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ СНЯТИИ АТОМНОЙ СТАНЦИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ	148
Контрольные вопросы	150
ГЛАВА 9. ТРЕБОВАНИЯ К БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ	151
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	159
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	160
ПРИЛОЖЕНИЕ. УЧЕБНАЯ ВЕРСИЯ КОМПЬЮТЕРНОГО АНАЛИТИЧЕСКОГО ТРЕНАЖЕРА ВВЭР-1000	162

**Безопасность
при эксплуатации
атомных станций**

Учебное пособие

Под ред. Н.Н. Давиденко

Редактор М.В. Макарова

Подписано в печать 22.10.2007. Формат 60х84 1/16

Печ. л. 10,5. Уч.-изд. л. 10,5. Тираж 200 экз.

Изд. № 4/102. Заказ №

*Московский инженерно-физический институт
(государственный университет).
115409, Москва, Каширское ш., 31*

*Типография издательства “Тровант”.
г. Троицк Московской обл.*