



UA1001097

**ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ
ЗАПРОЕКТНЫМИ АВАРИЯМИ
С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ
НА АЭС С ВВЭР**



Национальная академия наук Украины
Институт проблем безопасности АЭС

В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов

**ОСНОВЫ УПРАВЛЕНИЯ
ЗАПРОЕКТНЫМИ АВАРИЯМИ
С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ
НА АЭС С ВВЭР**

Монография

Чернобыль 2010

УДК 621.039.586

ББК 31.47

С42

Рецензенты:

д. ф.-м. н., профессор Г. С. Драган, д. т. н., профессор Т. Н. Зеленцова,
д. т. н., профессор А. Ю. Погосов, д. т. н. С. В. Барбашев

*Рекомендуется в печать ученым советом
Института проблем безопасности АЭС НАН Украины*

Скалозубов В. И., Ключников А. А., Колыханов В. Н.

С42 Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР : монография / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов ; НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. – Чернобыль (Киев. обл.) : Ин-т проблем безопасности АЭС, 2010. – 400 с.

ISBN 978-966-02-5203-5

Проведен анализ состояния и опыта разработок по моделированию и управлению запроектными (в том числе тяжелыми) авариями на атомных электростанциях. Предложено методическое обеспечение руководств по управлению запроектными авариями с потерей теплоносителя на основе моделируемых критических конфигураций систем, обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности реакторной установки. Представлен проект симптомно-ориентированных руководств по управлению запроектными авариями с потерей теплоносителя на серийных энергоблоках с ВВЭР-1000 на основе разработанного методического обеспечения и известных результатов углубленного анализа безопасности.

Монография предназначена для научных работников и специалистов в области ядерной энергетики, а также для аспирантов и студентов старших курсов энергетических специальностей.

УДК 621.039.586

ISBN 978-966-02-5203-5

© В. И. Скалозубов, А. А. Ключников,
В. Н. Колыханов, 2010

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

| | |
|--------|--|
| ATWS | – переходный процесс при отказе системы аварийной защиты реактора |
| A3 | – аварийная защита |
| АКНП | – автоматический контроль нейтронного потока |
| АП | – аварийная последовательность |
| АПЭН | – аварийный питательный электронасос |
| АРМ | – автоматический регулятор мощности |
| АСУ ТП | – автоматизированная система управления технологическими процессами |
| АУЗА | – алгоритм управления запроектной аварией |
| АУТА | – алгоритм управления тяжелой аварией |
| АЭС | – атомная электростанция |
| БАОТ | – бассейн аварийного отвода тепла |
| БАП | – бак аварийной подпитки |
| ББ | – бак-барботер |
| БВ | – бассейн выдержки |
| БЗОК | – быстродействующий запорный отсечной клапан |
| БИГР | – быстрый исследовательский импульсный реактор |
| БРУ-А | – быстродействующая редуционная установка сброса пара в атмосферу |
| БРУ-К | – быстродействующая редуционная установка сброса пара в конденсатор |
| БРУ-СН | – быстродействующая редуционная установка сброса пара на собственные нужды |
| БЩУ | – блочный щит управления |
| ВАБ | – вероятностный анализ безопасности |
| ВБЭР | – водо-водяной энергетический реактор блочного исполнения |
| ВВЭР | – водо-водяной энергетический реактор |
| ВВЭС | – внутренние и внешние экстремальные события |
| ВПЭН | – вспомогательный питательный электронасос |
| ГЕ | – гидроемкость |
| ГЗЗ | – главная запорная задвижка |
| ГИ | – гидроиспытания |
| ГО | – герметичная оболочка |
| ГПЗ | – главная паровая задвижка |
| ГПК | – главный паровой коллектор |
| ГЦК | – главный циркуляционный контур |
| ГЦН | – главный циркуляционный насос |
| ГЦТ | – главный циркуляционный трубопровод |
| ДГ | – дизель-генератор |
| ДГС | – дизель-генераторная станция |

| | |
|-----------|---|
| ДК | – детерминистский код |
| ДО | – дерево отказов |
| ДС | – дерево событий |
| ЕЦ | – естественная циркуляция |
| ЗА | – запроектная авария |
| ЗА ПТ | – запроектная авария с потерей теплоносителя |
| ЗАЭС | – Запорожская АЭС |
| ЗЛА | – зона локализации аварии |
| ЗО | – защитная оболочка |
| ЗРК | – запорно-регулирующий клапан |
| ИВС | – информационно-вычислительная система |
| ИГР | – импульсный графитовый реактор |
| ИИ | – ионизирующее излучение |
| ИЛА | – инструкция по ликвидации аварии |
| ИПУ | – импульсно-предохранительное устройство |
| ИС | – исходное событие |
| ИСА | – исходное событие аварии |
| ИСАС | – исходная аварийная ситуация |
| КД | – компенсатор давления |
| КИП | – контрольно-измерительный прибор |
| КИУМ | – коэффициент использования установленной мощности |
| ККС | – критическая конфигурация системы |
| КНИ | – канал нейтронных измерителей |
| КО | – компенсатор объема |
| КолАЭС | – Кольская АЭС |
| КТИ | – коэффициент топливоиспользования |
| КТР | – концептуальное техническое решение |
| КФБ | – критическая функция безопасности |
| КЭН | – конденсатный электронасос |
| ЛАЭС | – Ленинградская АЭС |
| ЛГО | – локальная глубина окисления |
| ЛПР | – линия планового расхолаживания |
| ЛСБ | – локализирующая система безопасности |
| МАГАТЭ | – Международное агентство по атомной энергии |
| МПП | – межпрокладочная полость |
| МРЗ | – максимальное расчетное землетрясение |
| МЦЯБ | – Международный центр по ядерной безопасности Минатома России |
| НВАЭС | – Нововоронежская АЭС |
| НКВ (КВН) | – нижний концевой выключатель |
| НКПР | – нижний концентрационный предел распространения пламени |
| НКС | – нижняя камера смешения |
| НРБУ | – нормы радиационной безопасности Украины |

| | |
|-----------|---|
| ОАБ | – отчет по анализу безопасности |
| ОАУЗА | – обобщенный алгоритм управления запроектной аварией |
| ОПБ | – общие положения безопасности |
| ОПБУ | – общие положения безопасности Украины |
| ОР | – орган регулирования |
| ОРУ | – открытое распределительное устройство |
| ОТВ | – огнетушащее вещество |
| ОТО ЗП | – общие технические основы запроектного применения |
| ПА | – проектная авария |
| ПАВ | – предельный аварийный выброс |
| ПБЯ РУ АС | – Правила безопасности ядерных реакторных установок атомных станций |
| ПГ | – парогенератор |
| ПК | – предохранительный клапан |
| ПСУ | – паросбросное устройство |
| ПСФ | – пассивная система фильтрации |
| РВ | – радиоактивное вещество |
| РДЭС | – резервная дизель-электростанция |
| РК | – регулирующий клапан |
| РМОТ | – рабочее место оператора-технолога |
| РО | – реакторное отделение |
| РОМ | – регулятор-ограничитель мощности |
| РСМТА | – расчетные средства моделирования тяжелых аварий |
| РУ | – реакторная установка |
| РУЗА | – руководство по управлению запроектными авариями |
| РУСН | – распределительное устройство собственных нужд |
| РУТА | – руководство по управлению тяжелыми авариями |
| РЩУ | – резервный щит управления |
| САВБ | – система аварийного впрыска бора |
| САГ | – система аварийного газоудаления |
| САОЗ ВД | – система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления |
| САОЗ НД | – система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления |
| САПР | – система аварийного и планового расхолаживания |
| СБ | – система безопасности |
| СБВБ | – система быстрого ввода бора |
| СБОАИ | – событийно-ориентированная аварийная инструкция |
| СВБ | – система, важная для безопасности |
| СВО | – спецводоочистка |
| СВРК | – система внутриреакторного контроля |
| СГО | – система герметичных ограждений |
| СЗЗ | – санитарно-защитная зона |
| СК | – стопорный клапан |

| | | |
|-------|---|---|
| СОАИ | – | симптомно-ориентированная аварийная инструкция |
| СПОТ | – | система пассивного отвода тепла |
| СРК | – | стопорно-регулирующий клапан |
| ССАД | – | система снижения аварийного давления |
| СУЗ | – | система управления и защиты реактора |
| ТА | – | тяжелая авария |
| ТАЭС | – | Тяньваньская АЭС |
| ТВС | – | тепловыделяющая сборка |
| твэл | – | тепловыделяющий элемент |
| ТГ | – | турбогенератор (турбина) |
| ТЗБ | – | технологические защиты и блокировки |
| ТОБ | – | техническое обоснование безопасности |
| ТПН | – | турбопитательный насос |
| ТР | – | техническое решение |
| ТЭН | – | теплоэлектронагреватель |
| УВС | – | управляющая вычислительная система |
| УЗА | – | управление запроектной аварией |
| УКТС | – | унифицированный комплект технических средств |
| УЛР | – | устройство локализации расплава |
| УТА | – | управление тяжелой аварией |
| ФБ | – | функция безопасности |
| ХОВ | – | химводоочистка |
| ЦАР | – | цистерна аварийного расхолаживания |
| ЧПАЗ | – | частота повреждения активной зоны |
| ЩРК | – | щит радиационного контроля |
| ЭС | – | эксплуатационное состояние |
| ЭСМТА | – | экспериментальные средства моделирования тяжелых аварий |
| ЭТВС | – | экспериментальная тепловыделяющая сборка |
| ЮУАЭС | – | Южно-Украинская АЭС |
| ЯППУ | – | ядерная паропроизводящая установка |
| ЯЭУ | – | ядерная энергетическая установка |

Введение

Одним из важнейших современных направлений развития атомной энергетики Украины является усовершенствование одного из уровней глубоко эшелонированной защиты АЭС, связанных с управлением запроектными авариями.

Необходимость учета возможности возникновения ЗА, а также внедрение в практику обоснованных подходов и методов управления такими авариями уже на протяжении нескольких десятков лет вызывает повышенный интерес всего ядерного сообщества. Основные причины такого внимания связаны с тем, что, во-первых, многолетний опыт эксплуатации АЭС показал реальность возникновения ЗА, а во-вторых, именно ЗА могут приводить при определенных условиях к тяжелым последствиям (повреждениям активной зоны реактора, повышенным радиоактивным выбросам и т.п.), а соответственно определяют и показатели безопасности АЭС.

Первые попытки разработки руководств по управлению ЗА для отечественных АЭС с ВВЭР были предприняты еще в 80-х годах прошлого века. В Украине эти руководства пересматривались в середине – конце 90-х годов, однако основные ограничения и недостатки этих руководств сохранились. Отсутствует системный методический подход обоснований и формирований алгоритмов и технических мероприятий по управлению различными группами ЗА. Научно-технические обоснования известных РУЗА на отечественных АЭС с ВВЭР в большинстве случаев использовали избыточно консервативные и/или неадекватные реальным условиям средства моделирования аварийных процессов, которые являются фундаментальной базой формирования алгоритмов УЗА, а также недостаточно полный перечень возможных ЗА, а соответственно и их последствий. Кроме того, была недостаточно учтена целесообразность и перспективность симптомно-ориентированных подходов.

Во многом эти положения приводят к необходимости дальнейшего совершенства эксплуатационных руководств и/или инструкций по УЗА в части систематизации подходов и методов идентификации ИСА, моделирования возможных последовательностей развития ЗА, формирования обобщенных алгоритмов управления разными группами ЗА. Возможность такого усовершенствования стала реальной в связи с тем, что в последнее время получены первые результаты углубленного анализа безопасности АЭС с ВВЭР, основанные на более реалистичных методах и подходах моделирования аварийных процессов.

Рассмотрение вопросов развития тяжелых аварий в данной монографии ограничилось анализом текущего состояния расчетного и экспериментального моделирования процессов на разных стадиях ТА, а также основами и требованиями к руководствам по управлению ТА.

Предлагаемая монография является одной из первых отечественных попыток проведения анализа и обобщения передового опыта по управлению ЗА с потерей теплоносителя, а также системного подхода при разработке

эксплуатационной документации по УЗА на АЭС с ВВЭР. Основой такого подхода являются разработанные авторами методическое обеспечение формирования симптомов и алгоритмов УЗА, а также известные результаты углубленного анализа безопасности, полученные вероятностными и детерминистскими методами.

При этом следует учитывать непрерывный процесс развития вопросов анализа безопасности и моделирования аварий на АЭС с ВВЭР. Поэтому на момент издания монографии не исключено, что отдельные результаты требуют уточнения и доработки. Авторы будут признательны за ценные замечания и предложения.

Авторы выражают благодарность всем сотрудникам отдела анализа безопасности АЭС Института проблем безопасности АЭС НАН Украины, профессорам Г. С. Драган, Т. Н. Зеленцовой и А. Ю. Погосову, а также Л. Н. Троян за помощь в издании монографии.

Авторы

Глава 1. Основные положения по управлению авариями

1.1. Общие положения регулирования и регламентирования управления авариями

1.1.1. Основные нормативные требования и положения

Согласно нормам и правилам безопасности ядерной энергетики Украины, а также передовому международному опыту и рекомендациям МАГАТЭ на АЭС должны быть внедрены специальные руководства или процедуры для управления запроектными и тяжелыми авариями ([1 – 6, 48] и др.).

Концепция ЗА в принципе отражена в ОПБ Украины [1] (в России – ОПБ-88/97), а в нормативных документах [2, 3] она дополняется некоторыми более конкретными требованиями (в России, кроме того, [4, 5]). В основном эти требования совпадают с рекомендациями МАГАТЭ [6]. Концепция строится на требовании ограничивать радиационное воздействие при ЗА за счет применения мер по управлению авариями и осуществления на площадке АЭС и окружающей местности планов мероприятий по защите персонала и населения. Эти меры составляют часть глубоко эшелонированной защиты и предусмотрены ОПБУ.

Основные требования к эксплуатационной документации по управлению авариями [1] следующие.

1. Администрация АЭС на основе отчетов по анализу безопасности, технологического регламента безопасной эксплуатации и других эксплуатационных документов организует разработку и утверждение инструкций и руководств, которые определяют действия персонала в случае нарушений нормальной эксплуатации, аварийных ситуаций, проектных и запроектных аварий, в том числе и тяжелых.

2. Инструкции и руководства основываются на симптомах и/или событиях, режимах и состояниях энергоблока, ожидаемых в процессе развития переходных процессов, аварийных ситуаций и аварий. Противоаварийные инструкции и руководства приводятся в соответствие к другим эксплуатационным инструкциям и регламентам.

3. Требования противоаварийных инструкций и руководств обосновываются расчетным путем, проходят верификацию и валидацию с целью отображения фактического состояния АЭС и условий ее эксплуатации. Валидация противоаварийных инструкций и руководств проводится с помощью полномасштабных тренажеров.

4. Анализ последствий ЗА является основой для составления планов мероприятий по защите персонала, населения, а также для составления специальных инструкций персоналу по управлению такими авариями.

ПБЯ РУ АС также устанавливают требования по разработке специальных инструкций, определяющих действия персонала по обеспечению

безопасности при ЗА, а также меры по подготовке персонала к таким действиям. Предписываемые специальными инструкциями действия персонала должны основываться на признаках происходящих событий (симптомах) и состоянии РУ и прогнозе ожидаемых в процессе развития аварий условиях. Действия персонала направляются на восстановление определяющих функций безопасности и на ограничение радиационных последствий аварии.

Руководства (инструкции) по управлению ЗА должны входить в комплект документов, обосновывающих безопасность энергоблоков АЭС при лицензировании всех этапов жизненного цикла АЭС: эксплуатация вводимого после сооружения энергоблока, эксплуатация действующего энергоблока и снятие с эксплуатации.

В целях локализации ЗА на АЭС должны предусматриваться технические средства для предотвращения повреждения герметичного ограждения и его железобетонных конструкций при подъеме давления и температуры выше проектных значений, удержания расплавленного топлива внутри зоны локализации аварий с обеспечением подкритичности расплавленного топлива, предотвращения взрыва водорода, ограничения выбросов радиоактивных продуктов в окружающую среду. Локализирующие системы безопасности и их элементы (в том числе защитная оболочка) должны выполнять следующие основные ФБ (ПН АЭ Г-10-021 [3]):

1) предотвращать или ограничивать распространение выделяющихся при авариях радиоактивных веществ за границы зоны локализации аварии;

2) защищать от внешних воздействий окружающей среды системы и/или элементы, отказ которых может привести к выбросу РВ, превышающему проектное значение утечки;

3) ограничивать выход ионизирующего излучения за границы ЗЛА;

4) снижать давление среды в ЗЛА;

5) отводить тепло из ЗЛА;

6) снижать концентрацию РВ в ЗЛА;

7) контролировать концентрацию взрывоопасных газов в ЗЛА;

8) поддерживать концентрацию взрывоопасных газов в ЗЛА менее нижнего концентрационного предела распространения пламени.

В соответствии с [3] в проекте АЭС также должен содержаться анализ функционирования ЛСБ при воздействиях, связанных с тяжелыми повреждениями активной зоны и выходом расплава за пределы реактора.

Согласно общеевропейским требованиям по безопасности [61] необходим такой подход к проектированию системы защитной оболочки, который смягчает последствия разрушения активной зоны за счет:

удержания и охлаждения фрагментов активной зоны;

эффектов взаимодействия активной зоны и бетона;

ограничения утечек с учетом нагрузок, связанных с окислением оболочек твэлов и дефлаграционным горением водорода (с поправкой на меры, обеспечивающие удаление водорода) и других нагрузок в наиболее вероятных ТА;

увеличения интервала времени для управления аварией, в течение которого требуется вмешательство оператора.

В России обеспечение водородной взрывозащиты при авариях на АЭС дополнительно регламентировано нормативными документами «Правилами обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции» НП-040-02. Под водородной взрывозащитой понимаются меры, предотвращающие воздействие на персонал и население, а также ослабляющие воздействие на системы и элементы АЭС опасных и вредных факторов взрыва водородсодержащих смесей. Эти правила разработаны с учетом рекомендаций МАГАТЭ и устанавливают основные принципы взрывозащиты и требования к взрывозащите, реализуемые при проектировании и эксплуатации с целью предупреждения и ослабления проектных и запроектных аварий, потенциально сопровождающихся взрывом водородсодержащих смесей. В соответствии с НП-040-02 основные принципы обеспечения водородной взрывозащиты на АЭС при авариях заключаются в следующем.

1. Водородная взрывозащита на АЭС считается обеспеченной, если:

а) при проектных авариях исключаются детонация и дефлаграция водородсодержащих смесей в помещениях, расположенных в объеме, ограниченном герметичным ограждением;

б) при ЗА детонация водородсодержащих смесей исключается, а дефлаграция допускается при условии, если ЛСБ выполняют функции, определенные проектом АЭС.

2. Предотвращение дефлаграции и детонации водородсодержащих смесей должно достигаться применением пассивных элементов (например, пассивных каталитических рекомбинаторов водорода), регулирующих параметры и состав водородсодержащей смеси.

Горение и дефлаграция водорода, которые потенциально могут повредить контейнмент, должны учитываться в проекте путем предотвращения возникновения этих эффектов. Эффективность средств по уменьшению последствий горения или дефлаграции водорода должна быть такова, чтобы концентрация водорода в помещениях контейнмента была всегда достаточно низкая для предотвращения быстрой дефлаграции или детонации [60].

В соответствии с современными общими положениями обеспечения безопасности АЭС под *управлением аварией* подразумеваются действия, направленные на предотвращение развития аварий в запроектные и на ослабление последствий ЗА. Для этих целей действий должны быть использованы любые средства, предназначенные для нормальной эксплуатации, для обеспечения безопасности при проектной аварии или специально предназначенные для уменьшения последствий ЗА.

Под *проектной аварией* подразумевается авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены СБ, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа системы (канала системы) безопасности или одной независимой от ИС ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Запроектная авария – это авария, вызванная неучитываемыми для ПА ИС или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с ПА отказами СБ сверх единичного отказа либо реализацией ошибочных действий персонала (независимых от ИС) [1].

Современные ОПБУ определяют также *тяжелую аварию* как ЗА, при которой происходит тяжелое повреждение активной зоны (превышение максимальной проектной границы повреждения твэлов).

При этом, в соответствии с ОПБУ, следует различать понятия аварий и аварийных ситуаций. *Авария* – это нарушение эксплуатации АЭС, при котором произошел выход РВ и/или ИИ за пределы безопасной эксплуатации¹, а *аварийная ситуация* – состояние АЭС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, но не перешедшее в аварию.

В Нормах радиационной безопасности Украины определен также ряд терминов, связанных с авариями на АЭС.

Авария радиационная – любое незапланированное событие на любом объекте с радиационной или радиационно-ядерной технологией, если при возникновении этого события выполняются два необходимых и достаточных условия: утеря контроля над источником; реальное (или потенциальное) облучение людей, связанное с утерей контроля над источником.

Авария радиационно-ядерная – любое незапланированное событие на объекте с радиационно-ядерной технологией, которое происходит с одновременной потерей контроля над цепной ядерной реакцией и возникновением реальной или потенциальной угрозы самопроизвольной цепной реакции.

Авария коммунальная – радиационная авария, последствия которой ограничиваются помещениями объекта и его промплощадкой, а распространяются на окружающие территории, где проживает население, которое может реально или потенциально подвергаться облучению.

Авария глобальная – коммунальная радиационная авария, под влияние которой попадает значительная часть (или вся) территории страны и ее населения.

Авария локальная – коммунальная радиационная авария, при которой в зоне аварии проживает население общей численностью до 10 тыс. человек.

Аварийное облучение – непредвиденное повышенное облучение персонала и/или населения вследствие радиационной аварии.

Аварийный план – план действий в случае аварии на любом объекте, где осуществляется практическая деятельность, связанная с радиационными или радиационно-ядерными технологиями.

Авария промышленная – радиационная авария, последствия которой не распространяются за пределы территории производственных помещений и промплощадки объекта, а аварийному облучению подвергается только персонал.

¹ Пределы безопасной эксплуатации АЭС – установленные проектом значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии [1].

Международная шкала ядерных событий (INES) определяет термин авария как событие, связанное с нарушением пределов безопасной эксплуатации, которое имеет три основных вида для АЭС:

радиационная – событие, характеризующее нарушение пределов безопасной эксплуатации, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные границы в количествах, превышающих установленные для нормальной эксплуатации значения, требующее прекращения эксплуатации, АЭС;

ядерная – событие, характеризующее повреждения твэлов сверх установленных пределов безопасной эксплуатации, и/или облучение персонала сверх допустимого для нормальной эксплуатации, вызванное нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора или образованием критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении твэлов; нарушением теплоотвода от твэлов;

техническая – событие, характеризующее потерю прочности оборудования и трубопроводов, отказы которых могут привести к нарушению отвода тепла от активной зоны реактора и способности удерживать в герметичной зоне выделившиеся РВ.

По распространению радионуклидов в окружающем пространстве аварии также разделяются на три типа: локальную, местную и общую.

Локальная авария – радиационные последствия ограничиваются одним зданием или сооружением на промплощадке реактора (требуется проведение определенных мероприятий по защите персонала).

Местная авария – радиационные последствия ограничиваются территорией промплощадки (мощность дозы в некоторых помещениях и на территории площадки выше проектного значения для нормальной эксплуатации реактора, требуется проведение мероприятий по защите персонала).

Общая авария – радиационные последствия распространяются за пределы территории промплощадки и СЗЗ реактора (мощность дозы и уровень загрязнения окружающей среды радионуклидами в районе расположения реактора выше установленных пределов для нормальной эксплуатации, необходимо проведение тех или иных мероприятий по защите населения).

По INES тяжелая авария определена как событие на АЭС, при котором произошло нарушение барьеров безопасности с повреждением активной зоны и выбросом в окружающую среду большого количества радиоактивных продуктов, накопленных в активной зоне.

Согласно современным международным тенденциям формулировки эксплуатационных и аварийных состояний АЭС, ЭС характеризуются условиями нормальной эксплуатации и отклонениями от условий нормальной эксплуатации (не перешедшими в аварию/аварийную ситуацию); а аварийное состояние определяется как проектные или запроектные аварии. При этом в отличие от более ранних положений норм безопасности предполагается, что:

1) в ПА входят также аварийные состояния, которые не учитывались в проектах, но охвачены проектным анализом и обоснованием;

2) в ЗА входят как аварии с повреждением активной зоны, так и без повреждения активной зоны;

3) термин *управление аварией* применяется только к ЗА.

На наш взгляд, существует определенная ограниченность определенных терминов управления аварией и тяжелой аварии согласно INES. Управление авариями предполагает не только организацию действий и мероприятий в процессе развития ЗА, но и непосредственно направленных на предотвращение развития ПА в запроектные. ТА, сопровождаемые повреждением активной зоны, не в любом случае приводят к значительным радиоактивным выбросам в окружающую среду. В частности, для корпусных реакторов такая ситуация возможна при сохранении герметичности корпуса реактора и изоляции поврежденной активной зоны. С другой стороны, ЗА без повреждения активной зоны при определенных условиях могут приводить к недопустимым радиоактивным выбросам (например, для ВВЭР большие межконтурные течи с открытием и отказом ПСУ).

Разделение аварий на радиационные, ядерные и технические для АЭС также очень условно, так как возникновение ядерной или технической аварии может привести к радиационной аварии.

Действующая терминология отечественной ядерной энергетики также имеет определенные противоречия и недостаточную определенность в оценке ИС. Согласно ОПБУ термины «авария», «проектная авария», «запроектная авария», «управление запроектными авариями» относятся к ИС и их последствиям, связанным с однозначным выходом РВ и/или ИИ за пределы нормальной или безопасной эксплуатации.

Если нарушения эксплуатации связаны с нарушением целостности физических барьеров безопасности (например, течи теплоносителя в реакторном контуре), то ИС уже сами по себе связаны с выходом РВ и/или ИИ за пределы нормальной или безопасной эксплуатации. Однако возможны и ИС нарушений эксплуатации, при которых не нарушается целостность барьеров безопасности, но при определенных условиях развития процессов возможен выход РВ и ИИ за пределы нормальной или безопасной эксплуатации. В этом случае, согласно ОПБУ, ИС относятся к статусу «аварийных ситуаций», а промежуточные или конечные состояния последствий ИС при определенных условиях могут быть идентифицированы как аварийные (с выходом РВ и ИИ). Одно и то же ИС нарушения эксплуатации, имеющее статус «аварийной ситуации», может при проектном, а тем более и при запроектном характере протекания дальнейшего процесса иметь множество возможных состояний как с выходом РВ и ИИ за пределы нормальной и безопасной эксплуатации, так и без него. Таким образом, по действующей терминологии ОПБУ для нарушений эксплуатации, связанных с ИС, имеющими статус «аварийных ситуаций», априори крайне затруднительно классифицировать их последствия как проектные/запроектные аварии (с выходом РВ и ИИ) или аварийные ситуации (без выхода РВ и ИИ). Кроме того, аварийные ситуации могут также иметь проектный или запроектный статус.

Возможно несколько подходов уточнений и дополнений терминологии ОПБ по устранению этих противоречий. Рассмотрим два из них.

Первый подход связан с корректировкой определений «авария» и «аварийная ситуация». В рамках этого подхода предлагается исключить термин «аварийная ситуация», а определение термина «авария» дать в более общем виде. В данном случае под *аварией* целесообразно определять в общем случае событие, вызванное нарушением нормальных условий эксплуатации, которое приводит или при определенных условиях своего развития может привести к нарушению установленных пределов безопасной эксплуатации и/или разрушению физических барьеров глубоко эшелонированной защиты.

При таком подходе корректировки терминологии ОПБ термины «проектная авария», «запроектная авария», «управление запроектными авариями» сохраняют свои прежние определения и значения.

Второй подход может быть связан с уточнением и дополнением определений проектные/запроектные аварии/аварийные ситуации. Следуя определениям ОПБ, можно отметить, что ИС, связанные с течами реакторного контура (в том числе в пределах и за пределы СГО РУ во 2-й контур), или другие нарушения целостности физических барьеров безопасности являются исходными событиями аварии, так как при этом возможен выход РВ за пределы физических барьеров глубоко эшелонированной защиты, обеспечивающих безопасность АЭС. ИС, вызванные нарушением пределов и/или условий безопасности при сохранении целостности физических барьеров глубоко эшелонированной защиты, являются исходными событиями аварийных ситуаций. При этом промежуточные и конечные состояния последовательностей с ИСАС могут быть характерны как для аварий, так и аварийных ситуаций (как с выходом, так и без выхода РВ за пределы безопасной эксплуатации). Поэтому условно проектные/запроектные аварии можно разделить на две группы – с ИСА и с ИСАС.

К авариям с ИСА относятся аварии с ИС, связанными с нарушением целостности физических барьеров безопасности и выходом РВ за пределы безопасной эксплуатации. Основным представителем этой группы ЗА являются для АЭС с ВВЭР течи 1-го контура (в том числе из 1-го контура во 2-й), так как само по себе нарушение целостности СГО РУ и биологической защиты не является причиной непосредственного выхода РВ за пределы безопасной эксплуатации, а нарушение целостности оболочек твэлов и топливных матриц обычно является следствием других ИС нарушения эксплуатации.

К авариям с ИСАС относятся аварии с ИС, не связанными с непосредственным выходом РВ за физические барьеры безопасности: отказы и/или нарушения условий эксплуатации СВБ; нарушения целостности 2-го контура; внешние и внутренние экстремальные события (пожары, затопления) и др.

При таком подходе корректировки терминологии ОПБ необходимо дать дополнительные определения «проектным аварийным ситуациям», «запроектным аварийным ситуациям», «управлению запроектными аварийными ситуациями» по аналогии с ПА.

ОПБУ определяет реализацию стратегии глубоко эшелонированной защиты на пяти уровнях:

- 1) предотвращение нарушений нормальной эксплуатации;
- 2) обеспечение безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации и предотвращение аварийных ситуаций;
- 3) предотвращение и ликвидация аварий (преодоление аварийных ситуаций и ПА, ликвидация их последствий и предотвращение перерастания в ЗА);
- 4) УЗА (в том числе управление и ограничение последствий ТА);
- 5) аварийная готовность и реагирование.

Такая стратегия глубоко эшелонированной защиты фактически определяет на одном уровне управление запроектными и тяжелыми авариями и является не вполне обоснованным по следующим основным причинам.

1. К ТА могут при определенных условиях привести различные сценарии ЗА. Однако отождествлять запроектные и тяжелые аварии некорректно, так как не каждая ЗА приводит к возникновению ТА, что подтверждается многочисленными результатами углубленного анализа безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР вероятностными и детерминистскими методами. Так, например, максимальная ПА (двухсторонний «гильотинный» разрыв холодной и горячей ниток ГЦТ) переходит в статус запроектной при отказе двух или трех из четырех каналов пассивной части САОЗ или двух из трех каналов САОЗ НД. При этом тяжелое повреждение топлива отсутствует (отсутствует ТА). И только при отказе всех каналов пассивной или активной части САОЗ и отсутствии мероприятий/действий персонала по восстановлению или дублированию критических конфигураций систем, обеспечивающих выполнение критических функций безопасности, возможно возникновение ТА.

2. Вероятность возникновения ЗА для АЭС с ВВЭР существенно выше, чем для ТА. Такое положение определяется тем, что проекты ВВЭР имеют высокую степень самозащищенности, обеспечены достаточно эффективными и дублирующими друг друга многоканальными СБ, каждый канал которых обеспечивает выполнение назначенных проектом ФБ в полном объеме. Так, например, вероятность перехода ПА в запроектную фактически определяется порядком вероятности дополнительного отказа канала системы, обеспечивающей выполнение КФБ, а вероятность перехода ПА в ТА – минимум несколькими такими порядками. Учитывая высокую надежность СБ АЭС с ВВЭР, различия в оценках вероятности перехода ПА в запроектную и в тяжелую аварию значительны.

3. Организационно-технические мероприятия и действия персонала по управлению запроектными и тяжелыми авариями имеют принципиальные отличия: при управлении ЗА они направлены на предотвращение повреждений конструкций твэлов и связаны, в основном, с контролем, восстановлением и дублированием необходимых ФБ; при УТА они направлены на предотвращение повреждений корпуса реактора, СГО, биологической защиты и связаны, в основном, с ослаблением последствий тяжелого повреждения твэлов.

4. Передовой международный опыт ядерных держав, основанный на многочисленных экспериментальных и расчетных исследованиях ТА (см., например, обзор [10], в том числе и для АЭС с ВВЭР), показывает, что тяжелое повреждение топлива не является достаточным условием для разрушения корпуса реактора, СГО, биозащиты и возникновения радиационных аварий. Обычно эксплуатационная документация разрабатывается отдельно для запроектных – РУЗА – и тяжелых – РУТА – аварий.

Таким образом, возникает целесообразность регламентирования дополнительного уровня реализации стратегии глубоко эшелонированной защиты – уровня УТА, т.е. введение вместо 4-го уровня (согласно ОПБУ-2008) соответствующих двух уровней:

управление запроектными авариями (УЗА) – организация и осуществление действий и технических мероприятий, направленных на: предотвращение развития ЗА в ТА и ослабление последствий ЗА; обеспечение целостности и работоспособности физических барьеров защиты; возвращение реактора и оборудования энергоблока в контролируемое безопасное состояние;

управление тяжелой аварией (УТА) – организация и осуществление действий и технических мероприятий, направленных на предотвращение или ослабление разрушения физических барьеров безопасности в результате повреждения топливных матриц и радиационных и радиационно-ядерных аварий; на приведение поврежденного топлива в стабильное и контролируемое состояние с постоянным и достаточным теплоотводом и удержание РВ в установленных границах.

УТА может быть дополнительным уровнем глубоко эшелонированной защиты АЭС с ВВЭР.

Нормативными требованиями для ВВЭР определены также физические барьеры защиты: топливо, оболочки твэлов, корпус реактора и 1-й контур, система гермооболочки и биологическая защита. Результаты углубленного анализа безопасности АЭС Украины с ВВЭР определены в качестве доминантной для безопасности и одну из наиболее сложных при управлении группу ИС с течами из 1-го контура во 2-й и с отказами на закрытие после открытия систем ПСУ. Таким образом, возникает целесообразность рассмотрения паропроводов и ПСУ 2-го контура как дополнительного физического барьера защиты.

1.1.2. Критерии безопасности

ПБЯ РУ АС [2] определяет *детерминистские критерии безопасности* в отношении повреждения твэлов в условиях ПА.

Максимальный проектный предел повреждения твэлов соответствует не превышению следующих предельных параметров:

температура оболочек твэлов – не более 1200 °С;

локальная глубина окисления оболочки – не более 18 % от первоначальной толщины стенки;

доля прореагировавшего циркония – не более 1 % его массы в оболочках твэлов.

В техническом проекте РУ должно быть показано, что в проектных авариях с быстрым увеличением реактивности удельная пороговая энергия разрушения твэлов на каждый момент кампании не превышает и плавление топлива исключено.

Цель введения критериев:

отсутствие возникновения самоподдерживающейся пароциркониевой реакции необходимо для обеспечения охлаждаемости активной зоны;

ограничение охрупчивания оболочек для отсутствия фрагментации твэлов при охлаждении, для возможности выгрузки ТВС и последующей транспортировки;

ограничение количества образовавшегося в пароциркониевой реакции водорода, чтобы не допустить образования взрывоопасной смеси;

отсутствие взаимодействия расплавленного топлива с оболочкой для сохранения охлаждаемой геометрии активной зоны и возможности выгрузки ТВС;

отсутствие фрагментации твэлов в условиях быстрого выделения энергии в аварии с возрастанием реактивности для сохранения охлаждаемой геометрии ТВС и возможности их выгрузки.

В последние годы в России проводились работы по подготовке новой редакции нормативного документа ПБЯ РУ АС (например, [51 – 53] и др.). Целесообразность совершенствования критериев безопасности, регламентирующих состояние твэлов ВВЭР в условиях ПА, обусловлена: совершенствованием конструкции твэлов, использованием модифицированных материалов, увеличением проектных показателей выгораний топлива, наличием значительных запасов критериальных характеристик твэлов в условиях ПА по сравнению с действующими критериями безопасности, повышением требований регулирующих органов стран-потребителей топлива ВВЭР в связи с международными тенденциями развития критериев безопасности для топлива LWR, тенденцией снижения консерватизма оценки радиологических последствий аварий.

В рамках разработки новой редакции ПБЯ РУ АС были предложены следующие определения и формулировки критериев, регламентирующих состояние твэлов в условиях аварий [51].

Разрушение твэла – нарушение конструкции твэла как сборочной единицы активной зоны или ТВС в результате фрагментации или плавления, которое приводит к прямому контакту топлива с теплоносителем и может препятствовать функционированию органов регулирования, охлаждаемости и выгрузке активной зоны.

Разгерметизация твэла – повреждение твэла с нарушением целостности оболочки типа газовой неплотности или прямого контакта ядерного топлива с теплоносителем.

В ПА разрушение твэлов не допускается; разгерметизация твэлов допускается, однако количество разгерметизировавшихся твэлов может ограничиваться требованиями надзорных органов.

Максимальный проектный предел повреждения ограничивает повреждение твэлов в условиях ПА так, чтобы было исключено разрушение (фрагментация) твэлов, и включает следующие критерии безопасности.

1. Окисление оболочек твэлов не должно приводить к их чрезмерному охрупчиванию. Для этого температура оболочек твэлов должна быть не более 1200 °С; эквивалентная степень окисления оболочки твэлов должна быть не более предельного значения, устанавливаемого в проекте.

Эквивалентная степень окисления оболочки – это суммарная толщина эквивалентного слоя циркония, который прореагировал бы с водяным паром в предположении, что весь местно-поглощенный кислород пошел на образование стехиометрического диоксида циркония ZrO_2 , отнесенная к начальной толщине оболочки. В случае разгерметизации оболочки учитывается окисление как наружной, так и внутренней поверхностей оболочки.

2. В результате генерации газообразного водорода при окислении циркония должно быть исключено образование взрывоопасной смеси, для этого доля прореагировавшего циркония в активной зоне должна быть не более 1 % его массы в оболочках твэлов.

3. Плавление топливных таблеток не допускается, и максимальная температура топлива должна быть ниже температуры плавления.

4. Фрагментация твэлов в ПА с быстрым возрастанием реактивности не допускается, и усредненная по поперечному сечению таблетки (среднерадialная) энтальпия топлива должна быть не выше предельного значения, устанавливаемого в проекте.

Допустимые значения эквивалентной степени окисления оболочки твэлов должны устанавливаться на основе технических обоснований по эквивалентной степени окисления оболочки и пиковой среднерадialной энтальпии топлива.

Следует отметить, что указанные критерии зависят от типа аварийного процесса.

Так, например, на основе известных исследований для аварий с потерей теплоносителя установлено ([51 – 53]):

кинетика окисления описывается параболическим законом, переход к линейному (разрушающему) окислению не наблюдается во всем диапазоне температур окисления 800 – 1200 °С (оксидные пленки плотные, не отслаиваются);

при эквивалентной степени окисления оболочки (ECR) 18 %-ная пластическая деформация на сжатие сохраняется на уровне 1,5 %.

Для аварий с возрастанием реактивности:

пороговое значение среднерадialной энтальпии при разгерметизации твэлов с выгоранием 50 МВт-сут/кг урана ~ 160 кал/г;

твэлы с выгоранием 60 МВт-сут/кг урана сохранили герметичность при среднерадialной энтальпии топлива 130 кал/г.

НРБУ устанавливают следующий перечень допустимых уровней поступления радионуклидов, которые относятся к радиационно-гигиеническим регламентам первой группы (для поддержания облучения персонала и населения на приемлемом уровне).

Для категории А (персонал, работающий с источниками ИИ):

допустимое поступление радионуклида через органы дыхания

ALI_A^{inhal} ;

допустимая концентрация радионуклида в воздухе рабочей зоны

PC_A^{inhal} ;

допустимая плотность потока частиц PFP_A ;

допустимая мощность дозы внешнего облучения PDR_A ;

допустимое радиоактивное загрязнение DZ_A кожи, спецодежды и рабочих поверхностей.

Для категории Б (персонал, не работающий с источниками ИИ):

допустимое поступление радионуклида через органы дыхания

ALI_B^{inhal} ;

допустимая концентрация радионуклидов в воздухе рабочей зоны

PC_B^{inhal} ;

допустимая плотность потока частиц PFP_B ;

допустимая мощность дозы внешнего облучения PDR_B ;

допустимое радиоактивное загрязнение DZ_B кожи, спецодежды и рабочих поверхностей.

Для категории В (население):

допустимое поступление радионуклида через органы дыхания

ALI_B^{inhal} и пищеварения ALI^{ingest} ;

допустимые концентрации радионуклида в воздухе PC_B^{inhal} и питьевой воде PC^{indest} ;

допустимый сброс и выброс РВ в окружающую среду.

Допустимые значения сброса и выброса РВ в окружающую среду являются детерминистскими критериями безопасности при авариях на АЭС.

Согласно НРБУ:

допустимый выброс – регламентированный максимальный совокупный уровень газоаerosольного выброса. Допустимый выброс – выброс, при котором суммарная годовая эффективная доза представителя критической группы населения (за пределами СЗЗ) за счет всех радионуклидов, присутствующих в выбросе, не превышает квоту предела дозы;

допустимый сброс – регламентированный максимальный совокупный уровень водного сброса. Допустимый сброс – сброс, при котором суммарная годовая эффективная доза представителя критической группы населения, за счет всех присутствующих в сбросе радионуклидов, не превышает квоту предела дозы;

квота предела дозы – доля предела эффективной дозы (DLE) для категории В, которая выделена для режима нормальной эксплуатации отдельного индустриального источника.

НРБУ устанавливает квоты пределов доз, используемые для определения допустимых выбросов и сбросов на АЭС:

- 1) квота предела эффективной дозы DL_E за счет всех путей формирования дозы – 40 мкЗв (4 %);
- 2) квота предела эффективной дозы DL_E за счет критического вида водоиспользования – 10 мкЗв (1 %);
- 3) суммарная квота предела эффективной дозы за счет воздушного и водного путей формирования дозы – 80 мкЗв (8 %).

На основании квоты предела дозы для каждого отдельного объекта устанавливаются допустимые сбросы и допустимые выбросы. При установлении величин допустимого сброса и допустимого выброса должны учитываться миграция радионуклидов в окружающей среде и по пищевым цепям, структура землепользования и фактическое использование водоемов.

Ограничение облучения основного персонала, занятого на аварийных работах, осуществляется так, чтобы не были превышены установленные НРБУ значения регламентов первой группы для категории А. На время работ в условиях коммунальной радиационной аварии привлекаемый персонал приравнивается к категории А. При этом должны быть предприняты все меры для того, чтобы величина суммарного облучения не превысила 100 мЗв.

В случае ТА на АЭС общеевропейские требования [61] определяют следующие детерминистские критерии безопасности:

- 1) обломки активной зоны находятся в твердой фазе, а их температура является стабильной или снижается;
- 2) тепловыделение обломков активной зоны отводится и переносится к конечному стоку тепла;
- 3) конфигурация обломков такова, что $K_{эф}$ значительно ниже 1;
- 4) давление в объеме ЗО настолько низкое, что в случае разгерметизации ЗО удовлетворяется критерий ограничения радиационных последствий для населения;
- 5) прекратился выход продуктов деления в объем ЗО.

Также требованиями нормативных и проектно-конструкторских документов устанавливаются такие детерминистские критерии безопасности:

- 1) допустимые значения давления, температуры, влажности среды и концентраций водорода в системе ГО;
- 2) допустимые прочностные характеристики конструкций металла оборудования и трубопроводов;
- 3) допустимые неплотности физических барьеров безопасности;
- 4) допустимые сейсмические нагрузки;
- 5) правила пожарной безопасности и др.

ОПБУ [1] устанавливают также *вероятностные критерии безопасности* для действующих и проектируемых энергоблоков АЭС, а также целевые показатели, к которым необходимо стремиться (табл. 1.1).

Например, более ранние редакции ОПБ (ОПБ-88, ПН АЭ Г-1-011-89) устанавливали следующие вероятностные критерии безопасности: целевой показатель вероятности тяжелого повреждения активной зоны не более 10^{-5} 1/(реактор-год); вероятность разрушения корпуса реактора и предельного аварийного выброса не более 10^{-7} 1/(реактор-год). В ОПБУ-2000: для действующих и строящихся блоков АЭС вероятность тяжелого повреждения ниже 10^{-4} 1/(реактор-год); для проектируемых энергоблоков целевой показатель вероятности тяжелого повреждения активной зоны не более 10^{-5} 1/(реактор-год); вероятность разрушения корпусов оборудования не более 10^{-6} 1/(реактор-год), а корпуса реактора не более 10^{-7} 1/(реактор-год); вероятность предельного аварийного выброса для действующих и строящихся энергоблоков АЭС 10^{-5} 1/(реактор-год), а целевой показатель предельного аварийного выброса 10^{-6} 1/(реактор-год). Такая «эволюция» вероятностных критериев безопасности определяется, в первую очередь, результатами ВАБ отечественных энергоблоков АЭС, а также передовым опытом эксплуатации и оценки безопасности действующих и проектируемых энергоблоков АЭС.

Таблица 1.1. Вероятностные критерии безопасности АЭС

| Критерий безопасности | Действующие АЭС, 1/(реактор-год) | Проектируемые АЭС, 1/(реактор-год) | Целевые показатели, 1/(реактор-год) |
|---|----------------------------------|------------------------------------|-------------------------------------|
| Частота тяжелого повреждения активной зоны реактора | 10^{-4} | 10^{-5} | $10^{-5} - 5 \cdot 10^{-6}$ |
| Частота граничного (предельного) аварийного выброса РВ в окружающую среду | 10^{-5} | 10^{-6} | $10^{-6} - 10^{-7}$ |

Нормируемые вероятностные критерии безопасности имеют важное значение не только для регулирования безопасности АЭС (возможность количественной оценки общего уровня безопасности; оценки влияния модернизации на суммарные показатели безопасности; влияние процессов деградации/старения на общий уровень безопасности; обоснование продления эксплуатации и др.), но и для формирования эксплуатационной документации по управлению запроектными и тяжелыми авариями. Установленные вероятностные критерии безопасности определяют необходимость и фактически «узаконивают» применение вероятностных методов и риск-ориентированных подходов анализа безопасности. Применение методологии ВАБ, который является одним из направлений риск-ориентированных подходов, позволяет совместно с детерминистскими методами оценить:

- вероятность ИС и АП;
- признаки (симптомы) ИСА;
- КФБ и ККС, обеспечивающих выполнение этих функций;
- необходимые действия персонала и дополнительные технические мероприятия по управлению авариями;

допустимые интервалы времени для действий персонала по управлению авариями;

конечные состояния РУ в возможных АП и др.

Все эти вопросы являются фундаментальными при разработках эксплуатационной документации по УЗА.

Вместе с тем нужно отметить, что до настоящего времени отсутствует однозначное отношение специалистов к целесообразности широкого применения вероятностных критериев безопасности (например, [56]). Позиции оппонентов вероятностных критериев безопасности в основном построены на том, что «убаюкивающие» малые вероятности возникновения аварии фактически не исключают возможность таких недопустимых для человечества событий как, например, Чернобыльская катастрофа.

Более обоснованным является применение вероятностных критериев безопасности для оценки относительного изменения уровня безопасности энергоблока АЭС в процессе эксплуатации или сопоставления показателей безопасности разных энергоблоков.

Так, в [57] по сути рассмотрен критерий изменения показателей безопасности энергоблока по суммарной частоте повреждения активной зоны относительно целевых показателей безопасности P_B :

$$\Delta = \frac{ЧПАЗ_B - ЧПАЗ(t)}{P_B \Delta t},$$

где $ЧПАЗ_B$, $ЧПАЗ(t)$ – соответственно базовая и текущая оценка ЧПАЗ за период времени Δt . При $\Delta \geq 0$ – уровень безопасности повышается (не изменяется); а при $\Delta < 0$ – уровень безопасности снижается.

К недостаткам рассмотренного в [57] относительного критерия изменения безопасности Δ следует отнести его размерность (1/год), определяющую зависимость оценок от Δt , и отсутствие возможности отражения тенденции изменения (трендов) уровня безопасности при непрерывных (или многочисленных) оценках вероятностных показателей безопасности в процессе эксплуатации.

В более общем случае относительный критерий изменения безопасности

$$\Delta^- = \frac{1}{P_B \Delta t} \int_0^{\Delta t} [ЧПАЗ_B - ЧПАЗ(t)] dt.$$

При таком подходе оценки относительного критерия изменения безопасности отпадает целесообразность и менее обоснованного критерия для вероятности аварии в энергосистеме, рассмотренного в [57]¹.

¹ Недостаточная обоснованность этого критерия определяется непрерывностью изменения в процессе эксплуатации показателей безопасности.

Результаты применения критерия Δ для оценки изменения уровня безопасности отдельных российских АЭС согласно [57] приведены в табл. 1.2.

Таблица 1.2. Результаты применения критерия Δ для оценки изменения уровня безопасности

| Энергоблок АЭС | Основной разработчик ВАБ | Точечная оценка ЧПАЗ, 1/(редактор-год), год разработки ВАБ | | Δ |
|--|--------------------------|--|---------------------------------|----------|
| | | | | |
| НВАЭС, ВВЭР-1000, 5-й блок, проект В-187 | НТЦ ЯРБ, г. Москва | $6,85 \cdot 10^{-4}$ 1999 г. | $4,03 \cdot 10^{-4}$ 2005 г. | 4,7 |
| КолАЭС, 2-й блок, проект В-230 | КолАЭС | $2,77 \cdot 10^{-5}$ 2002 г. | $2,59 \cdot 10^{-5}$ 2004 г. | 0,125 |
| НВАЭС, ВВЭР-440, 3-й блок, проект В-179 | ФГУП АУП г. Москва | $1,08 \cdot 10^{-4}$ 2000 г. | $3,44 \cdot 10^{-5}$ 2002 г. | 3,68 |
| НВАЭС, ВВЭР-440, 3-й блок, проект В-179 | ФГУП АУП г. Москва | $1,08 \cdot 10^{-4}$ 2000 г. | $5,12 \cdot 10^{-5}$ 2002 г. | 2,84 |
| ЛАЭС, РБМК, 1-й блок | ЛАЭС | $2,32 \cdot 10^{-4}$ 2002 г. | $9,5 \cdot 10^{-6}$ 2003 г. | 22,3 |
| ЛАЭС, РБМК, 2-й блок | ЛАЭС | $8,7 \cdot 10^{-5}$ 2001 г. | $8,8 \cdot 10^{-6}$ 2004 г. | 2,61 |

1.2. Идентификация перечней запроектных аварий

Первоначальным этапом разработки мероприятий и алгоритмов УЗА является идентификация соответствующего их перечня.

Возможные отказы элементов систем, обеспечивающих выполнение ФБ, и/или ошибочные действия персонала в конечном итоге определяют многообразие АП при одних и тех же ИС, а соответственно и многочисленность перечня ЗА. В связи с этим возникает вполне понятное стремление ограничить перечень учитываемых ЗА на основе установленных вероятностных критериев безопасности и оценках вероятности возникновения разных ЗА. Так, для части ЗА степень ограничения радиационного воздействия обусловлена критерием радиационной безопасности – ограничивается величина предельного аварийного выброса таким образом, чтобы дозы облучения части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий и за ее пределами не превышали установленных санитарных норм на все тело и на отдельные органы за первый год после аварии. П. 1.2.16 и 1.2.17 ОПБ-88 и российских ОПБ-88/97 фактически определяют вероятностный принцип в отношении разработки дополнительных технических решений по УЗА: в случае если оцененная вероятность аварийного выброса для конкретной ЗА не превышает 10^{-7} 1/(реактор-год), дополнительные технические решения по управлению этой аварией могут не разрабатываться.

Еще менее консервативный принцип формирования перечня ЗА был определен в ОПБУ-2000 (п. 3.11): «...в число исходных событий не включа-

ются другие события, для которых доказано, что их вероятность не превышает 10^{-6} на реактор в год...». В определенном отношении это условие соответствует известным рекомендациям IAEA – NRC [25, 49] по регулированию безопасности решений о внесении изменений в проект АЭС: при минимальной зависимости от базового значения ЧПАЗ и учете тенденции накопительного влияния разных причин приращений оценки суммарной ЧПАЗ допустимы небольшие приращения ЧПАЗ (не более 10^{-6} 1/(реактор-год)). В данном случае в качестве таких допустимых приращений ЧПАЗ выступают «дефициты» безопасности, вызванные исключением ИС ЗА, имеющих вероятность возникновения не более 10^{-6} 1/(реактор-год).

Основные ограничения применения нормируемых вероятностных критериев безопасности для формирования представительного перечня ЗА, на наш взгляд, заключаются в следующем.

1. Вероятностный принцип исключения из перечня ЗА не является достаточным. ОПБ-88/97 (п. 1.2.14) фактически устанавливают и детерминистский принцип: если ЗА не исключена на основе внутренних свойств самозащищенности реактора и принципов его устройства, то она должна быть рассмотрена на предмет разработки мер по управлению такой аварией, независимо от вероятности ее возникновения.

2. Исключение дополнительных технических решений и мероприятий для ЗА с вероятностью возникновения, меньшей критериев безопасности, не означает отсутствие необходимости организационных мероприятий и действий персонала по управлению такими авариями [9]. УЗА является одним из уровней глубоко эшелонированной защиты, и исключение алгоритмов управления недоминантными авариями фактически приводит к снижению безопасности (пусть даже к малому), что не допускается нормами и правилами ядерной энергетики Украины, так как изменения эксплуатационной документации по управлению и ликвидации аварий относится к модификациям, важным для безопасности (п. 1.12 и 1.6.1 [36]).

3. Исключение отдельных ЗА по установленным критериям безопасности не учитывает «накопительный эффект», связанный с тем, что исключение нескольких ИС с вероятностью менее оценки критериев безопасности может привести в общей сумме к превышению допустимого критерия. Так, для примера в ОАБ [34] для выбора доминантных ЗА был использован вероятностный принцип (см. выше) при условии вклада в ЧПАЗ более 1 %. При суммарной оценке ЧПАЗ $4,7 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор-год) это условие соответствует критерию исключения одной ЗА, имеющей вероятность возникновения менее 10^{-6} 1/(реактор-год), но суммарный вклад всех исключенных ЗА (в [34] около 22 %) превышает этот критерий.

4. Отсутствует однозначная определенность в численных оценках нормируемого критерия исключения из перечня ЗА. Так, например, в ОПБ-88/97 и ВАБ российских АЭС с ВВЭР [45] используется критерий по вероятности предельного аварийного выброса не более 10^{-7} 1/(реактор-год); в ОПБУ-2000 определена вероятность ИС менее 10^{-6} 1/(реактор-год), а в ОПБУ-

2008 подобные условия вообще исключены; в ОАБ [34] критерием является непревышение вклада в ЧПАЗ более 10^{-6} 1/(реактор-год), а в международной практике – 10^{-9} 1/(реактор-год) [46].

Определенные рекомендации по формированию перечня ЗА, необходимого для разработки мер по управлению такими авариями, содержатся в российских требованиях к отчету по обоснованию безопасности [4]: перечень ЗА должен содержать аварии, приводящие к превышению доз облучения персонала и населения и нормативов по выбросам и содержанию радиоактивных продуктов в окружающей среде, установленных для ПА; перечень должен содержать представительные сценарии групп аварий с одинаковым откликом станционных систем, требуемых для предотвращения развития аварий. Конечно, эти указания сужают круг ЗА, входящих в перечень, однако перечень остается достаточно неопределенным [7 – 9].

В руководящем документе [31], содержащем основные требования к ОАБ, определен следующий перечень ЗА на АЭС с ВВЭР:

полное обесточивание (потеря питания переменным током от внешних и внутренних источников, включая РДЭС);

малая течь с отказом САОЗ ВД;

малая течь с отказом САОЗ ВД и САОЗ НД;

малая течь с полным обесточиванием;

средняя течь с отказом САОЗ ВД;

средняя течь с отказом САОЗ ВД и САОЗ НД;

большая течь с отказом САОЗ ВД;

большая течь с отказом САОЗ ВД и САОЗ НД;

большая течь с отказом спринклерных систем;

отказ аварийной защиты реактора;

потеря питательной воды с отказом аварийной подпитки ПГ;

течь из 1-го во 2-й контур (отрыв крышки коллектора ПГ) с незакрытием ПСУ;

разрыв паропроводов (в отсекаемой и неотсекаемой части).

В этот перечень вошли ЗА, которые наиболее существенно могут повлиять на безопасность энергоблока. Однако практическое применение такого перечня для разработки РУЗА связано со следующими ограничениями.

1. Перечень ЗА [31] был недостаточно обоснован результатами углубленного анализа безопасности энергоблоков с ВВЭР. В частности, при формировании перечней ЗА не учтены отказы всех критических систем и ФБ, характерных для каждой группы аварий.

2. Перечень ЗА не идентифицировал ИС ни по признакам, ни по группам, объединяющим ИС (например, для аварий с потерей теплоносителя).

В разработанных ОАБ серийных энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР-1000 указанный перечень ЗА был использован за основу и проанализирован на предмет дополнения доминантными вкладчиками в вероятностные оценки суммарной ЧПАЗ. При этом для выбора доминантных АП ис-

пользовался критерий вклада в ЧПАЗ (более 1 %). Дополнительные к [31] аварийные сценарии для включения в перечень ЗА (на примере ОАБ [34]):

малая течь 1-го контура с невыполнением функции управления давлением 1-го контура;

средняя течь из 1-го контура во 2-й с отказом расхолаживания по 2-му контуру;

малая течь 1-го контура с отказом системы продувки-подпитки и систем 2-го контура;

неизолируемый разрыв трубопроводов 2-го контура с отказом отвода тепла по 2-му контуру;

переходные процессы, приводящие к срабатыванию АЗ с отказом функции отвода тепла по 2-му контуру;

малая течь с невыполнением функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура;

обесточивание энергоблока с отказом аварийной подпитки ПГ.

малая течь из 1-го контура во 2-й с отказом функции изоляции аварийного ПГ.

В международной практике широкое распространение при формировании перечней ИС ЗА/аварийных ситуаций получил подход, основанный на методологии ВАБ, например, [9, 45, 46] и др. Так, в работе [45] при разработке противоаварийных процедур/инструкций для АЭС с ВВЭР-1000 (1-й и 2-й блоки Калининской АЭС, 1 – 4-й блоки Балаковской АЭС, 3 – 5-й блоки НВАЭС, 1 – 4-й блоки КолАЭС, 1-й блок Волгодонской АЭС) формирование перечня ИС осуществлялось в два этапа. На первом этапе были исключены режимы, вероятность реализации которых достаточно мала (не более 10^{-7} 1/(реактор-год)). На втором этапе путем анализа оставшихся режимов были исключены те, в которых не ожидается срабатывание АЗ или срабатывание СБ. Окончательный перечень режимов ЗА, объединенных по группам, приведен ниже [45].

1. Увеличение отвода тепла 2-м контуром.

1.1. Непреднамеренное открытие ПК ПГ с последующей его неподачей.

1.2. Непреднамеренное открытие (БРУ-К или БРУ-А с их последующей неподачей).

1.3. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контайнмента вплоть до максимального диаметра парового трубопровода.

1.4. Разрыв паропровода в изолируемой от ПГ части с незакрытием БЗОК на 2, 3 или 4 ПГ.

1.5. Ложное открытие 2, 3 или 4 БРУ-А.

1.6. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с незакрытием после открытия ПК ПГ и неизоляцией аварийного ПГ по подаче питательной воды.

1.7. Обесточивание с незакрытием после открытия 2, 3 или 4 БРУ-А;

1.8. Ложное открытие всех ПК ПГ.

2. Уменьшение отвода тепла 2-м контуром.
 - 2.1. Обесточивание с отказом системы подачи аварийной питательной воды АПЭН в ПГ.
 - 2.2. Непреднамеренное закрытие отсечного клапана на паропроводе.
 - 2.3. Потеря собственных нужд электропитания АЭС.
 - 2.4. Потеря нормального расхода питательной воды (за исключением разрыва трубопроводов питательной воды).
 - 2.5. Полное прекращение подачи питательной воды.
 - 2.6. Разрывы трубопровода питательной воды вне ГО, в ГО на участке между обратным клапаном и ПГ, в ГО на участке до обратного клапана.
 - 2.7. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с отказом на открытие обоих ПК на одном ПГ.
 - 2.8. Обесточивание с отказом на открытие обоих ПК на одном ПГ.
 - 2.9. Обесточивание с частичным отказом подачи аварийной питательной воды АЭПН в ПГ и отказом на открытие линии аварийного газоудаления.
 - 2.10. Закрытие всех БЗОК.
3. Уменьшение расхода теплоносителя 1-го контура.
 - 3.1. Частичная потеря принудительного расхода теплоносителя.
 - 3.2. Аварийное отклонение частоты в сети.
 - 3.3. Полная потеря принудительного охлаждения реактора в исходном режиме с быстрым падением частоты (до 4 Гц/с).
 - 3.4. Мгновенное заклинивание вала ГЦН.
 - 3.5. Разрыв вала ГЦН.
 - 3.6. Самопроизвольное закрытие ГЗЗ на одной петле.
 - 3.7. Закрытие ГЗЗ на всех петлях.
4. Аномалии реактивности и распределения мощности.
 - 4.1. Неуправляемый вывод группы ОР СУЗ в подкритичном состоянии или при пуске на низком уровне мощности.
 - 4.2. Нарушение в системах подпитки и борного регулирования, приводящее к уменьшению концентрации борной кислоты в теплоносителе.
 - 4.3. Неправильное включение циркуляционной петли.
 - 4.4. Выброс сборки регулирующих стержней с разрывом чехла СУЗ.
5. Увеличение количества теплоносителя 1-го контура.
 - 5.1. Непреднамеренное срабатывание САОЗ.
 - 5.2. Ложный впрыск в КД от системы подпитки и борного регулирования с температурой воды 20 °С.
6. Уменьшение количества теплоносителя 1-го контура.
 - 6.1. Непреднамеренное открытие и непосадка ИПУ КД.
 - 6.2. Компенсируемая течь 1-го контура внутри контайнмента.
 - 6.3. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром до 100 мм включительно в границах давления 1-го контура.
 - 6.4. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром от 100 до 850 мм.

6.5. Малая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.

6.6. Большая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.

6.7. Большая течь с отказом спринклерной системы.

6.8. Большая течь с отказом гидроаккумуляторов.

6.9. Большая течь с неотсечением азота в гидроаккумуляторах.

6.10. Большая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.

6.11. Малая течь с отказом САОЗ ВД.

6.12. Средняя течь с отказом САОЗ ВД.

6.13. Малая течь с отказом систем нормального и аварийного отвода тепла по 2-му контуру.

6.14. Малая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.

6.15. Малая течь с отказом спринклерной системы.

7. Течи из 1-го контура во 2-й.

7.1. Разрыв трубки ПГ.

7.2. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура.

7.3. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с незакрытием после открытия БРУ-А на аварийном ПГ.

7.4. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с незакрытием БЗОК на аварийном ПГ.

7.5. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с отказом САОЗ ВД.

7.6. Разрыв коллектора ПГ по 1-му контуру.

7.7. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с отказом работы САОЗ ВД и САОЗ НД.

7.8. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с отказом линии аварийного газоудаления.

7.9. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура с отказом на закрытие ГЗЗ на аварийной петле.

8. Течи из 1-го контура за пределы контайнмента.

8.1. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами ЗО с незакрытием отсечной арматуры на трубопроводе продувки.

8.2. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами ЗО с отказом САОЗ ВД.

9. Комбинированные течи.

9.1. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контайнмента вплоть до максимального диаметра парового трубопровода с разрывом одной или нескольких трубок в ПГ.

9.2. Отрыв крышки коллектора ПГ 1-го контура и последующее повреждение крышки ПГ по 2-му контуру.

Отмечая высокую степень представительности приведенного перечня ИС, необходимо сделать ряд замечаний.

1. Использованный принцип формирования перечней ЗА по вероятностным критериям безопасности не во всех случаях обоснован. Так, в группе

«Уменьшение количества теплоносителя 1-го контура» приведено событие «Большая течь с отказом ГЕ». Однако для аварий с большой течью критической конфигурацией для отвода остаточных тепловыделений является также САОЗ НД, которая в перечне [45] отсутствует. Учитывая, что вероятность отказа САОЗ НД больше, чем пассивной части САОЗ, следует ожидать и большее значение вероятности повреждения активной зоны при ИС «Большая течь с отказом ГЕ». Для средних течей 1-го контура должны быть также учтены ИС с отказами САОЗ НД и ЛСБ. Для малых течей должны быть учтены события с отказами системы подпитки-продувки 1-го контура.

2. Целый ряд режимов сформулирован как ПА. Например, «Отрыв крышки коллектора ПГ с незакрытием БРУ-А или БЗОК на аварийном ПГ» и т.п. подпадают под термин ПА: ИСА с учетом единичного отказа [1].

Более обоснованным и перспективным является подход формирования перечней ЗА по ККС (минимальным), обеспечивающих выполнение КФБ. Суть подхода заключается в том, что рассматриваются только те ИС и их последствия, которые связаны с отказами ККС и КФБ, так как именно эти события могут привести к превышению пределов безопасности, связанных с тяжелым повреждением топлива и/или выбросами продуктов в окружающую среду. Соответствующие наборы ККС и КФБ для каждого ИСА или группы таких аварий определяются по результатам углубленного анализа безопасности вероятностными и детерминистскими методами. События и их последствия, не связанные с отказами ККС и КФБ, не могут приводить к событиям с тяжелым повреждением топлива и/или выбросам радиоактивных продуктов за пределы физических барьеров безопасности и поэтому могут быть исключены из рассмотрения при УЗА. При этом в исключенный перечень могут входить и ИС ЗА, имеющие относительно высокую вероятность возникновения, но не связанные с отказами ККС и КФБ.

Таким образом, подход формирования перечней событий для УЗА по ККС и КФБ позволяет:

1) существенно сократить общий перечень всего многообразия ИС и их последствий для формирования АУЗА без нарушения установленных критериев безопасности и без возникновения дефицитов безопасности, вызванных исключением ЗА, имеющих определенный (пусть и относительно малый) вклад в суммарные показатели безопасности;

2) отказаться от традиционного, но не вполне обоснованного подхода формирования перечней ЗА по относительному вкладу в суммарные показатели безопасности.

Следует отметить, что рассмотренные выше вопросы формирования перечней ЗА относятся в основном к одному эксплуатационному состоянию энергоблока АЭС – работа реактора на номинальной мощности. С позиций вопросов УЗА для обеспечения безопасности АЭС необходимо также формирование перечней ЗА в различных ЭС, связанных с остановленным реактором на плановый/внеплановый ремонт, а также переходных режимов (пониженная мощность, пуск/останов реактора и др.).

Целесообразность регламентирования этих вопросов подтверждается, в частности, последними результатами ВАБ в процессе ремонта энергоблока с ВВЭР-1000 (например, [86]). Согласно этим результатам оценки суммарной ЧПАЗ реактора и топлива в БВ сопоставимы с соответствующими показателями при работе на номинальной мощности.

Особенностью формирования перечней ЗА при остановленном реакторе является (в отличие от ЭС при работе реактора на мощности) наличие многочисленного ряда ЭС, для каждого из которых характерны группы ИС аварий/аварийных ситуаций. Так, в [69] формирование групп ЭС в стояночных режимах осуществлялось на основе сходства ЭС, параметров РУ и возможных последствий аварий таким образом, чтобы в пределах каждой группы были одинаковыми следующие характеристики: состояние 1-го контура (плотен/неплотен); конфигурация систем, необходимых для выполнения ФБ; состояние блокировок и автоматики (включены/отключены); уровень теплоносителя в реакторе и БВ; параметры РУ.

Перечень групп ЭС блока в режиме останова [69]:

ЭС1 – расхолаживание через 2-й контур после отключения защит САОЗ до подключения САПР;

ЭС2 – расхолаживание через САПР с момента подключения (при $P_{1к} \leq 1,67$ МПа и $T_{1к} = 120 - 130$ °С) до температуры $T_{1к} < 70$ °С;

ЭС3 – разборка реактора;

ЭС4 – процесс выгрузки топлива (полной или частичной) и загрузка частично отработанного топлива;

ЭС5 – состояние после полной выгрузки топлива из реактора;

ЭС6 – ремонт бака ГА201 при полной выгрузке топлива из реактора;

ЭС7 – ремонт оборудования петель с топливом в реакторе;

ЭС8 – загрузка свежего топлива в реактор;

ЭС9 – дозаполнение 1-го контура;

ЭС10 – разогрев 1-го контура от 70 до 130 °С;

ЭС11 – подъем давления 1-го контура для ГИ от 3,43 до 17,6 МПа при $T_{1к} = 130$ °С, снижение давления до 11,78 МПа;

ЭС12 – подъем давления 1-го контура для проведения ГИ на прочность от 17,6 до 24,53 МПа при $T_{1к} = 130$ °С, снижение давления до 17,6 МПа;

ЭС13 – разогрев 1-го и 2-го контуров до подключения защит САОЗ.

Под «исходным событием» для ВАБ стояночных режимов понималось такое событие, которое приводит к необходимости срабатывания СБ или может непосредственно привести к повреждению активной зоны или топлива, находящегося в БВ.

ИС, выбранные для последующего количественного анализа, объединялись в группы по совокупности следующих характеристик: все события в одной группе вызывают идентичную реакцию энергоблока; набор выполняемых ФБ одинаков; критерии успеха систем, функционирование которых обеспечит достижение безопасного состояния блока, одинаковы; одинаковые

специальные условия: работоспособность или неработоспособность систем вследствие зависимого отказа от ИС, ввод систем в действие персоналом или автоматический запуск и работа данных систем и т.д.

Перечень групп ИС, а также ЭС, в которых рассматривались данные группы, представлены в табл. 1.3.

Таблица 1.3. Перечень групп ИС и ЭС, в которых рассматривались данные группы

| Группы ИС | Название групп ИС для соответствующих ЭС | ЭС |
|---|--|-------------------------|
| <i>Потеря внешнего электроснабжения блока</i> | | |
| TE1, TE2, TE3, TE5, TE6, TE7, TE9, TE12 | Потеря внешнего электроснабжения блока | ЭС1 – ЭС13 |
| <i>Течи в пределах ГО при уплотненном 1-м контуре</i> | | |
| L-S2 | малая течь (течи трубопроводов 1-го контура, ложное открытие ИПУ КО) | ЭС1, ЭС13 |
| L-C1 | непредусмотренное открытие ПК САПР | ЭС2 |
| L-НТ | течи трубопроводов 1-го контура при ГИ | ЭС11 |
| L-НТА | течи трубопроводов 1-го контура при ГИ | |
| <i>Течи в пределах ГО при разуплотненном 1-м контуре</i> | | |
| L-C2 | непредусмотренное открытие ПК САПР | ЭС3, ЭС4, ЭС7, ЭС8, ЭС9 |
| <i>Течи за пределы ГО при уплотненном 1-м контуре</i> | | |
| L-OUT1 | ложное открытие арматуры на линии продувки | ЭС1, ЭС11, ЭС13 |
| L-OUT1A | ложное открытие арматуры на линии продувки | ЭС2 |
| L-OUT1B | ложное открытие арматуры на линии продувки | ЭС10 |
| L-OUT3 | течь трубопровода САПР за пределы ГО | ЭС2 |
| <i>Течи за пределы ГО при разуплотненном 1-м контуре</i> | | |
| L-OUT4 | ложное открытие арматуры на линии продувки ложное открытие арматуры на линии дренажа | ЭС3, ЭС4, ЭС7, ЭС8, ЭС9 |
| <i>Течи из 1-го во 2-й контур</i> | | |
| L-VSG | течь теплообменной трубки ПГ, коллектора ПГ | ЭС1, ЭС13 |
| L-НТ12 | течь из 1-го во 2-й контур при ГИ | ЭС11, ЭС12 |
| <i>Нарушение отвода тепла от активной зоны при уплотненном 1-м контуре (для ЭС с подключенной САПР)</i> | | |
| LHR-S | отказ работающего по линии планового расхолаживания (ЛПР) канала САПР (отказ насоса, ошибка персонала, отказ арматуры) | ЭС2 |
| <i>Нарушение отвода тепла от активной зоны при разуплотненном 1-м контуре</i> | | |
| LHR-S1 | отказ работающего по ЛПР или по ЛРР канала САПР (отказ насоса, арматуры, ошибка персонала) | ЭС3, ЭС4, ЭС7, ЭС8, ЭС9 |
| <i>Возникновение источников повышения давления</i> | | |
| PTS-TK1 | ложное закрытие линии продувки теплоносителя 1-го контура (при работе насоса СПП на 1-й контур) | ЭС2 |

| Группы ИС | Название групп ИС для соответствующих ЭС | ЭС |
|---|---|---|
| PTS-ТК | ложное закрытие линии продувки теплоносителя 1-го контура (при работе насоса СПП на 1-й контур) | ЭС10 |
| PTS-8 | ложное срабатывание ГЕ | ЭС2 |
| PTS-9 | ложное срабатывание ГЕ | ЭС10 |
| PTS-TQ1 | ложное включение насоса впрыска бора высокого давления TQ14-34D01 | ЭС2 |
| PTS-TQ3 | ложное включение насоса впрыска бора высокого давления TQ14-34D01 | ЭС10 |
| PTS-TQ2 | ложное включение насоса аварийного впрыска бора TQ13-33D01 | ЭС2 |
| PTS-TQ4 | ложное включение насоса аварийного впрыска бора TQ13-33D01 | ЭС10 |
| PTS-Н | ложное включение ТЭН КО | ЭС2 |
| PTS-Н1 | ложное включение ТЭН КО | ЭС10 |
| PTS-Н2 | ложное включение источника повышения давления при дозаполнении 1-го контура | ЭС9 |
| PTS-НТ | ложное включение насоса ГИ | ЭС12 |
| <i>Течи БВ</i> | | |
| LP1 | течь из-за нарушения герметичности внутренней нержавеющей облицовки | ЭС1, ЭС2, ЭС3, ЭС7, ЭС8, ЭС11, ЭС12, ЭС13 |
| LP2 | течь из-за нарушения герметичности внутренней нержавеющей облицовки | ЭС9, ЭС10 |
| <i>Нарушение отвода тепла от БВ</i> | | |
| LHP1 | отказ работающего канала системы охлаждения БВ | ЭС1, ЭС2, ЭС3, ЭС7, ЭС8, ЭС11, ЭС12, ЭС13 |
| LHP2 | отказ работающего канала системы охлаждения БВ | ЭС9, ЭС10 |
| <i>Нарушение отвода тепла от БВ из-за течи 1-го контура</i> | | |
| LP3-1 | ложное открытие арматуры на линии продувки во время полной выгрузки топлива в БВ | ЭС4 |
| <i>Нарушение реактивности и разбавление бора</i> | | |
| R1 | разбавление бора в 1-м контуре за счет подачи неборированной воды из деаэратора подпитки при работе подпиточных насосов | ЭС 10 |
| R2 | разбавление бора в 1-м контуре за счет подачи неборированной воды из-за неплотности теплообменника САОЗ | ЭС 4, 7, 8 |

На основе перечня ЭС блока в режиме останова и данных табл. 1.3 в [69] фактически сформирован перечень значимых ЗА в стояночных режимах ВВЭР-1000 (табл. 1.4).

Таблица 1.4. Перечень ЗА при остановленном реакторе

| Код ИС | № АП | Значение частоты реализации | Описание АП | Примечание |
|--------|------|-----------------------------|---|--|
| LHR-S1 | 4 | $1,686 \cdot 10^{-5}$ | Отказ резервного канала САПР, отказ на подачу раствора бора насосами САВБ из бака-приямка и насосами подпитки и борного концентрата из баков запаса борного концентрата с подпиткой чистым конденсатом в ИС с нарушением отвода тепла от 1-го контура при разуплотненном реакторе | Приводит к невозможности отвода тепла от активной зоны и компенсации потери теплоносителя в результате его выпаривания, оголению и повреждению активной зоны |
| L-C2 | 4 | $1,285 \cdot 10^{-5}$ | Отказ на подачу в 1-й контур раствора бора насосами САПР, САВБ из приямка и насосом системы подпитки в ИС с течью 1-го контура внутри ГО при разуплотненном реакторе | Приводит к невозможности отвода тепла от активной зоны и компенсации потери теплоносителя из-за его выпаривания через течь, оголению и повреждению активной зоны |
| L-S2 | 17 | $9,491 \cdot 10^{-6}$ | Отказ на подачу в 1-й контур раствора бора насосами САВБ из приямка и насосом системы подпитки в ИС с малой течью 1-го контура под ГО при уплотненном реакторе | Приводит к невозможности компенсации потери теплоносителя из-за его выпаривания через течь, оголению и повреждению активной зоны |
| LHP1 | 4 | $2,832 \cdot 10^{-6}$ | Отказ на подключение и работу резервного канала охлаждения БВ, отказ на подачу воды в БВ насосом подпитки БВ из баков борсохраняющей воды и насосами спринклерной системы из приямка | Приводит к невозможности охлаждения ТВС в БВ и компенсации потери теплоносителя из-за его выпаривания |
| L-VSG | 06 | $2,587 \cdot 10^{-6}$ | Отказ на закрытие арматуры на питательной, аварийной питательной воде и на продувке аварийного ПГ | Приводит к быстрому расхолаживанию активной зоны и ее повреждению из-за нарушения условия хрупкой прочности |
| L-OUT4 | 4 | $2,036 \cdot 10^{-6}$ | Отказ на подачу в 1-й контур раствора бора насосами САПР, САВБ из приямка с учетом его подпитки и насосом системы подпитки 1-го контура при закрытой линии продувки | Приводит к невозможности отвода тепла от активной зоны и компенсации потери теплоносителя из-за его выпаривания через течь, оголению и повреждению активной зоны |

Критерием включения в перечень значимых АП являлось значение частоты реализации более 10^{-7} 1/(реактор-год).

В ВАБ 5-го блока ЗАЭС при работе реактора на пониженном уровне мощности и в состоянии останова [86] были приняты несколько иные подходы идентификации ЭС и соответствующего перечня ИСА. Перечень доминантных АП (с вкладом около 1 % и более в ЧПАЗ) приведен в табл. 1.5.

Различия указанных выше доминантных АП в результатах [69] и [86] связаны с различиями в подходах формирования ЭС и моделирования процессов, а также критериев включения в перечень значимых ЗА.

На наш взгляд, как и в случае работы реактора на номинальной мощности, для формирования мероприятий и АУЗА более целесообразен подход, основанный на идентификации перечня ЗА по критическим условиям и конфигурациям систем, обеспечивающих безопасное конечное состояние АП. Это позволяет более обоснованно унифицировать перечни ЗА, требующих разработки мероприятий и алгоритмов управления для обеспечения безопасного конечного состояния в режимах останова реактора или работы на пониженных мощностях. Например, ИСА *SP1-1* «Потеря системы расхолаживания БВ топлива» в режиме останова согласно [89] связано с отказом трех каналов системы расхолаживания БВ при выполнении функции отвода тепла от БВ. Как причины возникновения ИСА рассматриваются отказы насосов TG11,12,13D01 по общим причинам и другие события, влияющие только на отказ системы расхолаживания БВ. Данное ИСА принципиально возможно для ЭС1 «Перегрузка топлива» и ЭС2 «Длительное хранение топлива».

Рассматриваемое ИСА ведет к нарушению отвода остаточных тепловыделений отработанного топлива, хранящегося в БВ, а также поступающего в бассейн в период полной ревизии ГЦК (в том числе при аварийной выгрузке топлива). Событие приводит к уменьшению плотности воды и разогреву, что в свою очередь приводит к испарению воды БВ, снижению уровня и оголению топлива, находящегося в БВ. Для исключения недопустимого снижения уровня воды в топливных отсеках и оголения топлива, оперативный персонал должен выполнить действия по обеспечению поддержания запаса воды в БВ либо от насосов заполнения и подпитки БВ (ТМ50), либо от спринклерной системы (ТQ11-31), работающей через ГА-201. Безопасным конечным состоянием для данного ИСА, является предотвращение оголения топлива в БВ, т.е. достижение регламентного значения уровня и температуры в БВ. Основной ФБ, требуемой для достижения безопасного конечного состояния, является обеспечение отвода тепла от БВ и поддержание запаса воды в БВ.

Табл. 1.6 представляет перечень требуемых ФБ и систем, которые выполняют указанные функции, а также критериев успешного выполнения ФБ для рассматриваемого ИСА в зависимости от ЭС БВ.

Таким образом, в перечень ЗА при ЭС по перегрузке и длительному хранению топлива, для которых необходима разработка мероприятий и алгоритмов управления, должна быть включена «Потеря системы расхолаживания БВ с отказом спринклерной системы и/или насосов заполнения (подпитки) БВ».

Таблица 1.5. Доминантные АП [86]

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|-----------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| POS12-S1 | 1-2 | Невыполнение функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура в результате совместного отказа каналов САОЗ НД и каналов САОЗ ВД при работе в режиме рециркуляции через приямок | $2,59 \cdot 10^{-7}$ | 0,62 | $1,06 \cdot 10^{-6}$ | $2,87 \cdot 10^{-8}$ | $3,13 \cdot 10^{-7}$ | $3,90 \cdot 10^{-6}$ |
| POS6-S3 | 1-15 | Отказ САОЗ ВД и невыполнение функции отвода тепла по 2-му контуру в режиме расхолаживания | $2,64 \cdot 10^{-7}$ | 0,63 | $2,73 \cdot 10^{-7}$ | $9,39 \cdot 10^{-9}$ | $9,67 \cdot 10^{-8}$ | $9,64 \cdot 10^{-7}$ |
| POS7-T13 | 1-15 | Отказ на закрытие ПК КД приводит к течи 1-го контура. В результате отказов систем САОЗ НД и САОЗ ВД в режиме рециркуляции от БАП наступает повреждение активной зоны | $2,64 \cdot 10^{-7}$ | 0,67 | $3,45 \cdot 10^{-7}$ | $2,37 \cdot 10^{-9}$ | $4,67 \cdot 10^{-8}$ | $1,16 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-V | 3 | Отказ изоляции течи. При невозможности изоляции течи осуществляется АП с повреждением активной зоны из-за потери запаса теплоносителя | $2,95 \cdot 10^{-7}$ | 0,70 | $2,99 \cdot 10^{-7}$ | $3,01 \cdot 10^{-9}$ | $6,04 \cdot 10^{-8}$ | $1,05 \cdot 10^{-6}$ |
| POS6-T15 | 2 | Данная последовательность характеризуется уязвимым состоянием активной зоны, так как возможен процесс увеличения мощности из-за разбавления бора | $3,36 \cdot 10^{-7}$ | 0,80 | $3,34 \cdot 10^{-7}$ | $9,98 \cdot 10^{-9}$ | $1,13 \cdot 10^{-7}$ | $1,29 \cdot 10^{-6}$ |
| POS13-T31 | 6 | Отказ на закрытие арматур YR с последующим отказом САОЗ НД в режиме рециркуляции от БАП. При этой последовательности не обеспечивается функция запаса теплоносителя в условиях вызванной отказами арматур YR течи 1-го контура | $3,58 \cdot 10^{-7}$ | 0,85 | $3,68 \cdot 10^{-7}$ | $3,81 \cdot 10^{-9}$ | $6,16 \cdot 10^{-8}$ | $1,33 \cdot 10^{-6}$ |

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|----------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| POS7-T13 | 1-16 | Отказ на открытие ПК КД приводит к разрушению корпуса реактора (проявление эффектов хладноломкости) | $3,97 \cdot 10^{-7}$ | 0,95 | $3,71 \cdot 10^{-7}$ | $1,33 \cdot 10^{-8}$ | $1,43 \cdot 10^{-7}$ | $1,46 \cdot 10^{-6}$ |
| POS14-S3 | 1-17 | Невыполнение функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура в результате совместного отказа каналов САОЗ ВД и ГЕ САОЗ | $4,02 \cdot 10^{-7}$ | 0,96 | $6,32 \cdot 10^{-7}$ | $8,96 \cdot 10^{-9}$ | $1,29 \cdot 10^{-7}$ | $2,44 \cdot 10^{-6}$ |
| POS4-S3 | 1-17 | Невыполнение функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура в результате совместного отказа каналов САОЗ ВД и ГЕ САОЗ | $4,48 \cdot 10^{-7}$ | 1,07 | $6,07 \cdot 10^{-7}$ | $9,74 \cdot 10^{-9}$ | $1,38 \cdot 10^{-7}$ | $2,15 \cdot 10^{-6}$ |
| POS6-T41 | 1-04 | Невыполнение функции отвода тепла по 2-му контуру в режиме расхолаживания через 2-й контур приводит к повреждению активной зоны при высоком давлении | $4,67 \cdot 10^{-7}$ | 1,12 | $4,65 \cdot 10^{-7}$ | $1,63 \cdot 10^{-8}$ | $1,68 \cdot 10^{-7}$ | $1,82 \cdot 10^{-6}$ |
| POS1-T15 | 2 | Данная последовательность характеризуется уязвимым состоянием активной зоны, так как возможен процесс увеличения мощности, из-за разбавления бора | $5,40 \cdot 10^{-7}$ | 1,29 | $4,89 \cdot 10^{-7}$ | $8,17 \cdot 10^{-9}$ | $1,31 \cdot 10^{-7}$ | $1,90 \cdot 10^{-6}$ |
| POS1-T61 | 1-19 | Невыполнение ФБ «Ввод бора» – отказ ТК. Консервативно предполагается, что невыполнение данной ФБ ведет к повреждению активной зоны по причине выхода РУ на повторную критичность | $6,79 \cdot 10^{-7}$ | 1,62 | $6,32 \cdot 10^{-7}$ | $9,62 \cdot 10^{-9}$ | $1,61 \cdot 10^{-7}$ | $2,58 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-T13 | 4 | Отказ резервного канала САОЗ НД работать по ЛПР и последующие отказы систем ввода борной кислоты приводят к потере | $6,80 \cdot 10^{-7}$ | 1,62 | $6,59 \cdot 10^{-7}$ | $2,44 \cdot 10^{-8}$ | $2,54 \cdot 10^{-7}$ | $2,55 \cdot 10^{-6}$ |

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|-------------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| | | функции ФБ-4 и повреждению активной зоны | | | | | | |
| POS8-V | 3 | Отказ изоляции течи. При невозможности изоляции течи осуществляется АП с повреждением активной зоны из-за потери запаса теплоносителя | $6,93 \cdot 10^{-7}$ | 1,65 | $7,24 \cdot 10^{-7}$ | $6,72 \cdot 10^{-9}$ | $1,32 \cdot 10^{-7}$ | $2,43 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-T1 | 1-4 | Отказ в работе САОЗ НД по ЛПР и последующие отказы систем САОЗ НД, САОЗ ВД в режиме рециркуляции от БАП и ТК совместно с ТВ10 приводят к потере функции ФБ-4 | $6,94 \cdot 10^{-7}$ | 1,66 | $7,16 \cdot 10^{-7}$ | $2,46 \cdot 10^{-8}$ | $2,62 \cdot 10^{-7}$ | $2,66 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-T17 | 1-2 | Невыполнение функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура в результате совместного отказа каналов САОЗ НД и каналов САОЗ ВД при работе в режиме рециркуляции через прямок | $6,97 \cdot 10^{-7}$ | 1,67 | $7,53 \cdot 10^{-7}$ | $1,24 \cdot 10^{-8}$ | $1,64 \cdot 10^{-7}$ | $2,55 \cdot 10^{-6}$ |
| POS15-T15-1 | 2 | Данная последовательность характеризуется уязвимым состоянием активной зоны, так как возможен процесс увеличения мощности, из-за разбавления бора | $7,38 \cdot 10^{-7}$ | 1,76 | $7,01 \cdot 10^{-7}$ | $1,14 \cdot 10^{-8}$ | $1,69 \cdot 10^{-7}$ | $2,89 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-T14 | 3 | Отказы систем ввода борной кислоты приводят к потере функции ФБ-4 и повреждению активной зоны | $7,39 \cdot 10^{-7}$ | 1,76 | $6,58 \cdot 10^{-7}$ | $1,94 \cdot 10^{-8}$ | $2,21 \cdot 10^{-7}$ | $2,57 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-T1 | 1-4 | Отказ в работе САОЗ НД по линии планового расхолаживания и последующие отказы САОЗ НД, САОЗ ВД в режиме рециркуляции от БАП и ТК совместно с ТВ10 приводят к потере функции ФБ-4 | $8,46 \cdot 10^{-7}$ | 2,02 | $8,75 \cdot 10^{-7}$ | $2,94 \cdot 10^{-8}$ | $3,18 \cdot 10^{-7}$ | $3,18 \cdot 10^{-6}$ |

Продолжение табл. 1.5

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|-----------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| POS7-S3 | 1-4 | Отказ системы САОЗ НД в режиме отвода остаточных тепловыделений по ЛПП | $8,70 \cdot 10^{-7}$ | 2,08 | $9,19 \cdot 10^{-7}$ | $3,06 \cdot 10^{-8}$ | $3,39 \cdot 10^{-7}$ | $3,49 \cdot 10^{-6}$ |
| POS15-T61 | 1-19 | Невыполнение ФБ «Ввод бора» – отказ ТК. Консервативно предполагается, то невыполнение данной ФБ ведет к повреждению активной зоны по причине выхода РУ на повторную критичность | $1,07 \cdot 10^{-6}$ | 2,55 | $9,92 \cdot 10^{-7}$ | $1,51 \cdot 10^{-8}$ | $2,52 \cdot 10^{-7}$ | $4,06 \cdot 10^{-6}$ |
| POS15-T15 | 2 | Данная последовательность характеризуется уязвимым состоянием активной зоны, так как возможен процесс увеличения мощности, из-за разбавления бора | $1,26 \cdot 10^{-6}$ | 3,01 | $1,29 \cdot 10^{-6}$ | $1,73 \cdot 10^{-8}$ | $2,91 \cdot 10^{-7}$ | $4,78 \cdot 10^{-6}$ |
| POS13-T8 | 1-5 | Отказ на закрытие арматур YR с последующим отказом САОЗ НД в режиме рециркуляции от БАП. Не обеспечивается функция запаса теплоносителя в условиях вызванной отказами арматур YR течи 1-го контура | $1,32 \cdot 10^{-6}$ | 3,22 | $1,35 \cdot 10^{-6}$ | $7,18 \cdot 10^{-8}$ | $4,68 \cdot 10^{-7}$ | $4,99 \cdot 10^{-6}$ |
| POS13-T31 | 4 | Отказ системы САОЗ НД в режиме отвода остаточных тепловыделений по ЛПП, совместно с последующими отказами отвода тепла через САОЗ НД + ПК КД и отказами САОЗ ВД + YR | $1,35 \cdot 10^{-6}$ | 3,23 | $1,30 \cdot 10^{-6}$ | $4,64 \cdot 10^{-8}$ | $4,95 \cdot 10^{-7}$ | $5,05 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-S3 | 1-2 | Отказ системы САОЗ НД в режиме отвода остаточных тепловыделений по ЛПП | $1,10 \cdot 10^{-6}$ | 3,35 | $1,41 \cdot 10^{-6}$ | $4,23 \cdot 10^{-8}$ | $4,73 \cdot 10^{-7}$ | $5,48 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-S3 | 1-2 | Невыполнение функции поддержания запаса теплоносителя 1-го контура в резуль- | $1,67 \cdot 10^{-6}$ | 4,11 | $1,84 \cdot 10^{-6}$ | $3,93 \cdot 10^{-8}$ | $4,74 \cdot 10^{-7}$ | $6,84 \cdot 10^{-6}$ |

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|----------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| | | тате совместного отказа каналов САОЗ НД и каналов САОЗ ВД при работе в режиме рециркуляции через приямок | | | | | | |
| POS8-S3 | 1-7 | Невыполнение ФБ «Поддержание запаса теплоносителя» в диапазоне низких давлений. Отказ САОЗ НД, отказ САОЗ ВД | $1,88 \cdot 10^{-6}$ | 4,62 | $2,16 \cdot 10^{-6}$ | $4,60 \cdot 10^{-8}$ | $5,20 \cdot 10^{-7}$ | $7,67 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-T7 | 2 | Отказ восстановления отвода тепла по 2-му контуру приводит к полной потере отвода остаточного тепловыделения | $2,00 \cdot 10^{-6}$ | 4,79 | $2,04 \cdot 10^{-6}$ | $7,75 \cdot 10^{-8}$ | $7,70 \cdot 10^{-7}$ | $7,66 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-T13 | 4 | Отказ резервного канала САОЗ НД в работе по ЛПР и последующие отказы систем ввода борной кислоты приводят к потере функции ФБ-4 и повреждению активной зоны | $1,98 \cdot 10^{-6}$ | 4,88 | $2,05 \cdot 10^{-6}$ | $6,94 \cdot 10^{-8}$ | $7,25 \cdot 10^{-7}$ | $7,90 \cdot 10^{-6}$ |
| POS7-S3 | 1-6 | Отказ системы САОЗ НД в режиме отвода остаточных тепловыделений по ЛПР | $2,06 \cdot 10^{-6}$ | 4,92 | $2,11 \cdot 10^{-6}$ | $7,05 \cdot 10^{-8}$ | $7,67 \cdot 10^{-7}$ | $7,91 \cdot 10^{-6}$ |
| POS9-T1 | 1-8 | Характерной особенностью данной АП является невыполнение условия «Восстановление нормального электроснабжения в течение 0,5 ч». Отказ в работе САОЗ НД по ЛПР и последующие отказы систем САОЗ НД, САОЗ ВД в режиме рециркуляции от БАП и ТК совместно с ТВ10 приводят к потере функции ФБ-4 | $1,80 \cdot 10^{-6}$ | 5,07 | $2,00 \cdot 10^{-6}$ | $2,57 \cdot 10^{-8}$ | $4,46 \cdot 10^{-7}$ | $7,58 \cdot 10^{-6}$ |
| POS8-T7 | 2 | Отказ обеспечения запаса теплоносителя (отказ бустерных насосов ТК или ТВ10) приводит к установлению режима, при котором в результате подогрева теплоно- | $2,19 \cdot 10^{-6}$ | 5,22 | $2,29 \cdot 10^{-6}$ | $8,84 \cdot 10^{-8}$ | $8,34 \cdot 10^{-7}$ | $8,64 \cdot 10^{-6}$ |

Продолжение табл. 1.5

| ИСА | № АП | Описание АП | ЧПАЗ, 1/год | Вклад, % | Результаты анализа неопределенности | | | |
|---------|------|--|----------------------|-------------|-------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | | | | | среднее | 5 % | 50 % | 95 % |
| | | сителя и его испарения в объем ГО до оголения активной зоны | | | | | | |
| POS8-T1 | 1-8 | Характерной особенностью данной АП является невыполнение условия «Восстановление нормального электроснабжения в течение 0,5 ч». Отказ в работе САОЗ НД по ЛПР и последующие отказы систем САОЗ НД, САОЗ ВД в режиме рециркуляции от БАП и ТК совместно с ТВ10 приводят к потере функции ФБ-4 | $2,08 \cdot 10^{-6}$ | 5,82 | $2,34 \cdot 10^{-6}$ | $2,98 \cdot 10^{-8}$ | $5,15 \cdot 10^{-7}$ | $8,92 \cdot 10^{-6}$ |

Таблица 1.6. Перечень требуемых ФБ и СВБ для SP1-1

| Название системы | Функции безопасности | Критерии успешного выполнения ФБ | Способ управления | Время работы системы |
|----------------------|--|--|-------------------|-------------------------------|
| Спринклерная система | Отвод тепла от БВ; Управление реактивностью | Работа одного канала системы по тракту: TQ10,20,30B01 – TQ11(21,31)D01 – TG21B01,02,03 – TQ10,20,30B01 | Персоналом | Длительное время |
| Система подпитки БВ | Обеспечение требуемого уровня воды в БВ | Работа одного канала системы | Персоналом | По мере заполнения отсеков БВ |

Критерии успеха для ФБ для SP1-1

| ИСА «Потеря системы расхолаживания БВ» | | Эксплуатационные состояния | |
|---|----------------|----------------------------|-----------------------------|
| | | Перегрузка топлива | Длительное хранение топлива |
| Функция безопасности | Система | ЭС1 | ЭС2 |
| Отвод тепла от БВ | TQ11,12,13D01 | 1/3 | 1/3 |
| Обеспечение требуемого уровня воды в БВ | OTM50D01,02,03 | 1/3 | 1/3 |

Внутренние и внешние экстремальные события (пожары, затопления, падение объектов, природные явления и т.п.) по влиянию на возникновение и развитие ЗА можно условно разделить на три основные группы:

- 1) ВВЭС инициируют проектные ИСА;
- 2) ВВЭС оказывают влияние на работоспособность и надежность систем и действий персонала, обеспечивающих ликвидацию последствий и управление авариями;
- 3) ВВЭС инициируют запроектные ИСА.

Для ВВЭР-1000/В-320 к первой группе можно, например, отнести следующие экстремальные события, связанные с внутренними пожарами [87]:

- 1) пожар в помещениях распределительных устройств СБ, УКТС СБ, помещениях шкафов питания ИПУ КД, а также в гермообъеме может привести к ИСА с ложным открытием и незакрытием ИПУ КД (ИСА S2);

- 2) пожар в помещениях распределительных устройств СБ может привести к ИСА с малыми компенсируемыми течами через уплотнения ГЦН, связанными с ложным закрытием арматур системы промконтур (TF) – ИСА S4;

- 3) пожары в помещениях кабельных шахт и кабельных этажей СБ, помещениях распределительных устройств СБ, помещениях комплектов АКНП, помещениях панелей щита СУЗ и ПЗ, АЗ, помещении А820, в поме-

щениях насосов TF и VB, в помещениях пневмоарматур маслосистемы ГЦН, в центральном зале ГО могут привести к ИСА ТЗ-1 «Переходные процессы, приводящие к срабатыванию АЗ», «Непреднамеренное срабатывание АЗ», «Потеря промконтура ГЦН», «Ложное срабатывание БЗОК», «Потеря системы техводы неответственных потребителей», «Ложное закрытие локализирующей арматуры», «Неконтролируемый подъем группы органов СУЗ» (ИСА ТЗ-1);

4) пожар в помещениях распределительных устройств СБ, в которых установлены сборки питания механизма ПК ПГ и БРУ-А, в помещениях УКТС, где реализованы схемы управления ПК ПГ и БРУ-А, может привести к ложной работе и открытию ПК ПГ и БРУ-А; пожар в помещениях датчиков КИП может сформировать ложную команду на открытие БРУ-А или ПК ПГ (ИСА Т6-1);

5) пожар в помещении АСУТ-1000 может привести к ИСА «Непреднамеренное открытие БРУ-К» из-за ложной работы регуляторов, управляющих БРУ-К (ИСА Т6-2);

6) ИСА «Потеря всех (четырех) секций 6 кВ нормального электропитания» может быть вызвано пожаром в помещениях ЭЭТУ, где установлены секции 6 кВ нормального электропитания (ИСА Т1) и др.

Ко второй группе ВВЭС, например, можно отнести внутренние пожары в кабельных шахтах каналов СБ, приводящие к отказу соответствующих каналов технологических СБ из-за потери их питания или управления, так как в кабельной шахте проложены силовые кабели и кабели управления элементами каналов СБ с РЩУ. При распространении пожара в кабельные шахты всех трех каналов СБ произойдет полная потеря систем аварийного охлаждения активной зоны. Кроме этого, произойдет потеря систем нормального охлаждения активной зоны, в частности, может произойти останов ГЦН вследствие перегорания их основных кабелей, расположенных в кабельных шахтах СБ. Кроме этого, возможно также отсечение ПГ по 2-му контуру из-за ложного срабатывания клапанов БЗОК. Таким образом, при возникновении пожара в кабельном этаже БЩУ и неэффективности противопожарных средств возможно ИСА (нарушение отвода тепла от реактора) и совместно с ним потеря всех систем аварийного охлаждения активной зоны.

При пожаре в секторе турбинного отделения с этажеркой электротехнических устройств (сектор ТВ-002-00) возможна потеря внешнего электропитания энергоблока. ВВЭС также влияют на уровень стрессового состояния и вероятность ошибок персонала при управлении авариями.

К третьей группе ВВЭС можно отнести (для примера на АЭС с ВВЭР-1000/В-320 [87]) следующие внутренние пожары:

1) при пожаре в помещениях УКТС 1-й СБ, где расположены схемы управления трех ИПУ ПГ – ТХ70S03, ТХ50S04, ТХ60S03, УКТС 2-й СБ, где расположены схемы управления клапана БРУ-А ТХ60S05 и двух ИПУ ПГ – ТХ50S03 и ТХ80S04, УКТС 3-й СБ, где расположены схемы управления трех ИПУ ПГ – ТХ60S04, ТХ70S04, ТХ80S03, возможны ложные срабатывания

ПСУ 2-го контура. При этом может произойти запроектное ИСА – разгерметизация паропроводов трех ПГ в неотсекаемой части;

2) пожар в помещениях А820, А826, А910 (пожарный отсек RB-107-00) может привести к ложной работе датчиков КИП, формирующих команду разрывных защит 2-го контура. При развитии возгорания в крупномасштабный пожар такая команда может сформироваться по всем четырем ПГ. Это приведет к срабатыванию всех клапанов БЗОК, останову турбины и реактора. Вследствие повышения давления в отключенных ПГ работают клапаны БРУ-А. После падения давления в ПГ клапаны БРУ-А могут остаться в открытом положении, так как из-за пожара в помещении А910 возможна также ложная работа датчиков, формирующих команду на полное открытие клапанов БРУ-А по повышению давления в ПГ. Сигналы на срабатывание разрывных защит (по понижению давления) и на полное открытие БРУ-А (по повышению давления) формируются одними и теми же датчиками. Однако, так как для формирования ложных команд достаточно срабатывания датчиков одной из трех систем, то от датчиков разных систем могут формироваться различные ложные команды «разрывная защита 2-го контура» и «повышение давления в ПГ». Такой сценарий развития событий приводит к возникновению запроектного ИСА – разгерметизации паропроводов нескольких ПГ в неотсекаемой части.

Аналогичные примеры можно привести и для внешних экстремальных событий, под которыми подразумеваются экстремальные природные воздействия и техногенные аварии, возникающие снаружи физических границ конструкций энергоблока [88]. Так, к первой группе внешних экстремальных событий можно, например, отнести:

1) накопление воды на площадке – может представлять опасность в случае превышения высоты слоя выпавших осадков над элементами площадки АЭС, которые могут создать аварийную ситуацию. При сильных дождях возможны нарушения в работе ОРУ и другого оборудования системы нормального электроснабжения, которые, в принципе, могут привести к ИСА Т1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения»;

2) попадание крупного града – может вызвать повреждение фарфоровых изоляторов линий электропередачи, трансформаторов и т.д. при повышенной влажности или из-за дождя, сопутствующих граду, что приводит к ИСА, рассмотренным в ВАБ 1-го уровня для внутренних инициаторов в группе Т1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения»;

3) удары и воздействия молний на провода гибкой связи, кабели, разрядники блочных трансформаторов – могут привести к аварийному останову ИСА Т1-1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения»;

4) внешние затопления – могут инициировать ИСА Т32 «Отказы конденсатно-вакуумной системы» (отказы VC10D01,02,03) и ИСА Т31 «Переходные процессы, требующие срабатывания АЗ»;

5) сравнение нормативного ветрового напора с ветровыми давлениями – приводит к выводу, что проектные критерии по ветровому давлению для

зданий и сооружений АЭС меньше могущих возникнуть ветровых нагрузок и, таким образом, здания могут быть уязвимы к сильным ветрам. Обрыв от сильного ветра гибких линий связи, соединяющих энергоблок с ОРУ-750 кВ, и гибкой линии связи ОРУ-330 кВ и второго комплекта резервных трансформаторов может привести к возникновению ИСА Т1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения»;

6) прохождение смерча по территории брызгальных бассейнов – приведет к ИСА Т12 «Потеря техводы ответственных потребителей»;

7) прохождение смерчей через площадку АЭС – может также повлечь потерю электроснабжения. К таким системам можно отнести системы нормального и резервного электроснабжения собственных нужд. В большинстве случаев прохождение смерчей над линией электропередачи приводит к ее обрыву. Обрыв проводов может произойти в случае пересечения траектории прохождения смерча с линией электропередачи (ИСА группы Т1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения»);

8) все зафиксированные события с воздействием фактора низких температур – инициировали ИСА Т31 «Переходные процессы, требующие срабатывания АЗ»;

9) повышение температуры пруда-охладителя – может привести к снижению вакуума в конденсаторах турбины. Потеря вакуума в конденсаторе ТГ рассматривается как составляющая ИСА Т32 «Отказ конденсатно-вакуумной системы»;

10) воздействие гололеда – может вызвать обрыв проводов гибких связей основной (750 кВ) и резервной (330 кВ) линий электропередач, что приводит к ИСА Т1 «Обесточивание всех секций нормального электроснабжения» и др.

Ко второй группе внешних экстремальных событий можно отнести:

1) отказы под воздействием высоких и низких (по отношению к проекту) температур следующих систем: электронные компоненты систем технологических защит 1-го и 2-го контуров и УКТС, системы АЗ, АКНП; автоматика ступенчатого пуска РДЭС; регуляторы 1-го и 2-го контуров; конденсатно-вакуумная система (повышение температуры пруда-охладителя); оборудование электропитания СУЗ;

2) смерч или сильный ветер – мощности будет достаточно для повреждения оконных рам, срыва дверей, транспортных ворот. Также возможно повреждение крыши ТО, так как покрытие машинного зала выполнено из комплексных панелей по фермам с применением профилированного оцинкованного листа. В результате падения стекол, оконных рам, других незакрепленных предметов или движения осколков и летящих предметов возможно повреждение оборудования внутри рассматриваемых помещений, приводящее к его отказу (например, обрыв подводящих кабелей к электрическим сборкам и приводам);

3) внешние затопления – могут привести к отказу следующих систем: циркуляционные насосы VC10D01,02,03;

насосы техводы неотчетственных потребителей VC20D01,02;
насосы технического водоснабжения ОРДЭС.

К третьей группе внешних экстремальных событий можно, например, отнести:

1) инициируемое внешними экстремальными событиями обесточивание всех секций нормального электроснабжения с наложением дополнительных отказов систем, уязвимых к прохождению смерча через площадку АЭС: ОРУ 750 кВ; линии гибких связей от ОРУ до трансформаторов (блочных, РТСН); линии подключения трансформаторов собственных нужд (ТСН); оборудование ТО, ЭЭТУ, БНС; брызгальные бассейны системы технической воды ответственных потребителей;

2) падение крупных объектов (со сверхпроектными параметрами) на ГО энергоблока, приводящее к ее разрушению, а также повреждению работоспособности систем и персонала;

3) возникновение сверхпроектных землетрясений, приводящих к разрушению конструкций и систем, обеспечивающих безопасность.

Таким образом, при идентификации перечней ЗА дополнительно к внутренним ИС должны быть учтены запроектные ИС, вызванные ВВЭС для различных ЭС энергоблока: номинальная мощность, пониженная мощность, переходные процессы, останов энергоблока. Необходимо также отметить, что в настоящее время для отечественных АЭС с ВВЭР разрабатываются программы их эксплуатации на повышенных мощностях (выше номинальной мощности). Реализация таких проектов требует не только дополнительного углубленного анализа безопасности, но и учета в перечнях и алгоритмах УЗА ЭС с повышенной мощностью.

При разработке мероприятий и алгоритмов УЗА необходимо учитывать коренные причины как возникновения ИСА, так и отказов систем, обеспечивающих выполнение критичных ФБ при развитии аварийных процессов, а также условий действия персонала. Если причинами ИС и отказов системы являются экстремальные события, то необходимо учитывать их влияние на уровень стресса и вероятность ошибочных действий персонала.

1.3. Подходы по управлению запроектными авариями

Современные нормативные документы (например, п. 10.9 ОПБУ-2008) определяют два основных подхода при разработке эксплуатационной документации по УЗА:

1) *событийно-ориентированный подход*, в основе которого разработку алгоритмов действий персонала и организационно-технических мероприятий по УЗА под конкретные ИС и/или объединенные группы ИС;

2) *симптомно-ориентированный подход*, в основе которого разработку алгоритмов действий персонала по УЗА под отклонения контролируемых технологических параметров и/или срабатывания технологических систем, отражающих возникновение ИСА (признаки/симптомы аварий).

Более перспективным для УЗА является симптомно-ориентированный подход, особенно для условий, в которых затруднительна однозначная идентификация ИСА. К таким ЗА можно отнести наиболее доминантную для безопасности АЭС с ВВЭР группу ИС, связанных с потерей теплоносителя реакторного контура (в том числе и течи из 1-го контура во 2-й). Существующие на настоящий момент (очевидно, и в ближайшей перспективе) системы контроля течей реакторного контура ВВЭР в целом не позволяют в процессе эксплуатации реактора однозначно идентифицировать все такие ИС с необходимой точностью и информативностью (например, течи теплообменной поверхности ПГ при работе реактора на мощности). Кроме того, в некоторых случаях оператору необходимо дополнительно по результатам контроля течей 1-го контура классифицировать группу ИС для выбора соответствующего АУЗА, что в конечном итоге может привести к снижению надежности и эффективности противоаварийных процедур.

В разработанных к настоящему моменту РУЗА на АЭС Украины с ВВЭР (например, [22, 23, 32, 33]) неэффективно используют преимущества симптомно-ориентированных подходов. Так, приведенные в этих руководствах признаки важнейшей группы ЗА с потерей теплоносителя не отвечают необходимым принципам минимальной достаточности и адекватности ИС, что в конечном итоге исключает возможность эффективного применения симптомно-ориентированного подхода по УЗА.

В России эксплуатирующие организации осуществляют отдельные разработки так называемых симптомно-ориентированных аварийных инструкций (СОАИ). Однако эти разработки СОАИ пока также недостаточно методически обоснованы [7 – 9].

Анализ действующего нормативного регулирования УЗА показывает:

1) сформулированы понятие и общая концепция, согласно которой УЗА представляет один из уровней глубоко эшелонированной защиты;

2) определено общее направление технических мероприятий и действий по предотвращению развития и ослаблению последствий ЗА, по сохранению физических барьеров безопасности и перевод РУ в стабильное контролируемое и безопасное состояние;

3) определены основные вероятностные и детерминистские критерии безопасности;

4) сформулированы общие положения методической базы УЗА, которые основаны на применении: вероятностных и детерминистских методов углубленного анализа безопасности энергоблоков (в рамках ОАБ) для определения окончательных перечней ЗА и моделирования реалистических сценариев и алгоритмов УЗА; симптомно-ориентированных подходов для разработки и внедрения эксплуатационных инструкций/руководств УЗА, формулирующих алгоритмы действий и технических мероприятий на основе контролируемых признаков (симптомов) нарушения нормальной и безопасной эксплуатации. При этом нормативные положения не исключают возможности применения и событийно-ориентированных подходов УЗА;

5) необходимо приведение в соответствие нормативной, проектной и эксплуатационной документации (уточнения и дополнения), терминов «авария», «проектная и запроектная аварийная ситуация», «управление запроектными авариями и аварийными ситуациями» и др.;

б) целесообразно регламентирование дополнительного уровня глубоко эшелонированной защиты – «управление тяжелыми авариями», связанного с повреждением топлива в результате развития ЗА и направленного на предотвращение/ослабление последствий разрушения других физических барьеров безопасности и приведение в стабильное контролируемое состояние РУ.

Целесообразно также рассмотреть вопрос о включении в перечень физических барьеров безопасности корпусных реакторов оборудования и трубопроводов 2-го контура, необходимость чего определяется результатами ОАБ энергоблоков АЭС с ВВЭР, в которых установлены возможности ЗА с течами из 1-го контура во 2-й при отказах на закрытие ПСУ 2-го контура;

7) необходима конкретизация требований к УЗА в части методического обеспечения обобщающих симптомов (признаков) и/или перечней ЗА, формирования и валидации алгоритмов УЗА, организации внедрения действий и технических мероприятий по УЗА и т.п. Конкретизация этих требований и методического обеспечения возможна в рамках типовых РУЗА.

Необходимость разработки и внедрения достаточно обоснованной и адекватной реальным условиям эксплуатационной документации по УЗА на АЭС определяется многолетним опытом эксплуатации ядерных реакторов. Большинство имевших место ЗА в той или иной мере связаны с ошибочными действиями персонала, вызванными в том числе недостаточным качеством методического обеспечения, представительностью и реалистичностью алгоритмов действий персонала при различных авариях/аварийных ситуациях (Чернобыльская авария с разрушением реактора и контайнмента, 1986 г.; авария на АЭС ТМ1-2 (США) с повреждением активной зоны, 1979 г.; авария на АЭС Hunterstone, 1977 г.; взрыв реактора SL-1 (Айдахо, США), 1961 г.; плавление активной зоны реактора Stlaurent (Франция), 1960 г.; горение реактора в Виндскейле (Англия), 1957 г.; аварии с повреждением топлива на быстром реакторе EBR-I, 1955 г. и тяжеловодном реакторе NRX (Канада), 1952 г.). Можно также упомянуть аварии, не имевшие ранее широкой огласки:

1966 г. – авария на ядерном реакторе в г. Мелекесе. Получили облучение начальник смены и дозиметрист;

1964 – 1974 гг. – неоднократное разрушение ТВС активной зоны реактора на 1-м блоке Белоярской АЭС;

7 января 1974 г. – взрыв на 1-м блоке ЛАЭС железобетонного газгольдера (стальное сооружение для выдержки газообразных радиоактивных отходов);

6 февраля 1974 г. – разрыв промежуточного контура на 1-м блоке ЛАЭС. Погибло три человека;

1975 г. – частичное разрушение активной зоны реактора на 1-м блоке ЛАЭС. В окружающую среду было выброшено около 1,5 млн Ки высокоактивных радионуклидов;

1977 г. – расплавление 50 % ТВС активной зоны реактора на 2-м блоке Белоярской АЭС. Ремонт, сопровождающийся переобучением персонала, длился около года;

1982 г. – авария на 1-м блоке Чернобыльской АЭС с радиоактивным выбросом (в районе станции и г. Припять);

1985 г. – авария на 1-м блоке Балаковской АЭС. Погибло 14 человек.

В руководствах по управлению запроектными (в том числе и тяжелыми) авариями на АЭС с ВВЭР обычно определяют необходимость обеспечения выполнения следующих основных укрупненных задач (например, [59]):

1) обеспечение подкритичности и исключение повторной критичности активной зоны, в том числе с учетом ее возможного повреждения;

2) сведение аварийных процессов к «сценариям низкого давления» в системе «реактор – защитная оболочка»;

3) поддержание активной зоны под уровнем теплоносителя с обеспечением его рециркуляции;

4) предотвращение повреждения корпуса реактора и оборудования 1-го контура;

5) предотвращение повреждения ЗО за счет: обеспечения отвода тепла и локализации расплава, исключения прямого воздействия расплава на ЗО, фундаменты, бетон шахты реактора; предотвращения накопления потенциально опасных концентраций водорода и др.

Первая редакция действующего РУЗА АЭС с ВВЭР была разработана еще в Советском Союзе в 80-е годы прошлого века. С тех пор эта редакция претерпела незначительные изменения и морально устарела. Анализ действующих в настоящее время РУЗА энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР-1000 [23, 29, 32, 33] позволяет отметить следующее.

1. Все РУЗА используют в основном событийно-ориентированный подход управления авариями, при котором действия операторов (АУЗА) определены для конкретного ИС/группы событий. Применение такого подхода целесообразно только при условии достаточных для идентификации всего спектра ИСА систем контроля/диагностики и/или универсальных для ИС/группы ИС признаков (симптомов) возникновения ЗА по отклонениям технологических параметров и срабатываниям уставок защит. Существующие РУЗА не определяют в полной мере эти условия для идентификации ИСА и выбора соответствующего алгоритма УЗА. Так, в [23] ЗА с малой и средней течью 1-го контура имеют одинаковые признаки возникновения ИС.

2. РУЗА отличаются полнотой перечня ИС ЗА. Однако во всех РУЗА этот перечень не является исчерпывающим, в том числе и в отношении доминантных для безопасности АП. Используемый подход исключения из рассмотрения ИС ЗА и АП по вкладу в показатели безопасности является не вполне обоснованным и корректным. Необходимо существенное уточнение перечня ЗА, а соответственно действий и организационно-технических мероприятий по их управлению, которое возможно на основе полученных в последнее время результатов углубленного анализа безопасности.

3. В большинстве случаев представленные в РУЗА алгоритмы действий по управлению авариями не являются обобщенными (единицами) для конкретных ИС/групп ИС, так как не учитываются все возможные отказы в процессе развития ИСА, не определены в полной мере способы и методы контроля этих отказов, а также алгоритмы управления АП. Так, например, возможный для большинства ИС отказ на срабатывание АЗ для аварийного останова реактора представлен в РУЗА отдельным алгоритмом, который не является в общем случае универсальным для других ИС/групп ИС.

4. В рамках используемого в РУЗА событийно-ориентированного подхода необходима дальнейшая разработка обобщенных для ИС алгоритмов управления с учетом: всех возможных АП, связанных с отказами ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ; всех возможностей восстановления и дублирования отказавших ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ; времени, располагаемого оператором для управления аварийными процессами, в том числе и по восстановлению/дублированию отказавших систем.

5. Управление авариями предполагает не только регламентирование действий оператора, но и принятие дополнительных технических мероприятий по контролю, восстановлению/дублированию систем, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ. Во всех РУЗА такие мероприятия рассмотрены крайне недостаточно.

6. Необходимость глубокого пересмотра РУЗА АЭС с ВВЭР определяется также тем, что за последнее время было принято ряд законодательных и нормативных документов, регламентирующих требования безопасности в ядерной энергетике, основными из которых являются Законы Украины «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку», «Про захист людини від впливу іонізуючих випромінювань», «Концепція державного регулювання безпеки та управління ядерною галуззю в Україні», «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (ОПБУ-2008). С момента разработки действующих редакций РУЗА МАГАТЭ опубликовал целый цикл докладов Международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG) МАГАТЭ, приняты Методика подготовки к реагированию на ядерные и радиационные аварии (IAEA-TECDOC-953) и Руководство по радиационной защите при авариях ядерных реакторов (IAEA-TECDOC-955). В настоящее время МАГАТЭ вводит новую серию норм безопасности (взамен серии норм безопасности № 50), излагающих как фундаментальные принципы безопасности, так и конкретные рекомендации по действиям при возникновении ЗА, что должно быть учтено при разработке новых РУЗА.

В 1998 г. Украиной была ратифицирована «Конвенция о ядерной безопасности». В связи с подписанием данной конвенции Украина взяла на себя обязательства достичь высокого уровня ядерной безопасности, а в случае возникновения аварии с радиологическими последствиями уменьшить последствия такой аварии. Выполнение этих задач также должно быть учтено при разработке новых РУЗА.

7. В настоящее время в национальную практику внедряется углубленный анализ безопасности и риск-ориентированных подходов, использование которых совместно с детерминистскими методами позволяет обеспечить принятие более обоснованных/сбалансированных решений по вопросам безопасности АЭС, сфокусировать внимание на тех проблемах, которые связаны с наибольшим риском для безопасности. Эти подходы определены новыми нормативными требованиями ОПБ [1] для формирования окончательных перечней и реалистических сценариев развития ЗА и поэтому должны быть учтены при разработке новой редакции РУЗА. Методы углубленного анализа безопасности и риск-ориентированных подходов могут служить основой для развития методического обеспечения по совершенствованию РУЗА. Кроме того, в новых РУЗА необходимо учесть требования современных ОПБ [1] в отношении верификации и валидации эксплуатационной документации по УЗА.

8. Необходимо внедрение в РУЗА более перспективных симптомно-ориентированных подходов по УЗА, основанных на разработке универсальных признаков (симптомов) возникновения аварий и переход на СОАИ, а также приведение в соответствие РУЗА с разработанными в последнее время на основе результатов углубленного анализа безопасности инструкций по ликвидации аварий и аварийных ситуаций (ИЛА) новых энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР-1000, которые в том числе регламентируют управление ПА для предотвращения их перехода в запроектные.

Учитывая достаточную общность и отсутствие конкретизаций требований нормативных документов по отношению к УЗА, в НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России в 1991 – 1996 гг. была выполнена разработка проекта соответствующего руководства по безопасности, которое на уровне рекомендаций конкретизировал бы общие нормативные требования, содержащиеся в документах более высоких уровней, и определило бы недостающие требования в отношении методики разработки технических и организационных мер по УЗА. Разработанный проект содержит рекомендации по выполнению всех этапов деятельности эксплуатирующих организаций по обеспечению готовности на случай ЗА [9]: разработка мер по УЗА; разработка организационной структуры для УЗА; разработка РУЗА; организация обучения персонала АЭС и привлеченных лиц; корректировка РУЗА.

Методика разработки мер по УЗА, представленная в документе, предполагает реализацию симптомно-ориентированного подхода путем перехода от сценариев аварий к «уровням тяжести аварий» и КФБ. Основная идея состоит в том, что каким бы обширным и представительным не был набор сценариев учитываемых ЗА, все равно за рамками рассмотрения и анализа остается подавляющее большинство возможных ИС и отказов (ошибок персонала). В то же время все эти последовательности аварийных событий развиваются, проходя через ограниченное количество аварийных состояний энергоблока, характеризуемых уровнями тяжести. При этом в большинстве случаев совершенно не существенно, какой путь развития событий привел к данному

состоянию (уровню тяжести). Достаточно уметь определять уровень тяжести аварии по соответствующим признакам состояния энергоблока и знать, какие КФБ в данном случае являются критическими, т.е. какие из них должны быть выполнены на данном уровне тяжести, чтобы прервать неблагоприятное развитие аварийных процессов и привести энергоблок в устойчивое контролируемое состояние (конечная цель УЗА). Далее, разработав варианты соответствующих действий персонала по восстановлению или дублированию потерянных КФБ, можно построить такую стратегию этих действий, которая будет приводить к конечной цели УЗА вне зависимости от конкретного сценария аварии. В качестве начального уровня тяжести аварии определено состояние энергоблока АЭС, требующее выполнения инструкций по ликвидации ПА. При возникновении этого состояния параллельно с выполнением упомянутых инструкций должны начинаться действия по УЗА, суть которых состоит в анализе состояния КФБ, соответствующих этому уровню, и в случае отказа одной или нескольких из них в выполнении действий по их восстановлению или дублированию. Каждый последующий уровень тяжести аварии должен иметь отличный от предыдущего набор КФБ, иначе нет смысла рассматривать его как самостоятельный. Действия по восстановлению или дублированию потерянных КФБ должны быть многовариантными на случай отказа или невозможности использования того или иного оборудования. Кроме того, при разработке этих действий должны быть использованы возможности всех систем и элементов АЭС (включая системы и элементы, не относящиеся к обеспечению безопасности), которые могут быть применены, в том числе и не по проектному назначению и не в проектных режимах работы, для полного или частичного выполнения поставленной задачи.

Важным аспектом разработки мер по УЗА является обеспечение информационных потребностей персонала. Персонал, осуществляющий действия по УЗА должен располагать информацией, достаточной для определения уровней тяжести аварии, состояния КФБ, необходимости и успешности действий по восстановлению или дублированию КФБ. Для получения такой информации должны иметься соответствующие измерительные каналы, работоспособные в прогнозируемых условиях и имеющие необходимый диапазон измерения, а также другие источники информации. Существенно также то, что разработанные варианты действий по восстановлению или дублированию потерянных КФБ должны быть сведены в единую внутренне непротиворечивую стратегию. Исключение внутренних противоречий достигается путем ранжирования вариантов действий по их важности для достижения конечной цели УЗА, эффективности, надежности, требуемому объему подготовительных мероприятий и т.п.

Особенностями организационной структуры деятельности персонала по управлению станцией при ЗА являются максимальное использование возможностей организационной структуры, существующей для управления АЭС при нормальной эксплуатации, предаварийных ситуациях и ПА, а также то, что эта структура должна учитывать возможное участие (права, обязанности

и ответственность) привлеченных лиц. Руководство по УЗА на АЭС фактически имеет двойное назначение [9]. Во-первых, им должен руководствоваться персонал АЭС в случае возникновения ЗА. Во-вторых, оно же должно служить и учебным пособием в ходе обучения персонала АЭС и привлеченных лиц. При этом, учитывая значительную неопределенность прогнозов развития ситуации при ЗА и, как следствие, неизбежную общность указаний, содержащихся в руководстве, роль обучения (именно обучения в полном смысле, а не только тренировок) существенно возрастает. Исходя из отмеченного выше двойного назначения РУЗА, были сформулированы рекомендации по его структуре и составу [9]. Согласно этим рекомендациям в составе РУЗА целесообразно предусматривать три раздела: общий раздел, оперативный раздел и справочно-информационное приложение.

В общем разделе помимо назначения и области применения РУЗА должны быть описаны логика и структура комплекта инструкций по УЗА, входящих в оперативный раздел руководства, преемственность инструкций по УЗА по отношению к эксплуатационным инструкциям и инструкциям по ликвидации (проектных) аварий, распределение прав, обязанностей и ответственности персонала АЭС и привлеченных лиц в ходе УЗА.

Оперативный раздел руководства должен содержать комплект инструкций по УЗА, составленных на основании разработанных мер по УЗА. В этот комплект, как минимум, должны входить: инструкция по диагностике состояния энергоблока и выбору действий по восстановлению КФБ; инструкции по осуществлению действий по восстановлению КФБ. Существенной особенностью первой из перечисленных инструкций является то, что она должна обеспечивать корректировку выбора предпринимаемых действий в ходе развития аварии в зависимости от изменения уровня ее тяжести и состояния КФБ. Инструкции по осуществлению действий по восстановлению КФБ должны быть выполнимы по условиям компоновки АЭС с учетом предполагаемых ограничений, накладываемых радиационной обстановкой и другими осложняющими факторами ТА, такими, как пожары, токсичные газы, задымление, блокирование проходов вследствие разрушения оборудования и строительных конструкций и т.п.

В составе справочно-информационного приложения, учитывая использование руководства в качестве учебного пособия, должно быть дано техническое описание систем и элементов АЭС, используемых в ходе УЗА, а также описание процессов и явлений, характерных для ЗА. Техническое описание должно быть сконцентрировано на таких специфических для УЗА вопросах, как: уязвимые места в системах и элементах АЭС; особенности поведения систем и элементов АЭС при ожидаемых непроектных условиях и режимах работы; переключения и отключения технологических защит, которые необходимо выполнить на системах и элементах АЭС для их непроектного использования; нештатное оборудование, используемое для УЗА, предполагаемые способы его применения и рабочие режимы. В описании процессов и явлений, характерных для ЗА должны быть представлены типичные пути

протекания таких аварий, характерные процессы и явления, уровни тяжести аварий и соответствующие КФБ, характерные значения параметров, определяющих уровни тяжести аварии и состояние КФБ, прогнозируемый эффект запланированных действий по восстановлению КФБ и т.п. Это описание должно составляться на основе анализа представительных ЗА, выполненного в ходе разработки мер по УЗА.

Корректировка РУЗА производится с целью приведения его в соответствие с текущим состоянием, современным уровнем знаний в области процессов и явлений, характерных для ЗА, опытом, накопленным в области УЗА.

Представленный выше в усеченном виде проект руководства по безопасности Федерального государственного учреждения «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (Россия) подвергся критике специалистов за чрезмерную общность содержащихся в нем рекомендаций. В частности, эта критика касалась приведенной методики перехода от набора представительных сценариев аварий к уровням их тяжести и обеспечения, тем самым ориентации разрабатываемых мер по УЗА на признаки состояния аварийного энергоблока АЭС. Недостаток отечественного опыта разработок в данной области не позволил сделать рекомендации, содержащиеся в разработанном проекте документа руководства по безопасности, достаточно конкретными и, прежде всего, – в методическом плане. В нем в определенной степени сохранилась обобщенность формулировок, характерная, например, для рекомендаций МАГАТЭ [6].

Попытки усовершенствования методической основы симптомно-ориентированных подходов руководств по безопасности были рассмотрены в [7, 8], где представлен оригинальный метод постулируемых уровней тяжести аварий. Метод позволяет на основе систематического рассмотрения различных реализуемых сочетаний повреждения физических барьеров на пути распространения РВ в окружающую среду выбрать из практически неограниченного числа вариантов протекания (сценариев) ЗА конечное и обозримое количество сценариев, представительных в смысле полноты охвата возможных аварийных состояний энергоблока. Тем самым при ограниченном наборе сценариев ЗА в ходе их последующего анализа обеспечивается возможность оценки каждого характерного аварийного состояния: важных для диагностики параметров энергоблока; времени развития аварии от одного состояния к другому; радиационной обстановки в местах, требующих присутствия персонала во время управления аварией; эффективности предлагаемых мер по управлению авариями. Метод реализован применительно к СОАИ энергоблоков ЛАЭС (РБМК-1000) и Балаковской АЭС (ВВЭР-1000).

Основной рациональности и перспективности метода разработки РУЗА [7 – 9] является, по нашему мнению, переход от многообразия сценариев развития ЗА к условиям реализации КФБ, что фактически позволяет отказаться от традиционного, но недостаточно обоснованного, подхода исключения из рассмотрения ИС и их последствий по вкладу в показатели безопасности.

Действительно, в процессе развития ЗА для безопасности имеют значения только АП, связанные с отказами систем, обеспечивающих выполнение критических функций. Другие АП априори не приводят к тяжелым последствиям, связанными с повреждением топлива и/или сверхнормативными радиационными выбросами. Поэтому противоаварийные процедуры при ЗА должны быть направлены в основном на управление АП, связанными с отказами систем, обеспечивающих выполнение КФБ. Фактически, набор и последовательность реализации КФБ можно рассматривать как достаточно универсальный критерий для группирования ИС и АУЗА.

Однако в методическом обеспечении СОАИ [7 – 9] недостаточно раскрыты ключевые вопросы, связанные с формированием обобщающих (огигающих) симптомов, по которым формируются конкретные обобщающие алгоритмы восстановления или дублирования «потерянных» КФБ. Вопрос заключается в том, что обобщающие симптомы и АУЗА в основном отражают группы ИС и их последствий (малые, средние, большие течи реакторного контура и др.). Все ИС, входящие в идентифицированную группу событий, должны иметь одинаковый набор и последовательность КФБ, но при этом могут иметь, в общем случае, различные симптомы и АП по времени их реализации в процессе развития аварии. Кроме того, симптомы должны соответствовать принципам адекватности ЗА и минимальной достаточности для «распознавания» аварии и своевременности действий по УЗА. Именно в этих положениях в основном и заключается, по нашему мнению, дальнейшее развитие и усовершенствование методического обеспечения РУЗА.

Согласно разработанному в рамках Международной программы ядерной безопасности подходу построения СОАИ для АЭС с реакторами типа ВВЭР [24] при определении огигающих (обобщающих) сценариев внимание нужно обратить на два момента: определение конкретных ИС и исходных условий работы энергоблока, из-за которых возникают ситуации, в большей степени нарушающие техпроцессы; определение ограничивающих (с точки зрения возможности устранения угрозы) сочетаний работоспособного оборудования и устройств энергоблока. Любая приемлемая методика должна учесть оба этих требования. Разработка методики, определяющей огигающие сценарии, начинается с определения симптомов, по которым нужно установить существующие инструкции по восстановлению КФБ. Примеры сопоставления симптомов S_1 , S_2 и т.п. с соответствующими им КФБ и инструкциями по восстановлению КФБ (АУЗА), а также с классами постулируемых ИС (ИС1, ИС2 и т.п.) представлены на рис. 1.1.

Приведенные в [24] примеры и обоснования указывают на взаимозависимость классов (групп) ИС, КФБ и симптомов возникновения для этих классов (групп) ИС. Это определяет принципиальную возможность и перспективность разработки обобщающих универсальных алгоритмов УЗА как для отдельных групп ИС (событийно-ориентированные подходы – СБОАИ), так и для обобщающих симптомов (СОАИ) по набору и последовательности реализации КФБ.

| СБОАИ | Критические ФБ | | | |
|-----------|------------------|--------------|------------------|--------|
| | КФБ1 | КФБ2 | КФБ3 | и т.п. |
| АУЗА1 | S1 | | S1 | ... |
| АУЗА2 | | S2 | | ... |
| АУЗА3 | S3 | | S3 | ... |
| и т. п. | ... | ... | ... | и т.п. |
| Классы ИС | Симптомы | | | |
| | S1 | S2 | S3 | и т.п. |
| ИС1 | X | | X | ... |
| ИС2 | | X | | ... |
| ИС3 | X | | X | ... |
| и т.п. | ... | ... | ... | и т.п. |
| СОАИ | Критические ФБ | | | |
| | КФБ1 | КФБ2 | КФБ3 | и т.п. |
| | S1, S3 и т.п. | S2 и т.п. | S1, S3 и т.п. | ... |
| АУЗА1 | ИС 1,3 | | ИС 1,3 | ... |
| АУЗА2 | | ИС 2 | | ... |
| АУЗА3 | ИС 1,3 | | ИС 1,3 | ... |
| и т.п. | ... | ... | ... | и т.п. |

Рис. 1.1. Примеры сопоставления симптомов, КФБ и инструкций по восстановлению с ИСА [24].

Метод обобщающих алгоритмов УЗА может быть основан на следующих положениях.

1. Обобщенные ИС и/или симптомы по критерию общих конфигураций КФБ и конфигураций систем, обеспечивающих их выполнение, определяют общий (универсальный) набор АП, которые могут привести ЗА к тяжелым последствиям.

2. Для возможных последовательностей ЗА, в которых не нарушается выполнение КФБ и соответственно не входящих в этот общий набор АП, применим алгоритм управления ПА.

3. Идентификация универсального для обобщенных ИС или симптомов набора АП ЗА определяет соответствующие обобщенные алгоритмы УЗА, в которых действия и технические мероприятия должны быть направлены на контроль выполнения, восстановления или дублирования КФБ.

Ниже приведены характерные примеры разработки и внедрения организационно-технических мероприятий по совершенствованию УЗА на АЭС с ВВЭР.

В настоящее время в Украине и за рубежом в эксплуатации находится свыше 50 блоков с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Общее количество реакторо-лет для энергетических реакторов с ВВЭР подходит к отметке 1300. К третьему поколению реакторов ВВЭР относится проект ВВЭР-1000/320, хорошо зарекомендовавший себя в эксплуатации. На текущий момент российские атомщики вышли на поколение 3+, куда относится и АЭС-2006. Сле-

дующий шаг – реакторы СУПЕРВВЭР. В их развитии существуют определенные расхождения, которые сейчас обсуждаются специалистами. Наконец, дальнейшей целью для технологии ВВЭР является переход к четвертому поколению. В ОКБ «Гидропресс» по этому направлению рассматриваются проекты ВВЭР со сверхкритическим давлением.

На разных стадиях разработки находятся новые проекты РУ:

В-392 с ВВЭР 1000 МВт электрической мощности;

В-448 с ВВЭР 1500 – 1600 МВт электрической мощности;

В-466Б с ВВЭР 1000 МВт электрической мощности;

В-392М с ВВЭР 1200 МВт электрической мощности;

В-491 с ВВЭР 1200 МВт электрической мощности;

В-488 с ВВЭР 1300 МВт электрической мощности;

В-498 с ВВЭР 600 МВт электрической мощности;

В-407 с ВВЭР 640 МВт электрической мощности;

В-478 с ВВЭР 300 МВт электрической мощности.

Главные отличия между В-392 и тяньваньскими В-428 заключаются в номенклатуре и структуре СБ, обеспечивающих УЗА (табл. 1.7).

Таблица 1.7. Отличия в структуре систем безопасности проектов В-392 и В-428

| Наименование системы | АЭС-92, проект РУ В-392 | ТАЭС, проект РУ В-428 |
|--|--|--|
| Активная часть САОЗ | Совмещенная четырехканальная система высокого и низкого давления с насосами-эжекторами с резервированием каналов 4 × 100 % | Раздельные четырехканальные системы высокого и низкого давления с резервированием 4 × 100 % каждая |
| Система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2) | Пассивная четырехканальная система с резервированием 4 × 25 % с двумя емкостями в каждом канале | Отсутствует |
| Система аварийного ввода борной кислоты | Пассивная четырехканальная СБВБ с резервированием 4 × 25 % | Четырехканальная активная система с резервированием 4 × 50 % |
| Система аварийной питательной воды | Замкнутая активная четырехканальная система с резервированием 4 × 100 % | Четырехканальная активная система с резервированием 4 × 100 % с баками запаса аварийной питательной воды |
| Система пассивного отвода тепла | Пассивная четырехканальная система с резервированием 4 × 33 % с тремя охлаждаемыми воздухом теплообменниками в каждом канале | Отсутствует |

В проекте В-491 выбраны такие же технические решения по основному оборудованию РУ, как и в В-392М. В то же время по СБ и системам УЗА используются технические решения, соответствующие проекту РУ В-428

(тяньваньский проект). К ним будут добавлены также системы пассивного отвода тепла (СПОТ) и системы пассивного отвода тепла защитной оболочки (СПОТ 30). Другое важное отличие между двумя проектами РУ для АЭС-2006 заключается в том, что в В-491 используется четырехканальное построение СБ. Концепция АСУ ТП для ленинградских блоков будет иметь структуру построения технических средств для формирования сигналов на срабатывание СБ «два из четырех» вместо «два из трех» (табл. 1.8).

Таблица 1.8. Структура систем безопасности В-392М и В-491

| Наименование системы | Проект РУ В-392М | Проект РУ В-491 |
|--|---|---|
| Количество ОР СУЗ | 121 | 121 |
| Активная часть САОЗ | Совмещенная двухканальная система высокого и низкого давления с насосами-эжекторами с внутренним резервированием внутри каналов | Раздельные четырехканальные системы высокого и низкого давления с резервированием $4 \times 100\%$ каждая |
| Пассивная часть САОЗ (ГЕ-1) | Пассивная четырехканальная система | Пассивная четырехканальная система |
| Система аварийного ввода борной кислоты | Двухканальная система с резервированием $2 \times 100\%$ и резервированием внутри каналов $2 \times 50\%$ | Четырехканальная система с резервированием $4 \times 50\%$ |
| Система аварийной питательной воды | Отсутствует | Четырехканальная система с резервированием $4 \times 100\%$ с баками запаса аварийной питательной воды |
| Система аварийного расхолаживания ПГ | Замкнутая двухканальная система с резервированием $2 \times 100\%$ | Отсутствует |
| Система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2) | Пассивная четырехканальная система с двумя емкостями в каждом канале | Отсутствует |
| Система пассивного отвода тепла | Пассивная четырехканальная система с двумя охлаждаемыми воздухом теплообменниками в каждом канале | Пассивная четырехканальная система с 18-ю охлаждаемыми водой теплообменниками в каждом канале |

Проект РУ В-488 – это одна из проработок в продолжение серии АЭС-2006. Она увязана с проектом АЭС-2006М, отличающимся повышенной экономической эффективностью.

Для данного проекта ставятся следующие задачи:

реализация оптимального сочетания целевых показателей экономичности выработки электроэнергии и топливоиспользования (КИУМ = 0,9, КТИ = 0,92, длительность топливной кампании до 350 эф. сут, максимальная глубина выгорания топлива до 70 МВт-сут/кг урана, топливный цикл 24 мес);

увеличение тепловой мощности реактора до 3300 МВт с одновременным повышением КПД (нетто) энергоблока до 36 %, что позволит увеличить электрическую мощность (брутто) до 1300 МВт.

Планируется также следующая оптимизация технических решений:

модернизация структуры СБ в направлении оптимизации сочетания активного и пассивного принципов;

проработка вариантов общестанционных СБ (например, обеспечивающие СБ, обслуживающие несколько энергоблоков);

увеличение времени эффективного действия пассивных СБ и управления авариями без вмешательства оператора и потребности в электроэнергии до 72 ч;

проработка варианта удержания расплава в корпусе реактора при ТА за счет внутреннего и внешнего охлаждения;

исключение избыточности в АСУ ТП;

проработка варианта с применением концепции течи перед разрывом для снижения требований к СБ (снижение размера течи 1-го контура, рассматриваемой в качестве максимальной ПА, до Ду 200 и, как следствие, снижение требований к защитным СБ), с ориентацией на внедрение этой концепции после внесения изменений в федеральные нормы и правила;

усовершенствование конструкции активной зоны, направленное на увеличение запасов по теплотехнической надежности ее охлаждения (интенсификация внутрикассетного и межкассетного перемешивания теплоносителя, повышение расхода через активную зону, уменьшение неравномерности энерговыделений в ТВС и активной зоне в целом, в том числе за счет увеличения радиуса расположения в ТВС поглощающих стержней ПС СУЗ и т.д.).

Проект В-407 представляет собой РУ ВВЭР-640. Его принципиальная особенность – преодоление ПА СБ, основанное на пассивных принципах, что позволяет увеличить время поддержания РУ в безопасном состоянии в условиях аварии с полной потерей электроснабжения как минимум до 72 ч.

При тяжелых ЗА кориум будет удерживаться в корпусе реактора ВВЭР-640 за счет внешнего охлаждения корпуса.

Реактор, КД и часть оборудования обращения с топливом взяты для ВВЭР-640 из проекта серийной РУ ВВЭР-1000 (В-320). Активная зона реактора В-407 состоит из 163 ТВС, аналогичных по конструкции усовершенствованной кассете для ВВЭР-1000. Новым в проекте В-407 является также ГЦН. Предлагаемая модификация насосов позволяет снизить весовые и габаритные размеры, а также исключить гидрозатворы на петлях 1-го контура, давая возможность обеспечить оптимальные размеры аварийного бассейна и баков САОЗ. ПГ в В-407 – однокорпусный теплообменный аппарат горизонтального типа. В отличие от ВВЭР-1000 на ПГВ-640 коллектор теплоносителя 1-го контура выполнен из нержавеющей стали, как в реакторах ВВЭР-440.

ОКБ «Гидропресс» совместно с ГНЦ РФ ФЭИ и РНЦ КИ в 2006 г. возобновило работы по разработке концепции инновационной РУ с корпусным легководным реактором сверхкритического давления ВВЭР СКД. Эта разра-

ботка соответствует системе SCWR с реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления, которая включена в список из шести систем, рассматривающихся на международном форуме «Generation IV».

Основные целевые показатели АЭС с ВВЭР СКД, ориентированной на применение в замкнутом топливном цикле: сохранение достигнутого уровня по надежности и безопасности эволюционных проектов ВВЭР поколения 3+; КПД примерно 45 %; $KB > 0,8$; максимальное использование освоенной технологии ВВЭР и котлотурбинных установок со сверхкритическими и суперкритическими параметрами.

На АЭС с реакторами ВВЭР при возникновении ЗА, связанной с потерей питательной воды и отказом аварийных питательных насосов, возникает необходимость реализации оперативным персоналом процедуры «подпитка – сброс» для отвода от активной зоны остаточных тепловыделений и предотвращения перехода аварии в тяжелую стадию [62]. На серийных РУ с ВВЭР-1000 (проект В-320) при аварии с полной потерей питательной воды сброс среды 1-го контура осуществляется через линию САГ и ИПУ КД. При снижении давления в 1-м контуре ниже 10,25 МПа начинается подача раствора борной кислоты от насосов САОЗ ВД. Наличие связи САОЗ ВД с прямым гермообъемом позволяет осуществлять отвод остаточных тепловыделений по процедуре «подпитка – сброс» без ограничений по времени.

В проекте РУ В-428 для Тяньваньской АЭС сброс среды 1-го контура планируется проводить за счет принудительного открытия оператором с помощью дополнительной линии управления двух ИПУ КД и арматуры САГ. Использование двух ИПУ, которые закрываются автоматически при давлении в 1-м контуре менее 1 МПа, позволяет более быстро снизить давление в 1-м контуре до начала подачи раствора борной кислоты от САОЗ ВД и системы аварийного ввода бора.

РУ 5-го блока НВАЭС (проект В-187) во многом аналогична серийной РУ с ВВЭР-1000. В то же время одной из особенностей блока является отсутствие связи насосов системы аварийного впрыска бора (САОЗ ВД) с прямым гермообъемом. Поэтому возникает необходимость осуществлять процедуру «подпитка – сброс» с использованием только одного насоса САОЗ ВД для возможности подпитки 1-го контура в течение более продолжительного промежутка времени. Другой особенностью 5-го блока НВАЭС является то, что максимальное давление теплоносителя 1-го контура, при котором возможна подача раствора борной кислоты от насосов САОЗ ВД, составляет примерно 9,8 МПа, а закрытие главного клапана ИПУ происходит при давлении 10,9 МПа за счет принудительного закрытия импульсного клапана ИПУ от действия пружины. Таким образом, снизить давление в 1-м контуре с помощью ИПУ КД до давления, при котором обеспечивается подача раствора от насосов САОЗ ВД, не представляется возможным. Поэтому на 5-м блоке НВАЭС для сброса горячей среды из КД и снижения давления в 1-м контуре используется только линия САГ. Небольшая пропускная способность данной линии (примерно 15 кг/с по пару при номинальном давлении) вводит ограни-

чение по времени начала действий, поскольку темп увеличения объема теплоносителя при разогреве возрастает, из-за снижения уровня в ПГ и уменьшения съема тепла 2-м контуром, и может превысить объемный расход теплоносителя через линию САГ. В результате ИС по мере выпаривания воды в ПГ происходит ухудшение теплоотода ко 2-му контуру, что приводит к повышению температуры и давления теплоносителя в 1-м контуре. Достигается уставка на открытие ИПУ КД. Необратимая потеря теплоносителя из 1-го контура через ИПУ КД при отсутствии действий оператора приводит к осушению реактора, разогреву и разрушению твэлов. Для предотвращения этого необходимо вмешательство оперативного персонала. По мере снижения уровня в ПГ состояние КФБ «Теплоотвод от 1-го контура ко 2-му контуру» изменяется от удовлетворительного до экстремального, сигнализируя оперативному персоналу о необходимости приступить к действиям по восстановлению КФБ. При достижении неудовлетворительного состояния КФБ персоналу выдаются требования о восстановлении подачи питательной воды в ПГ. Если это невозможно сделать, то в течение примерно 18 мин состояние КФБ меняется на экстремальное, вынуждая персонал приступить к процедуре «подпитка – сброс».

Важность положительного результата использования процедуры «подпитка – сброс» с помощью насосов нормальной подпитки 1-го контура обусловлена тем, что персонал получает запас времени на восстановление подачи воды в ПГ с помощью проектных систем или от источников низкого давления (например, по линии периодической продувки ПГ насосом химически обессоленной воды), а также тем, что связи технологических систем проекта В-187 позволяют подать на всас насосов нормальной подпитки раствор борной кислоты из гермообъема после исчерпания запаса баков, находящихся вне ГО. Восстановление подачи питательной воды от АПЭН при проведении процедуры «подпитка – сброс» улучшает условия охлаждения 1-го контура.

Сценарий процедуры «подпитка – сброс» со сбросом пароводяной смеси из КД через линию САГ и подачей воды от одного насоса САОЗ ВД будет успешным при начале действий до достижения температуры теплоносителя в СКР значения не более 316 °С, которое достигается примерно через 20 мин после начала аварии. При использовании двух насосов нормальной подпитки 1-го контура процедура «подпитка – сброс» будет успешной при ее начале не позже, чем через 1 ч 45 мин после начала аварии. На 5-м блоке НВАЭС с целью более эффективного снижения давления в 1-м контуре при проведении процедуры «подпитка – сброс» рекомендуется установить ИПУ КД с дополнительной линией управления, которые позволяют снизить давление в 1-м контуре до 1 МПа [62].

Оснащение АЭС нового поколения системами УЗА, основанными на пассивных принципах действия, является одним из наиболее перспективных направлений совершенствования безопасности. Подобные системы проектируются для АЭС-2006 (2-й блок НВАЭС), плавучих АЭС с РУ КЛТ-40С и АЭС с РУ ВБЭР-300 (рис. 1.2) [63].

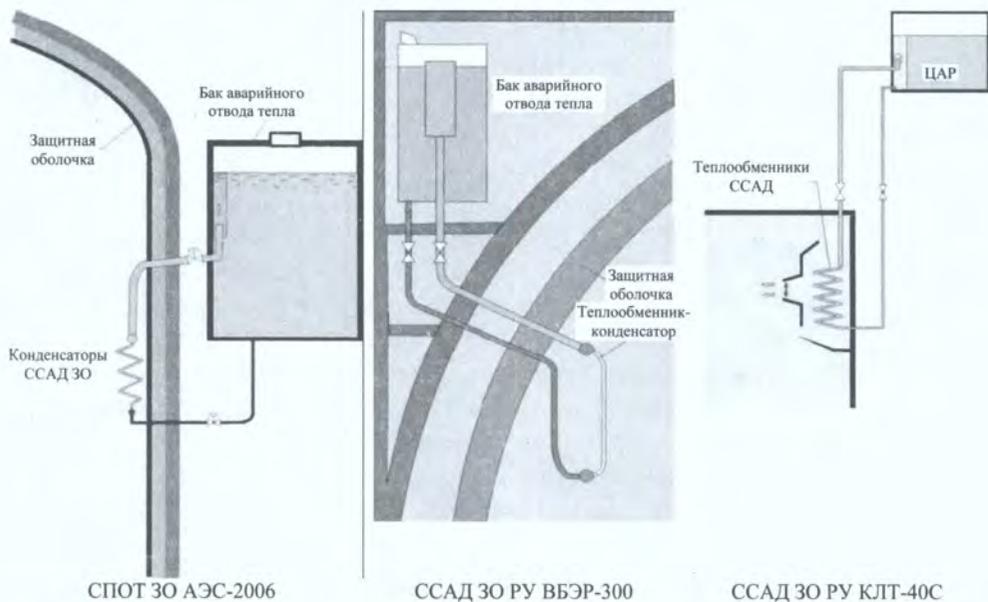


Рис. 1.2. Пассивные системы отвода тепла от ЗО АЭС нового поколения.

Основные технические характеристики СПОТ 30 РУ ВВЭР-640

| | |
|--|--------------|
| Количество каналов, шт. | 4 |
| Количество теплообменников-конденсаторов в канале, шт. | 4 |
| Поверхность теплообмена в канале, не менее, м ² | 4 × 75 = 300 |
| Количество секций БАОТ в канале, шт. | 9 |
| Объем запаса воды БАОТ в канале, т | 538 |
| Диаметр подводящего трубопровода к каждому теплообменнику-конденсатору, мм | 159 × 6 |
| Диаметр отводящего трубопровода от каждого теплообменника-конденсатора, мм | 220 × 7 |
| Давление охлаждаемой среды, МПа (абс.) | 0,1 – 0,5 |
| Температура охлаждаемой среды, °С | 30 – 150 |
| Давление охлаждающей среды, МПа (абс.) | 0,1 – 0,27 |
| Температура охлаждающей среды, °С | 30 – 125 |
| Габаритные размеры конденсатора, м | 6 × 0,77 × 5 |
| Масса теплообменника-конденсатора, т | ~ 3,0 |

СПОТ 30 РУ ВВЭР-640 включает в себя 16 теплообменников-конденсаторов, расположенных в подкупольном пространстве ЗО, подключенных трубопроводами к бакам аварийного отвода тепла с запасом воды, которая в процессе аварии выпаривается в атмосферу. Каждые четыре теплообменника-конденсатора подключены к отдельному БАОТ и таким образом образуется 16 индивидуальных и практически идентичных контуров (см. рис. 1.2) охлаждения для отвода тепла от ЗО. Каждый из теплообменников-конденсаторов состоит из 132 вертикальных труб 38 × 3 мм, высотой ~5,0 м. Трубы объединяются в теплообменный пучок с помощью нижнего и верхнего

коллектора. Полная теплообменная поверхность одного теплообменника-конденсатора составляет $\sim 75,0 \text{ м}^2$, а всей системы СПОТ 30 (16 теплообменников-конденсаторов) – $\sim 1200 \text{ м}^2$. Подъемный трубопровод связывает верхний коллектор секции теплообменника с БАОТ. Трубопровод подключается к специальному пароприемному устройству, расположенному в БАОТ. Опускной трубопровод подключается к нижней части БАОТ и нижнему коллектору теплообменника.

На трубопроводах системы предусмотрена локализирующая арматура с электроприводом вне 30. На соединительных трубопроводах, расположенных внутри 30 установлены предохранительные устройства, предотвращающие переопрессовку контура в случае аварийного закрытия локализирующей арматуры. Максимальная расчетная мощность СПОТ 30 (трех каналов) составляет 17 – 19 МВт. Запас воды в БАОТ рассчитан на длительность пассивного теплоотвода – не менее 24 ч. Для обеспечения работоспособности системы в период после 24 ч предполагается подпитка баков аварийного отвода тепла водой из резервных запасов воды, находящихся на площадке.

СПОТ РУ В-392М содержит два теплообменника мощностью 8 МВт на каждом ПГ, находящихся в холодном состоянии в режиме ожидания. На паровой линии установлен запорный клапан с приводом пассивного принципа действия. Открытие клапана обеспечивается аналогично открытию воздушных заслонок на входе и выходе теплообменников СПОТ. Схема СПОТ содержит регулятор воздуха, установленный на выходе воздушных теплообменников.

При поиске технических решений, направленных на достижение качественно нового уровня безопасности установлено, что повышение безопасности возможно на основе развития инженерных принципов защиты в глубину. В новом проекте повышение надежности защиты в глубину реализуется сочетанием технологического и конструктивного разнообразия в системах, выполняющих КФБ.

При выборе технологического разнообразия предпочтение отдано сочетанию активных и пассивных СБ, в первую очередь в отношении таких КФБ как: быстрое приведение реактора в подкритическое состояние; отвод остаточных энерговыделений от реактора, в том числе при течах теплоносителя 1-го контура; поддержание материального баланса теплоносителя в корпусе реактора; охлаждение бетонного контейнента в аварийных режимах и ограничение поступления энергии в контеймент при ЗА; защита контейнента от опасного повышения давления при ТА и глубокая очистка протечек из контейнента от РВ; подавление водорода, выделяющегося в контейменте при авариях; локализация и охлаждение топливного расплава при ТА.

Технологическое разнообразие в форме сочетания активных и пассивных систем дало возможность практически избавиться от влияния отказов по общей причине и осуществить качественное и количественное повышение уровня безопасности по сравнению с АЭС предыдущих поколений. Если для серийных АЭС ЧПАЗ составляет $1,3 \cdot 10^{-5} - 1,8 \cdot 10^{-5}$, то для АЭС-92 расчетная ЧПАЗ $5,5 \cdot 10^{-8}$.

Расчетные обоснования технических характеристик дополнительных пассивных СБ и показателей безопасности АЭС-92 нового поколения выполнены АЭП-ОКБ «Гидропресс» (Россия) на основе анализа максимальной ПА с отказом всех источников электроснабжения с применением кодов ТЕЧЬ-М (процессы в оборудовании РУ – альтернативные расчеты по RELAP5, ATHLET), АНГАР (процессы в ЗО), МОРВА-Н2 (поведение неконденсирующихся газов).

Новыми пассивными системами являются:

система гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2);

СПОТ;

пассивная СБВБ;

система пассивного удаления водорода из зоны локализации;

система удержания расплавленной активной зоны вне корпуса реактора;

пассивная система фильтрации протечек из контейнмента (ПСФ);

система сдувки неконденсирующихся газов из трубочки ПГ.

Пассивные системы СПОТ, ГЕ-2, СБВБ и ПСФ предотвращают переход широкого класса ЗА в тяжелую стадию и ограничивают величину радиоактивного выброса от АЭС при этих авариях.

Технологическая схема этих систем представлена на рис. 1.3.

ЗО является одним из наиболее ответственных элементов атомной станции, выполняющая в аварийных ситуациях функции ЛСБ и служит последним барьером на пути распространения радиоактивных выбросов в окружающую среду. Проект НВАЭС-2 (РУ В392-М) предусматривает конструктивное решение СГО в виде двойной железобетонной оболочки с организацией контролируемого промежуточного зазора для сбора и очистки протечек РВ при авариях [59]. Внутренняя ЗО рассчитана на нагрузки, возникающие в режиме ПА, и сохраняет свою целостность и ограничивает утечки радиоактивных продуктов при учитываемых в проекте ЗА. Для конструкций ЗО, выполняемых в виде двойных ЗО, внешняя оболочка должна воспринимать внешние воздействия, а также воздействия, возникающие в кольцевом пространстве между оболочками. Внутренняя оболочка должна воспринимать внутренние воздействия, а также внешние динамические воздействия (например, сейсмические, воздействия от падения самолета), передающиеся на нее через опорные конструкции, а также воздействия, возникающие в кольцевом пространстве между оболочками. СГО проекта НВАЭС-2 выполнена в виде двойной ЗО с контролируемым промежуточным зазором для сбора и очистки радиоактивных протечек при авариях. Наружная оболочка выполнена из железобетона, внутренняя оболочка выполнена из преднапряженного железобетона с облицовкой из углеродистой стали по внутренней стороне. ЗЛА, представляющая собой внутренний объем ЗО, разделена на две зоны: необслуживаемую зону, где размещается технологическое оборудование, коммуникации, эксплуатация которых и радиационная обстановка при работе АЭС исключает пребывание персонала, и зону ограниченного досту-

па, включающую в себя периодически обслуживаемые помещения, в которых допускается пребывание персонала в течение ограниченного времени. Связь между этими зонами осуществляется через специальные разгрузочные проемы, открывающиеся при возникновении на них перепада давления $\sim 0,01$ МПа.

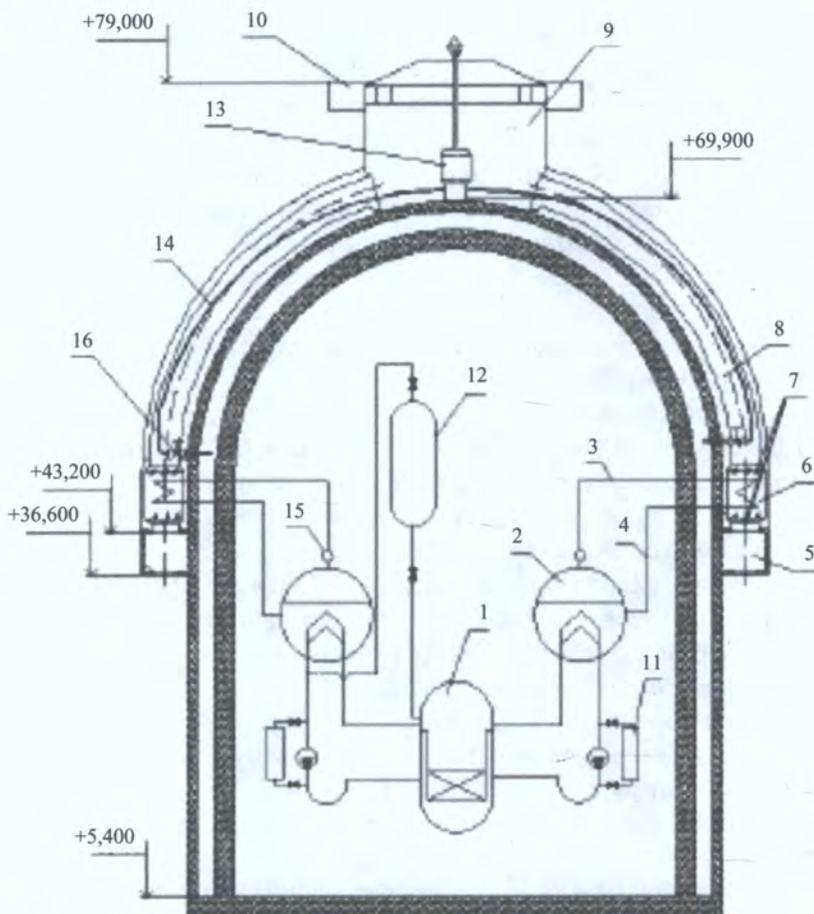


Рис. 1.3. Технологическая схема пассивных систем АЭС-92:

1 – реактор; 2 – ПГ; 3 – трубопровод подвода пара к СПОТ; 4 – трубопровод отвода конденсата; 5 – входной кольцевой коллектор; 6 – теплообменник СПОТ; 7 – шиберы СПОТ; 8 – тяговая шахта СПОТ; 9 – выходной коллектор СПОТ; 10 – дефлектор; 11 – СБВБ; 12 – ГЕ-2; 13 – фильтровальная установка; 14 – труба-теплообменник ПСФ; 15 – паровой коллектор; 16 – вентиль ПСФ.

Для преодоления последствий аварии после перехода в тяжелую фазу в проекте НВАЭС-2 предусмотрена возможность принятия мер, направленных на снижение давления среды и концентрации водорода в объеме ЗО. При этом используются: системы отвода тепла из СГО (спринклерная система JMN/FAK), система аварийного и планового расхолаживания 1-го контура

(JNA), система аварийного удаления водорода (JMT) и система улавливания и охлаждения расплавленной активной зоны вне реактора (JKM) [59]. Система JMN/FAK предназначена для выполнения функции снижения параметров среды (давления и температуры) внутри ЗО в аварийных режимах и включает в себя оборудование, арматуру и трубопроводы двух систем: системы охлаждения БВ FAK10-20 и непосредственно спринклерной системы JMN. Система JMN/FAK10-20 состоит из двух независимых разделенных физически и по технологическим и электрическим связям каналов. Теплообменники, насосы, часть трубопроводов с арматурой размещаются вне ЗО. При повышении избыточного давления под оболочкой до 0,03 МПа насосы системы FAK10(20)AP001: обеспечивают подачу воды на спринклерные сопла с расходом 300 м³/ч из БВ с последующим переходом на подачу из приямка.

Система аварийного и планового расхолаживания 1-го контура предназначена в том числе и для поддержания запаса теплоносителя в активной зоне реактора, и для отвода остаточных тепловыделений от топлива (в том числе частично расплавленного) в реакторе к системе промежуточного контура охлаждения потребителей РО. Насосы JNA могут использоваться как резервное оборудование для выполнения ФБ по подаче теплоносителя из БВ или приямка СГО на спринклерные сопла. Система JNA также может использоваться для охлаждения расплава, находящегося в устройстве удержания расплава активной зоны системы JKM при ее включении в период протекания ТА на внекорпусной стадии.

Система регулирования водорода под ЗО проекта НВАЭС-2 выполняет функции по предотвращению образования взрывоопасных смесей в ЗЛА способом поддержания объемной концентрации водорода в смеси ниже критериев безопасности для защиты элементов ЛСБ, что обеспечивает сохранение плотности и прочности СГО и работоспособности других ЛСБ в эксплуатационных режимах и авариях, включая запроектные.

Система снижения концентрации водорода под ЗО спроектирована для аварий, связанных с потерей теплоносителя внутри ЗО, включая ЗА. При ЗА система предотвращает образование взрывоопасных концентраций водорода сверх критериев безопасности, определяющих детонацию, включая локальную. Работа системы аварийного удаления водорода под ЗО JMT основана на пассивном принципе и не требует подвода энергии извне. В системе JMT применяются пассивные каталитические рекомбинаторы водорода, которые располагаются в местах возможного скопления водорода, что позволяет выполнять заданную функцию при любом состоянии атмосферы в ЗЛА, таким образом, перемешивание среды в ЗЛА с целью создания однородной атмосферы не требуется. Система JMT обеспечивает беспламенную каталитическую рекомбинацию водорода в интервале объемных концентраций водорода от 4 до 95 %.

Основным элементом системы JKM является устройство локализации расплава, которое предназначено для удержания и охлаждения жидких и твердых фрагментов разрушенной активной зоны, частей корпуса реактора,

внутрикорпусных устройств при ТА с расплавлением активной зоны. УЛР выполняет следующие основные функции:

прием и размещение в своем объеме жидких и твердых компонентов расплава, фрагментов активной зоны и конструкционных материалов реактора;

передачу тепла от расплава к охлаждающей воде;

предотвращение выхода расплава за установленные проектом границы его локализации;

обеспечение подачи охлаждающей воды к УЛР и отвода пара из УЛР;

минимизацию выхода водорода для исключения возникновения взрывоопасных концентраций в смеси газов, которая может образоваться в подреакторном пространстве;

обеспечение выполнения своих функций с минимальным управляющим воздействием со стороны оперативного персонала.

Известный вариант «сухой» ловушки тигельного типа разрабатывался специалистами фирмы «Сименс» (Германия) в рамках проекта Европейского ядерного реактора (EPR) и, в частности, реализован в Финляндии компанией AREVA (Франция). Эта ловушка, размещаемая на фундаментной плите, реализует простую конструкцию, а именно пустой зал большой площади (170 м^2) в отдельном примыкающем к шахте реактора помещении, где расплав топлива, пройдя инверсию при взаимодействии с «жертвенными» материалами, размещаемыми в промежуточной камере-«предловушке», может, растекаясь, образовать слой толщиной 0,2 – 0,3 м, который после выдержки начинают орошать водой из баков запаса. Тепло, таким образом, отводится только через поверхностный слой растекшегося расплава к испаряемой воде.

В проекте ТАЭС представлен другой вариант тигельного устройства, заполненного «жертвенными» материалами. Указанная концепция базируется на заполнении подреакторного пространства блоками кассет с наполнителем – «жертвенным» материалом, помещенными в корзину, которая является в свою очередь также расплавляемым «жертвенным» материалом и окружена теплоизоляционными слоями, охлаждаемыми кольцевым секционированным бассейном с кипящей водой. В тигельных устройствах локализации расплава предполагается, что, будучи расплавленными при нагреве от расплава, «жертвенные» материалы образуют с урансодержащей оксидной частью расплава топлива композицию удельной плотностью менее $6,4 \text{ кг/м}^3$, что, в свою очередь, позволит обеспечить всплытие оксидной фазы в верхнюю часть ловушки, где за счет воды, подаваемой на расплав из находящихся в бетонных стенах шахты труб, будет отводиться тепло, выделяемое распадом радионуклидов топлива активной зоны.

По результатам предварительного рассмотрения проектных решений имеется возможность размещения стеллажного УЛР и его систем обеспечения (подвод охлаждающей воды и отвод пара) в рамках проектных строительных конструкций. Дистанционирующие элементы предотвращают попадание расплава в охлаждающую воду, находящуюся внутри и в зазоре между

ними. Образующийся в результате энерговыделения пар отводится через «окна» шахты реактора. Примером такого устройства может служить конструкция, состоящая из труб бористой стали на основе шестигранных модулей, используемых в стеллажах уплотненного хранения топлива ВВЭР-1000 размером «под ключ» 257 мм и толщиной стенки 6 мм. При установке с шагом 300 мм в шахте реактора можно разместить примерно 350 таких труб, объем для принятия расплава составит (при минимальной высоте ловушки 4,3 м) более 70 м³, что даст трехкратный запас по приему расплава топлива. При этом имеется достаточный запас до кризиса кипения. Полностью исключена опасность абляционных процессов и образования водорода при реакции воды с металлом, поскольку температура стенки стальных труб не превысит 900 К. В варианте разомкнутого контура циркуляции вода, поступающая в ловушку, превращается в пар, который затем поступает в пространство ЗО. Гидравлическое сопротивление ловушки обеспечивает возможность восполнения с требуемым расходом (до 50 т/ч) выпариваемой воды из баков, расположенных внутри ЗО. Дополнительный источник поступления воды – конденсат, стекающий через разуплотненный корпус реактора в ловушку.

Для восполнения запаса воды в баках спустя 1–2 ч после начала работы системы охлаждения ловушки могут быть использованы различные способы в зависимости от сценария аварии. Если аварийный запас воды из БВ отработавшего топлива в процессе аварии попадает в шахту реактора ЗЛА, восполнение баков системы охлаждения ловушки может обеспечиваться этой водой.

Удержание целостности контайнмента в течение нескольких часов после начала ТА снижает на порядки радиоактивность внутри контайнмента вследствие осаждения аэрозолей на полу и стенках¹.

Наиболее удачны следующие концепции пассивных систем защиты от ТА в контайнменте АЭС. Концепция *COMET* (рис. 1.4) – одна из пассивных систем защиты от ТА на АЭС для быстрого захлаживания кориума, предложенная для европейского реактора с водой под давлением EPR.

Особенности концепции снижения ТА на EPR состоят в том, что ситуации с потенциально критическими нагрузками на контайнмент должны быть либо «практически невозможными», либо исключенными специальными средствами на этапе проектирования реактора. Такие ситуации включают расплав ядра при высоких давлениях, глобальной водородной детонации, интенсивный паровой взрыв и проникание расплава кориума в основание контайнмента. Соответствующие меры и проектные особенности борьбы с ними рассмотрены ниже.

Для предупреждения разрыва трубы ПГ (с потенциальным байпасом контайнмента) или разрыва ЗО реактора при высоких давлениях (с риском разрыва корпуса и извержения основной части топлива) EPR содержит устройства понижения давления. Они имеют максимальную мощность 900 т/ч при проектном давлении системы охлаждения реактора. Не опираясь на на-

¹ По результатам исследований И. В. Козачкова и Али Калванд.

дежность впускных и выпускных клапанов, они гарантируют давление значительно ниже 20 атм во время разрыва корпуса реактора. Соответствующие клапаны включаются вручную, как только температура на выходе из реактора превысит 650 °С.

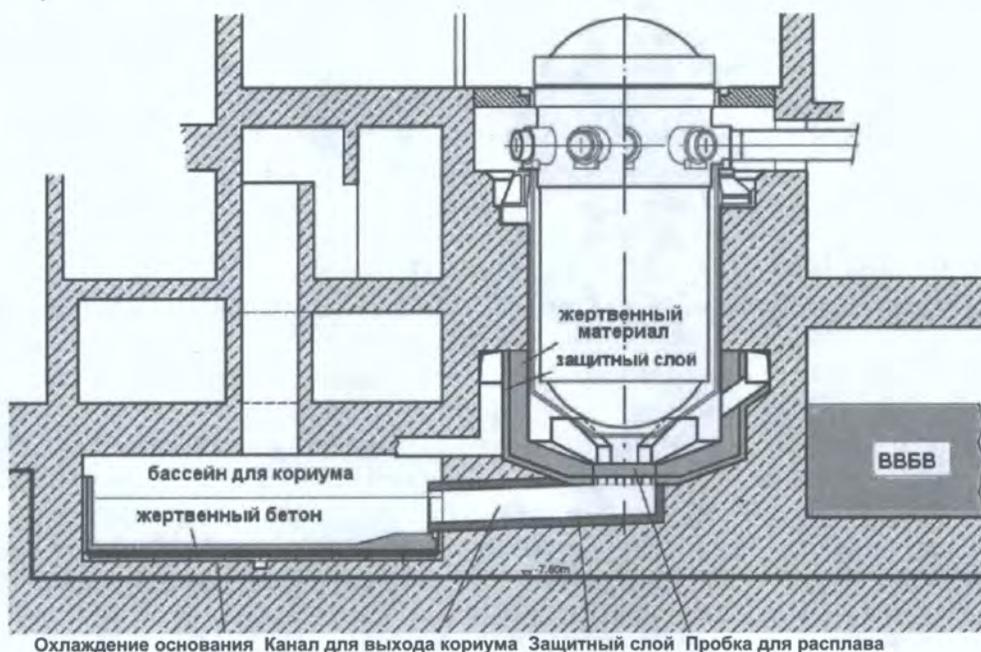


Рис. 1.4. Упрощенная схема пассивной системы защиты EPR.

Проектные особенности по снижению опасности взрыва водорода предусматривают большой свободный объем контайнмента (порядка 80000 м³), хорошие условия для масштабной конвекции и установку более 40 больших каталитических рекомбинаторов. Кроме того, высокая концентрация пара в контайнменте достигается разгрузкой системы охлаждения реактора в нижнюю часть контайнмента.

Рекомбинаторы состоят из каталитического сердечника в большой открытой шахте, размеры которой могут адаптироваться к специфическим требованиям. В EPR планируется установить два типа модулей: малый (166 × × 1000 × 1010 мм) и большой (326 × 1400 × 1550 мм). В обоих из них катализатор состоит из штабеля тонких слоев нержавеющей стали с платиниево-палладиевым (Pt/Pd) покрытием. Дополнительные покрытия обеспечивают гидрофобные свойства. Модули подвергались различным тестам, которые установили их экстремальную температурную и радиационную устойчивость. Они обеспечивают эффективную работоспособность, начиная с низких температур и уровней концентрации водорода.

Анализ показал, что для оптимальной конфигурации рекомбинаторы усиливают конвекцию в контайнменте и приводят к однородной атмосфере с

начала аварии. В результате максимальная осредненная объемная концентрация водорода удерживается ниже 10 % даже при наихудших консервативных предположениях относительно расхода и количества производимого водорода. В результате детонации и критические нагрузки невозможны.

Главной целью при выборе концепции защиты реактора EPR от ТА было гарантировать независимость мер по стабилизации и обеспечить сохранение работоспособности конструкции при неопределенных нагрузках после потери целостности корпуса реактора. В конструкции EPR это достигается расположением улавливателя ядра реактора в специальном боковом модуле растекания. Соответствующее разделение функций между шахтой реактора и улавливателем топливного ядра дало возможность упростить конструкцию шахты покрытием ее дна и стенок толстым слоем «жертвенного» бетона. Медленное разрушение этого слоя создает надежную гарантию аккумуляции расплава кориума перед его растеканием. В дальнейшем примесь компонентов бетона выравнивает спектр возможных состояний расплава и тем самым повышает предсказуемость его свойств. Связь шахты и модуля растекания расплава в обычном состоянии перекрыта и открывается только расплавом кориума во время ТА. Это разделение модулей не только защищает улавливатель ядра от нагрузок, связанных с разрушением корпуса реактора, но и гарантирует, что непреднамеренное затопление улавливателя ядра во время работы станции не изменит безопасность АЭС. Для удаления избыточной теплоты из контейнмента реактор EPR оборудован специальной системой охлаждения контейнмента: вода поступает в систему из внутреннего восполняемого бака воды, питает систему охлаждения контейнмента через внешний теплообменник и подает ее снова в контейнмент. Система удаления теплоты из контейнмента имеет две схемы и два принципа функционирования. В соответствии с первым принципом рециркулированная вода распыляется в атмосфере контейнмента. Это предпочтительный тип функционирования в первые дни аварии, когда главной целью является снижение давления в контейнменте и вымывание продуктов распада из воздуха. При длительном функционировании система подачи охладителя может использоваться для прямого питания улавливателя ядра. В результате вода в охлаждающих каналах и поверх расплава становится переохлажденной.

Тепло, генерируемое в результате радиоактивного распада, удаляется из растекающегося расплава однофазным потоком, в отличие от испарения в атмосферу контейнмента. В этом варианте функционирования системы уровень давления окружающей среды может быть достигнут на протяжении длительного времени, что приведет к прекращению дальнейшей активности из-за потенциальных протечек.

Система локализации расплава ВВЭР. УЛР разработано для ТАЭС (Китай) с реактором ВВЭР-1000 и предназначено для повышения безопасности энергоблока в процессе протекания ТА, связанной с разрушением активной зоны и выходом расплава за пределы корпуса реактора. УЛР относится к 4-му классу безопасности и к первой категории сейсмостойкости.

УЛР при ТА с разрушением активной зоны и корпуса реактора удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны, части корпуса реактора и внутрикорпусные устройства. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты неограниченное время. В течение первых 24 ч после аварии в условиях полного обесточивания АЭС локализация и охлаждение расплава обеспечиваются при отсутствии дополнительной подпитки охлаждающей водой извне ГО. Для последующего надежного удержания расплава необходимо обеспечить восполнение запаса воды.

Устройство выполняет свои функции в режиме ТА с выходом расплава в контайнмент, за пределы корпуса реактора. Во всех остальных режимах УЛР находится в режиме ожидания. Работоспособность сохраняется при нагрузках и параметрах окружающей среды всех режимов работы АЭС вплоть до ТА с выходом расплава. УЛР (рис. 1.5) осуществляет:

- прием и размещение в своем объеме расплава и твердых фрагментов активной зоны и конструкционных материалов реактора;

- устойчивую передачу тепла от расплава к охлаждающей воде;

- удержание днища корпуса реактора с расплавом при его отрыве или пластической деформации до момента выхода расплава из днища;

- предотвращение выхода расплава за установленные границы зоны локализации;

- обеспечение подкритичности расплава в бетонной шахте;

- подачу воды в бетонную шахту и отвод пара из бетонной шахты;

- обеспечение минимального выноса РВ в пространство ГО и минимального выхода водорода;

непревышение максимально допустимых напряжений в конструкциях, расположенных в подреакторном помещении бетонной шахты при различных статических и механических нагрузках.

УЛР (см. рис. 1.5) состоит из следующих функциональных элементов, расположенных по направлению перемещения кориума из корпуса реактора к основанию бетонной шахты: плиты нижней; коллектора вентиляционного; корзины с наполнителем («жертвенным» материалом); теплообменника секционного. Также в состав УЛР входит ферма защитная, предназначенная для передачи статических и динамических нагрузок непосредственно на закладные детали в полу подреакторного помещения бетонной шахты, что позволяет разгрузить основные элементы УЛР и конструкции шахты (не выделена, так как ее составные части распределены между элементами УЛР).

Теплообменник обеспечивает устойчивый теплоотвод от расплава и состоит из 12 теплообменных секций, четырех каналов для подвода охлаждающей воды, 10 каналов для отвода пара, 10 каналов для дренирования воды, четырех каналов для измерения уровня воды в теплообменнике, трех каналов для размещения термодатчиков, шести силовых ребер нижнего звена защитной фермы. В боковых стенках у основания каждой теплообменной секции предусмотрены коллекторные вставки, обеспечивающие поступление охлаж-

дающей воды из подводящих каналов в каждую теплообменную секцию. В верхней части боковых стенок теплообменных секций выполнены коллекторные вставки, обеспечивающие установку каналов контроля и вентиляции пространства между теплообменными секциями, каналов размещения термопар и каналов дренирования. В отдельных теплообменных секциях имеются паросбросные, дренажные и подводящие трубопроводы, трубопроводы для измерения уровня, верхние и нижние коллекторные вставки. Контактующие с расплавом поверхности теплообменных секций снабжены теплоизоляцией из цемента.

Концепция имеет следующие характерные особенности:

после разрыва корпуса реактора расплав кориума попадает в пространство, ограниченное сбоку и снизу водоохлаждаемыми стальными стенками секционированного теплообменника, расположенного в подреакторном пространстве бетонной шахты;

водоохлаждаемое пространство УЛР частично заполнено «жертвенным» материалом, который состоит из специально подобранной композиции стали и относительно легких и легкоплавких оксидов;

поступающий из реактора в УЛР расплав кориума взаимодействует с «жертвенным» материалом, что оптимизирует условия теплоотвода, сглаживает неопределенности, обусловленные различием сценариев протекания ТА, и обеспечивает инверсию металлической и оксидной компонент расплава до подачи воды на его поверхность;

для охлаждения расплава используется вода, самотеком поступающая из шахт ревизии ВКУ и топливного бассейна. Излишки воды сливаются за пределы бетонной шахты через каналы в верхней части теплообменника;

генерируемый в теплообменнике пар отводится в пространство контайнмента через каналы, размещенные над теплообменником. Запаса охлаждающей воды достаточно для ее подачи в УЛР пассивным способом в течение 24 ч полного обесточивания АЭС;

теплообменник обеспечивает отвод тепла от ванны расплава снизу и с боковой стороны;

расположенные выше строительные конструкции защищены от теплового излучения с зеркала расплава до завершения формирования ванны расплава специальными теплозащитными экранами и последующей подачей воды на поверхность расплава;

вода на поверхность расплава подается самотеком из тех же источников запаса воды, которые используются для пролива водоохлаждаемых теплообменников;

обеспечение инверсии металлической и оксидной компонент перед подачей воды на зеркало расплава гарантирует отсутствие паровых взрывов: безопасность подачи воды на расплав оксидов подтверждена результатами исследований;

отсутствие воды в УЛР до момента поступления в него расплава обеспечивается конструктивными мерами.

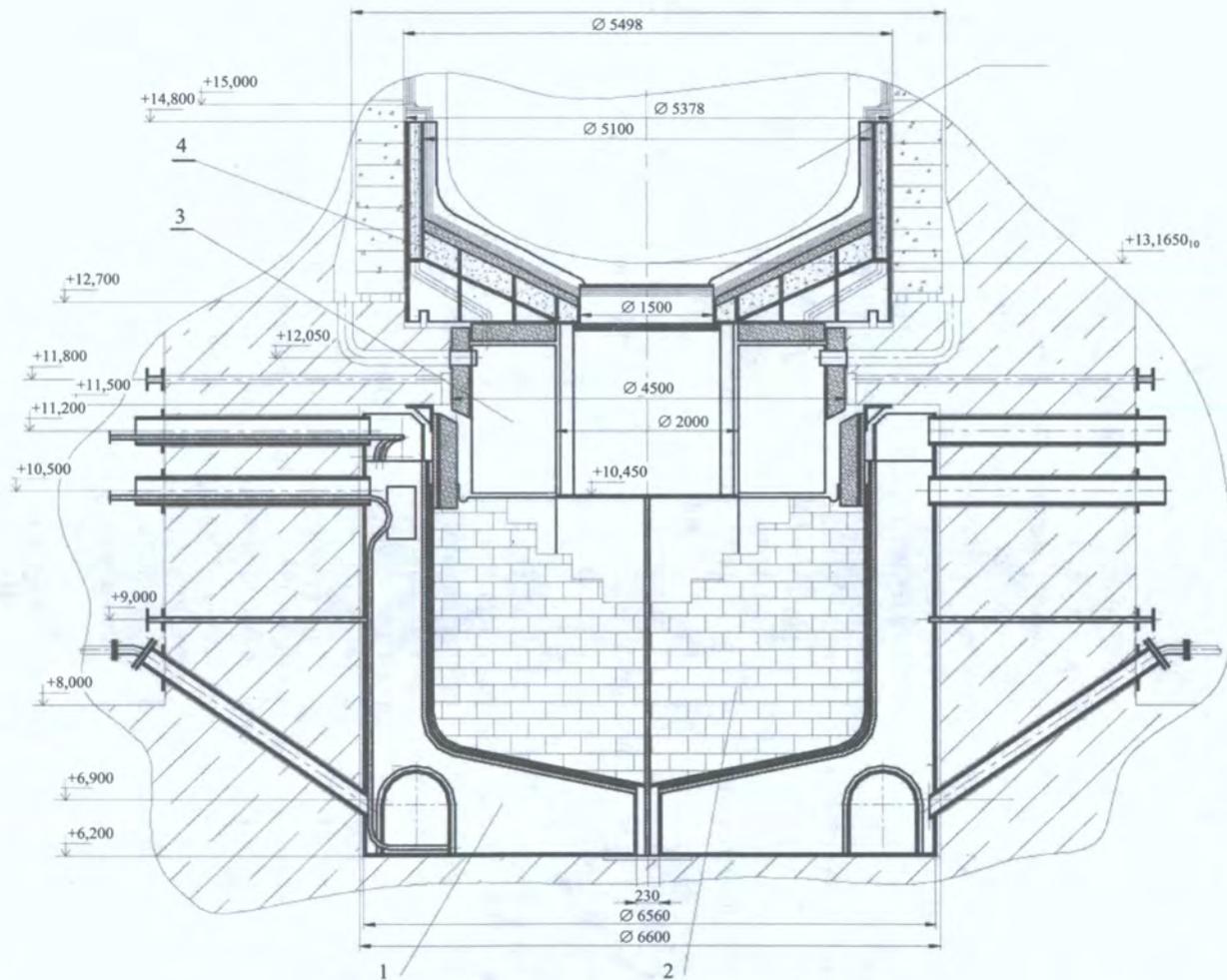


Рис. 1.5. Устройство локализации расплава:

- 1 – теплообменник секционный;
- 2 – корзина с наполнителем;
- 3 – коллектор вентиляционный;
- 4 – плита нижняя.

УЛР основано на пассивных принципах. Элементы конструкции рассчитаны на работу при нагрузках всех проектных режимов. Эффективность устройства обоснована серией экспериментальных исследований.

Стоимость УЛР с наполнением новыми функциональными материалами составляет десятые процента от стоимости АЭС с ВВЭР-1000, но оно исключает катастрофические последствия ТА типа аварии на Чернобыльской АЭС.

Новые функциональные материалы для УЛР были внедрены на ОАО «Ижорские заводы» в 2001 г. и использованы при сооружении российскими предприятиями АЭС с ВВЭР-1000 в Китае (ТАЭС) и в Индии (АЭС «Куданкулам»).

На основании проведенных исследований впервые в мире было получено семейство оригинальных по составу и свойствам функциональных материалов на основе компонентов системы $AlFeSiSrBaYCeLaGdEuSmO$, представляющих собой принципиально новый класс материалов. Внедрение этого класса материалов позволило создать новое поколение систем без опасности в атомно-энергетическом секторе.

Эти материалы также будут использованы для проектируемой АЭС с реактором большой мощности ВВЭР-1500 и для крупной серии АЭС с усовершенствованными реакторами ВВЭР.

Необходимость разработки РУТА для АЭС с ВВЭР определяется, с одной стороны, требованиями современных нормативных документов, а с другой – техническими предпосылками, которые делают возможным разработку таких документов. Под техническими предпосылками понимается возможность использования мирового опыта по разработке стратегий УТА, отечественная и мировая практика расчетного и экспериментального исследования ТА, опыт по анализу ТА и др.

В табл. 1.9 представлено состояние на текущий момент в разных странах работ по разработке и внедрению РУТА согласно [10 – 13], где приведена следующая информация: о наличии либо отсутствии требований национальных регулирующих органов к УТА, о степени покрытия аварийными инструкциями процесса ТА, о выбранных стратегиях.

В графе «Разрабатываемые документы» использованы следующие обозначения:

СОАИ – симптомно-ориентированные аварийные инструкции по управлению аварией на стадии предотвращения повреждения активной зоны;

СОАИ+ – частично расширенные в область ТА СОАИ;

РУТА – руководство по управлению тяжелыми авариями;

РУТА* – РУТА в стадии разработки.

При этом неявно предполагается, что в случае РУТА, разработанных или находящихся в процессе разработки, СОАИ являются действующим документом.

Графа «Стратегии» – номера стратегий из перечня (см. ниже), впервые приведенного в отчете EPRI (Electric Power Research Institute, США) [13].

Таблица 1.9. Состояние разработки и внедрения РУТА в разных странах

| Страна | Требования регулирующего органа | Охват тяжелой аварии | Документы | Стратегии |
|----------------|---------------------------------|------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Бельгия | да | для некоторых АЭС | РУТА* | 1 – 17 |
| Великобритания | да | да | СОАИ+ | 1 – 8 |
| Германия | нет | нет | СОАИ+ | 1 – 8 |
| Испания | в разработке | да | РУТА* | все |
| Нидерланды | да | да | РУТА* | все |
| Словения | в разработке | да | РУТА* | все |
| США | нет | да | РУТА | все |
| Финляндия | да | внутрикорпусная стадия | РУТА* | 1, 2, 5 – 8, 10b, 11, 16 |
| Франция | в разработке | да | РУТА | 1 – 7, 10a, 13 F |
| Швеция | да | да | Справочник по управлению | 1 – 8, 10a, 13F |
| Ю. Корея | | | РУТА* | |
| Япония | | | РУТА* | |

Возможные стратегии УТА

- 1 Подавать воду в корпус реактора и 1-й контур
 - 2 Снизить давление 1-го контура путем его разгерметизации
 - 3 Осуществлять впрыск в корпус реактора (BWR)
 - 4 Повторно запустить ГЦН
 - 5 Снизить давление в ПГ (PWR)
 - 6 Подавать воду в ПГ
 - 7 Осуществлять впрыск в контайнмент
 - 8 Подавать воду в контайнмент
 - 9 Запустить вентиляторы-охладители
 - 10 Ввести в действие рекомбинаторы (*a* – термические, *b* – каталитические)
 - 11 Ввести в действие дожигатели
 - 12 Произвести инертзацию контайнмента неконденсирующимися газами
 - 13 Осуществить сброс из-под оболочки (*F* – фильтруемый, non-*F* – нефильтруемый)
 - 14 Произвести впрыск под вторую оболочку контайнмента
 - 15 Подать воду под вторую оболочку контайнмента
- Специальные стратегии
- 16 Наружное охлаждение корпуса реактора
 - 17 Инертизация контайнмента паром

В большинстве стран с развитой ядерной энергетикой РУТА разработаны либо находятся в стадии разработки. Материалы семинаров ОЕСД [12, 14, 15] приводят к выводу, что наиболее развитыми подходами к УТА являются подходы таких стран, как Франция, США и Финляндия. Ниже дана краткая информация о подходах к УТА в этих странах, разработанных, соответственно, фирмами ЭДФ, Вестингхауз и Фортум (ИВО) [10].

Подход фирмы ЭДФ к УТА на французских АЭС с PWR. Процедуры управления авариями образуют трехступенчатую циклическую структуру: диагноз состояния реактора, выбор оперативной последовательности, связанной с конкретными целями, действия и достижение целей данной последовательности.

При нештатной ситуации реакция зависит от ее тяжести. В случае инцидента, аварий либо потери резервных систем сменный персонал на БЩУ использует соответственно инструкции группы I (инцидент – нарушение нормальных условий эксплуатации), А (ПА) и Н (ЗА). В то же время инженер по безопасности применяет процедуру SPI для постоянного мониторинга выполнения оператором процедур I, А и Н. В случае аварии с множественными отказами он поручает оперативному персоналу использовать процедуру U1, а сам применяет процедуру SPU (постоянный контроль использования U1). Если возникает плавление зоны, происходит переход к РУТА. Чтобы сохранить целостность контайнмента при условиях вплоть до ТА, персонал на БЩУ применяет процедуры U2 и U5, если достигнуты критерии их использования (соответственно разгерметизация контайнмента и предотвращение любой необратимой разгерметизации контайнмента за счет медленной переопрессовки).

Процедура U2 была разработана для преодоления произвольного отказа проходки в ГО во время аварии или отказа технологического контура, несущего воду с высокой степенью загрязнения. Эта процедура направлена на локализацию и устранение течи с дальнейшим действием устройств для обратной подачи загрязненной воды в РО. Процедура U2 должна применяться в любой аварии с радиационным риском вплоть до ТА.

Процедура U5 предусматривает использование системы фильтрации для управления риском потери целостности ГО и высокоактивного выброса в случае медленного роста давления в контайнменте по мере развития ТА. Система фильтрации, использующая песчаный фильтр, была внедрена с двойной целью: ограничить давление под ГО величиной, близкой к его проектному значению, и уменьшить радиоактивные выбросы до уровня, вызывающего такие радиационные последствия, которые охвачены аварийными планами.

К РУТА ЭДФ предъявляются следующие требования:

- немедленное действие без применения адаптирующих материалов;
- интеграция предельных средств, которые уже внедрены (процедуры U2, U5), чтобы справиться с соответствующими отказами контайнмента;
- выдача рекомендаций по каждому из основных принимаемых решений, основанных на наилучшем возможном понимании явлений, которые могут угрожать контайнменту;
- согласие с процедурами по предотвращению повреждения активной зоны.

Руководство не предназначено для преодоления раннего отказа контайнмента из-за детонации водорода и парового взрыва, так как их реализация полагается слишком маловероятной для больших и сухих контайнментов.

Подход фирмы Вестингхауз к УТА. С целью создания детальных инструкций по УТА фирмой Вестингхауз была начата реализация специальной программы, в основе которой результаты программ Комиссии по ядерному регулированию, результаты индивидуальных исследований АЭС (Individual Plant Examination), а также результаты ВАБ. Результатом программы явилось общее РУТА (Severe Accident Management Guidelines – SAMG).

РУТА, разработанное для АЭС фирмы Вестингхауз, применяется в трех основных целях: вернуть активную зону в управляемое, стабильное состояние, сохранить контайнмент в управляемом, стабильном состоянии или вернуть его в такое состояние, прекратить выброс продуктов деления из ГО.

По мере достижения основных целей проводятся также мероприятия, направленные на выполнение дополнительных целей: минимизировать выход продуктов деления и увеличить возможности использования оборудования.

РУТА состоит из следующих компонентов: две процедуры для оперативного персонала (первоначальные действия и действия после начала работы группы технической поддержки), диагностическая блок-схема (восемь процедур), дерево тяжелых последствий (четыре процедуры), графические расчетные средства, процедура долгосрочного контроля, процедура вывода руководства из действия.

Предполагается, что в случае развития ТА персонал выполняет первоначальные действия в соответствии со специальной процедурой. Затем, после ввода в работу группы технической поддержки (в течение одного часа с момента перехода аварии в тяжелую фазу), персонал действует по второй процедуре.

Инструкции диагностической блок-схемы и дерева тяжелых последствий применяются группой технической поддержки. Диагностическая блок-схема применяется с целью определить, насколько состояние АЭС является управляемым, и диагностировать заранее возможные последствия для барьеров безопасности. Объектами диагностики состояния контайнмента являются: теплоотвод от контайнмента, целостность ГО, управление водородом, предотвращение взаимодействия расплава активной зоны с бетоном, предотвращение оплавления корпуса при высоком давлении и прямого нагрева контайнмента, предотвращение высокотемпературного разрыва корпуса и трубок ПГ, предотвращение разрежения атмосферы в контайнменте.

Дерево тяжелых последствий является средством определения серьезных последствий для барьеров безопасности. Параметры дерева тяжелых последствий контролируются группой технической поддержки одновременно с параметрами диагностической блок-схемы. Однако если достигнута уставка по параметрам дерева, требующая действий персонала, то любые действия по диагностической блок-схеме откладываются, и немедленно начинается осуществляться стратегия, предусмотренная деревом тяжелых последствий.

На основе проведенной классификации механизмов разгерметизации контайнмента и расстановки приоритетов в дерево тяжелых последствий бы-

ли включены следующие механизмы разгерметизации: горение водорода, разгерметизация контайнмента при высоком давлении, разгерметизация контайнмента при разрежении. Дополнительно включается сверхнормативный суммарный выброс РВ, даже если его причина другие механизмы. Большие выбросы требуют немедленных действий для защиты персонала и населения.

Графические расчетные средства используются для специальных целей. Они были разработаны только для повышения эффективности действий в соответствии с руководством. Для АЭС фирмой Вестингхауз были разработаны семь средств расчетной поддержки. Примерами вспомогательных расчетных средств могут служить расчет количества теплоносителя, требуемого для залива активной зоны и расчет возможности возгорания водорода.

Один из примеров завершеного внедрения SAMG – АЭС Кеберг (Южноафриканская Республика), построенная по проекту фирмы Фраматом [12]. РУТА фирмы Вестингхауз разрабатывалась преимущественно для корпусных реакторов, но была успешно адаптирована и для РБМК [46].

Подход фирмы Фортум применительно к АЭС Ловииза с реакторами ВВЭР-440. Требования надзорных органов Финляндии по отношению к УТА состоят в следующем:

- должны быть предприняты эффективные технические и организационные меры по смягчению последствий аварии;

- динамические и термические нагрузки при ТА не должны приводить к неуправляемой потере целостности контайнмента;

- возможность образования такой смеси газов, горение или взрыв которой могут увеличить опасность потери целостности контайнмента, должна быть достаточно малой;

- при проектировании контайнмента необходимо учитывать возможность его повреждения под действием расплава активной зоны;

- не должно быть существенного влияния на здоровье населения в окрестности АЭС;

- не должно быть долгосрочных ограничений на использование обширных земельных и водных площадей.

В качестве КФБ при УТА для АЭС Ловииза рассматриваются:

- разгерметизация 1-го контура;

- отсутствие событий с большим выходом энергии (горение водорода, способное привести к разгерметизации контайнмента);

- охлаждаемость нижней части корпуса реактора и удержание расплава внутри корпуса;

- долгосрочное охлаждение контайнмента.

Разгерметизация 1-го контура производится, когда начинается оголение активной зоны. Критерием является достижение теплоносителем определенной температуры на выходе из активной зоны. Для выполнения разгерметизации («bleed») на энергоблоке АЭС Ловииза были установлены специальные сбросные клапаны, открываемые оператором. При этом подпитка 1-го контура («feed») осуществляется с помощью насосов САОЗ ВД либо от ГЕ. В

случае ТА разгерметизация 1-го контура выполняется для того, чтобы избежать перемещения расплава активной зоны в нижнюю часть реактора при высоком давлении.

По результатам исследований водородной безопасности были определены следующие стратегии управления водородом при ТА, одобренные надзорным органом Финляндии:

- открытие входов в ледяной конденсатор для организации ЕЦ парогазовой смеси в контайнменте;
- установка пассивных каталитических рекомбинаторов;
- организация пассивного дожигания водорода в нижних помещениях контайнмента.

Стратегия удержания и охлаждения корнума внутри корпуса реактора основана на следующих предположениях: наличие достаточного количества воды в сценариях аварий, имеющих достаточно большую вероятность, эффективный теплообмен в конечной (квази-стационарной) фазе аварии.

К специфическим особенностям контайнмента АЭС Ловииза относятся тонкостенная стальная оболочка, характерная для проектов ВВЭР-440. Поэтому при рассмотрении альтернативных средств снижения давления в контайнменте для АЭС Ловииза не был принят подход фильтруемого выброса. Вместо этого была принята стратегия наружного охлаждения контайнмента путем опрыскивания его поверхности. На АЭС Ловииза была установлена система наружного впрыска, которая запускается и управляется дистанционно оператором. Система позволяет отводить мощность 3 МВт при расходе впрыска 30 кг/с.

Сравнение приведенных выше подходов различных стран к УТА показывает, что подходы, разработанные фирмами ЭДФ и Вестингхауз, весьма сходны по стратегии управления и отличаются прежде всего способами реализации этих стратегий [10]. Оба подхода к организации управления авариями построены на сочетании событийно-ориентированных и симптомно-ориентированных действий. В тех случаях, когда событие удается идентифицировать с помощью специально разработанных процедур, управление аварией строится на событийно-ориентированных процедурах, при невозможности провести идентификацию события – на симптомно-ориентированных процедурах, одним из основных звеньев в которых является диагностика состояния РУ. Переход к РУТА осуществляется в обоих подходах на базе симптомов, свидетельствующих о либо уже возникшем плавлении активной зоны, либо о высокой вероятности его скорого возникновения. В качестве критериев, определяющих необходимость перехода к РУТА, в обоих случаях используются величины измеряемых параметров (например, температура теплоносителя на выходе из активной зоны, уровень радиоактивности под ЗО). Тактическая реализация сходных стратегий для двух рассматриваемых подходов может несколько различаться. Для обоих подходов характерно наличие процедур, определяющих немедленные действия персонала (проверка состояния оборудования, возможное его восстановление) и процедур, связан-

ных с диагностикой состояния РУ и ЗО, и выработкой рекомендаций персоналу, которые выполняются специальными кризисными группами или центрами. Характерной особенностью подхода фирмы Вестингхауз является то, что диагностика состояния РУ и определение необходимых действий проводятся по двум параллельным процедурам – диагностической блок-схеме и дереву тяжелых последствий. Таким образом, наряду с широким охватом параметров, позволяющих делать относительно долгосрочные прогнозы и выработать соответствующие рекомендации, постоянно происходит контроль параметров, пороговое значение которых свидетельствует о возможности тяжелых последствий. При этом действия, определяемые деревом тяжелых последствий, считаются более приоритетными. Такая тактика УТА обеспечивает системность и дополнительный контроль за состоянием установки.

Конструктивная специфика РУ АЭС Ловииза (наличие больших запасов воды в контуре, наличие ледового конденсатора в верхней половине ЗО) позволяет обеспечить охлаждение расплава внутри корпуса реактора в ходе всех принимаемых во внимание в рамках проекта ТА. Именно упомянутая специфика, определяет в ходе УТА контроль таких специфических критических функций, как принудительная разгерметизация 1-го контура и обеспечение внешнего охлаждения нижней части реакторного корпуса. Возможность удержания расплава в корпусе реактора существенно упрощает стратегию УТА с точки зрения сохранения целостности ЗО, оставляя только две проблемы – предотвращение неуправляемого горения водорода и долговременное охлаждение ЗО. Упомянутые выше особенности делают стратегию УТА на АЭС Ловииза весьма привлекательной. Однако следует помнить, что возможность реализации такой стратегии определяется прежде всего конструктивными особенностями данной станции, поэтому использование такого опыта может оказаться полезным только для весьма ограниченного числа РУ.

Типовая процедура разработки РУТА в соответствии с современными подходами предполагает четыре основных этапа разработки РУТА [79]:

- 1) разработка подхода, принципов и структуры;
- 2) разработка технического обоснования;
- 3) адаптация подхода к проекту конкретной АЭС;
- 4) внедрение на конкретной АЭС.

Большинство подходов разработки РУТА определяют условия применения РУТА, немедленные действия, начальный контроль и диагностику состояния станции, список потенциальных действий, процесс принятия решения, руководство для осуществления выбранных действий и контроля их эффективности.

Важно отметить, что одним из основных вопросов современных подходов разработки РУТА является развитие систем диагностики для контроля определяющих параметров безопасного состояния энергоблока и адаптации соответствующих стратегий смягчения последствий ТА.

Разработка технических обоснований РУТА основывается на предварительном анализе, включающем [79]:

спектр потенциальных последовательностей ТА (шаг 1);
 уточнение перечня сценариев развития ТА с учетом результатов моделирования (шаг 2).

Перечень инициирующих событий и отказов, которые могут привести к ТА на РУ типа ВВЭР

Иницирующее событие:

| | |
|---|----------------|
| малая течь SLOCA | S |
| средняя течь MLOCA | M |
| большая течь LLOCA | A |
| разрыв трубки ПГ | W |
| течь 2-го контура | T _S |
| полная потеря электропитания | T _B |
| переходный процесс без срабатывания АЗ – АТWS (anticipated transient without scram) | T _A |
| переходный процесс | T |

Состояние CAOЗ:

| | |
|---|---|
| полный отказ | 1 |
| HPI (high-pressure injection) CAOЗ ВД успех и отказ HPR (high-pressure recirculation) | 2 |
| (HPI) CAOЗ ВД и HPR успех | 3 |
| LPI (low-pressure injection) CAOЗ НД успех и отказ LPR (low-pressure recirculation) | 4 |
| (LPI) CAOЗ НД и LPR успех | 5 |

Отвод тепла от 2-го контура:

| | |
|-------|---|
| отказ | F |
| успех | S |

Отвод тепла от контайнмента (CHR):

| | |
|--|---|
| отказ | F |
| успех (в режиме рециркуляции работает спринклерная система, CAOЗ ВД или НД и теплообменник при условии, что CAOЗ находится в состоянии (ECCS) 3 или 5) | S |

Состояние границы контайнмента:

| | |
|---|---|
| успех изоляции ГО, нормальная утечка | S |
| отказ изоляции ГО | I |
| утечка из ГО (определяется инициатором) | B |

Уточнение перечня сценариев развития ТА должно учитывать возможность возникновения, например, накопления водорода, истечения расплава под высоким давлением, диспергирования обломков расплавленной активной зоны взаимодействие расплава с бетоном, повышения давления в СГО, течи контайнмента и т.п.

Явления ТА, существенные для нарушения границ удержания радиоактивных продуктов для РУ типа ВВЭР [79]

Ранний отказ:

Возгорание водорода

Горение. Ускоренное распространение огня. DDT (deflagration to detonation) – сгорание до взрыва.
 Прямой взрыв

| | |
|--|---|
| HPME (high-pressure melt ejection) – истечение расплава под высоким давлением | Повышение давления в шахте реактора или в помещениях дверей доступа. Истечение из корпуса. Прямой разогрев контайнмента. DCH – диспергирование обломков |
| Отказ проникновения | Воздействие обломков на двери доступа в помещения. Отказ проникновения из-за высокой температуры |
| Поздний отказ: При высоком давлении | Образование пара из обломков, находящихся вне корпуса. Образование неконденсируемых газов и пара при взаимодействии бетона с расплавом активной зоны (МССИ) |
| Проникновение в помещение под реактором | Длительное МССИ |
| Течь из контайнмента: Течь из контайнмента Течь из контайнмента (принудительная) | Неизолируемая течь трубки ПГ (SGTR) или ISLOCA (вызванный отказом трубки из-за перегрева труб при ЕЦ в ГЦК (RCS) сбой системы) |
| Отказ изоляции контайнмента | |

Критерии применения РУТА для разных известных подходов приведены в табл. 1.10 и конкретизированы для AREVA OSSA [79] на рис. 1.6.

Таблица 1.10. Критерии применения РУТА

| Подход | Критерий по снижению давления в 1-м контуре | Критерий для ввода в руководство SAM |
|--------------|--|--|
| AREVA-OSSA | $T_{\text{cet}} > 650 \text{ }^{\circ}\text{C}$ | $T_{\text{об}} > 1477 \text{ }^{\circ}\text{C}$. Использование T_{cet} как функции от давления (T_{cet} изменяется от 650 до 1050 $^{\circ}\text{C}$) |
| EdF APE-GIAG | Наличие перегрева (оголение активной зоны) | $T_{\text{cet}} > 1100 \text{ }^{\circ}\text{C}$ |
| WOG | $T_{\text{cet}} > 650 \text{ }^{\circ}\text{C}$ и отказ по снижению давления во 2-м контуре (процедуры работы в аварийных ситуациях – EOP) | $T_{\text{cet}} > 650 \text{ }^{\circ}\text{C}$. Не удалось остановить разогрев из-за отказа по снижению давления в 1-м и 2-м контурах |
| B&WOG | | $T_{\text{clad}} > 982 \text{ }^{\circ}\text{C}$. Использование T_{cet} как функции от давления (T_{cet} изменяется от 500 до 675 $^{\circ}\text{C}$) |

Критериями ввода (применения) РУТА AREVA OSSA являются [79]:

- 1) температура на выходе из активной зоны как функция от давления системы (см. рис. 1.6);
- 2) максимальная температура оболочки твэлов, выше которой затопление не может быть успешным;
- 3) начальное условие контроля, включенное в систему диагностики;
- 4) контроль выполнения ФБ ТА.

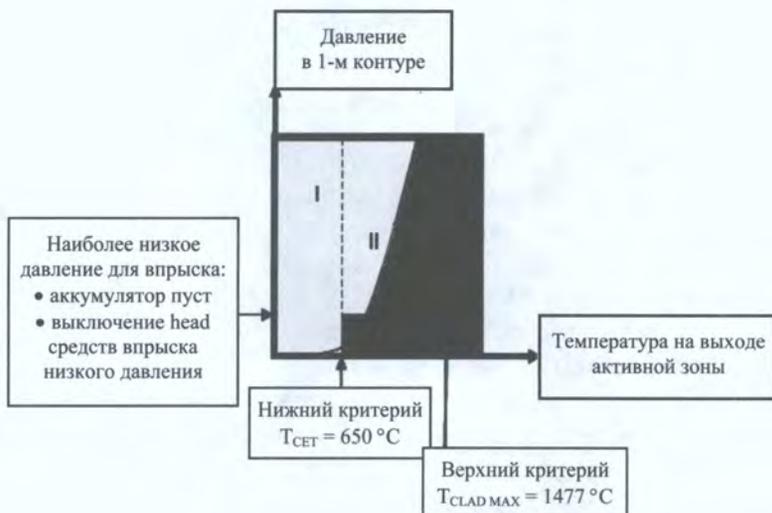


Рис. 1.6. Критерии ввода в AREVA OSSA [79]:

- I – EOP; II – окончательные EOP или OSSA часть I:
 снизить давление в 1-м контуре; начать мониторинг ФБ OSSA;
 продолжить попытки (в EOP) восстановить впрыск/охлаждение активной зоны;
 III – OSSA часть II: перейти к OSSA; закрыть EOP;
 выполнить неотложные действия.

Хотя в России и Украине пока отсутствует достаточный опыт разработки РУТА для АЭС с ВВЭР-1000, имеется ряд предпосылок для разработки такого руководства. Можно выделить следующие основные факторы, способствующие разработке РУТА:

- 1) опыт и результаты исследований ТА для PWR и ВВЭР, выполненных в различных странах;
- 2) опыт разработки РУТА для АЭС с PWR и ВВЭР;
- 3) наличие методологии определения конечных состояний АЭС в процессе ТА;
- 4) результаты проектов R2.06 программы TACIS «Тяжелые аварии на ВВЭР-1000», МЦЯБ «Программа управления авариями для реакторов советского проектирования» и «Разработка процедур управления авариями с расчетным обоснованием»;
- 5) опыт применения расчетных кодов для анализа ТА.

Многочисленные результаты исследований ТА применительно к реакторам PWR и, в меньшей степени, ВВЭР образуют технический базис для разработки мер по УТА. Эти результаты представлены, например, в отчетах NEA/CSNI, в отчетах национальных лабораторий западных стран, а также в материалах конференций, посвященных рамочным программам Европейского Союза в области ТА. Из работ российских исследователей можно выделить экспериментальную программу РАСПЛАВ [16] и исследования проблем водородной безопасности [17, 18].

За последние годы российскими специалистами накоплен определенный опыт исследования проблем, связанных с УТА [10]. В НТЦ ЯРБ РФ разработана методология определения конечных состояний АЭС в процессе протекания ТА [19]. Эта методология была использована для определения наиболее характерных сценариев протекания ТА на АЭС с ВВЭР.

АЭС России ориентированы на создание РУТА на основе разработанного фирмой Westinghouse. Однако стратегии УТА, реализованные в РУТА фирмы Westinghouse, должны быть предварительно изучены и адаптированы с точки зрения их реализуемости на АЭС с ВВЭР-1000. Реализация некоторых из этих стратегий (например, проведение залива контайнмента) может потребовать существенных изменений проекта.

Представленный анализ передового опыта регулирования и регламентирования управления авариями позволяет сделать следующие предварительные выводы.

1. Целесообразно создание общих руководств по управлению авариями и на их основе соответствующих симптомно-ориентированных эксплуатационных инструкций, которые бы охватывали алгоритмы действий и технических мероприятий на этапах предотвращения или ослабления последствий перехода ПА в ЗА, ЗА в ТА с повреждением топлива и других барьеров физической защиты (корпуса реактора и ГО). Такая целесообразность в первую очередь связана с внедрением единой идеологии и методов управления авариями на всех возможных стадиях развития, а также с повышением надежности принятия оператором решений в процессе возможных аварий, а соответственно и повышением показателей безопасности энергоблока. В противном случае при возникновении аварийных ситуаций оператору для выбора алгоритма управления и ликвидации последствий необходимо дополнительно идентифицировать по показаниям изменения технологических параметров как уровень тяжести аварии (проектная, запроектная или тяжелая авария), так и группу ИСА (при событийно-ориентированных подходах управления авариями). Учитывая ограниченное, в большинстве случаев, время действия оператора в процессе возникновения аварийных ситуаций/аварий увеличивается вероятность принятия неправильных решений и алгоритмов управления аварией. Однако учитывая современное состояние разного уровня знаний и адекватности моделирования аварийных процессов, а также существенно более низкую вероятность возникновения ТА, на первоначальном этапе можно ограничиться созданием и внедрением двух РУЗА (в том числе по предотвращению перехода ПА в запроектные) и РУТА.

2. Разработка новых аварийных инструкций в основном должна опираться на применении симптомно-ориентированных подходов, как наиболее перспективных и надежных методов управления авариями. Однако в некоторых случаях (например, когда идентификация ИСА однозначно определяется по контролируемому отклонению технологических параметров) возможно применение и событийно-ориентированных подходов. Кроме того, разработанные и используемые в настоящее время на отечественных АЭС инструк-

ции по управлению и ликвидации аварий в основном использовали событийно-ориентированные подходы (например, [23, 29]). При отсутствии сложившейся и общепринятой методической базы симптомно-ориентированных подходов управления авариями исключение разработанных и обоснованных СБОАИ может быть неоправданным. Поэтому методы выбора подходов по управлению аварией должны учитывать целесообразность, уровень обоснованности и возможность реального практического применения симптомно-или событийно-ориентированных алгоритмов управления аварией.

3. В типовых руководствах по управлению авариями должны быть: назначение и область применения руководств;

требования к методическому обеспечению при обосновании выбора подходов по управлению авариями (событийно-ориентированный, симптомно-ориентированный, смешанный);

требования к методическому обеспечению реализации СБОАИ по управлению авариями, в том числе по: полноте перечня и группированию ИС с общим алгоритмом управления и ликвидацией последствий; моделированию АП и критериям успеха (уровню тяжести) конечных состояний;

требования к методическому обеспечению реализации СОАИ, в том числе по: определению обобщающих симптомов (признаков) возникновения обобщаемых групп ИСА; обоснованию обобщающих алгоритмов управления и ликвидации последствий обобщаемых групп ИСА;

требования к расчетным и экспериментальным средствам моделирования развития аварийных процессов;

требования к структуре и содержанию эксплуатационных аварийных инструкций по управлению и ликвидации аварий.

4. Требования к достаточности полноты перечня и группированию ИС с общим алгоритмом управления, а также к моделированию АП и критериев успеха (уровней тяжести) конечных состояний должны основываться на методическом обеспечении углубленного анализа безопасности с использованием реалистичных вероятностных и детерминистских подходов, применимость которых в рамках ОАБ определена нормативными документами.

5. Требования к методическому обеспечению реализации симптомно-ориентированных подходов управления авариями должны быть основаны на: обоснованности необходимых и достаточных обобщающих симптомов (признаков), которые в полной мере отражают все ИС обобщаемой группы аварий и необходимость восстановления и/или дублирования нарушенных КФБ; обоснованности построения обобщающих алгоритмов управления и ликвидации в отношении полноты учета развития всех обобщаемых АП.

Поскольку построение симптомно-ориентированных подходов основано в том числе и на результатах событийно-ориентированных методов моделирования АП, то к указанным выше требованиям должны быть добавлены требования к методическому обеспечению реализации СБОАИ.

6. Необходимость формулирования требований к расчетным и экспериментальным средствам моделирования аварий определяется главным обра-

зом тем, что адекватность реальным условиям и процессам результатов моделирования определяет в конечном итоге обоснованность алгоритмов управления авариями.

Особую актуальность этот вопрос приобретает в связи с тем, что, как показывают многочисленные исследования (например, [28]), используемые сейчас расчетные средства и интегральные экспериментальные стенды для моделирования аварийных процессов на АЭС с ВВЭР недостаточно совершенны. Многие возможные явления/процессы при ЗА и ТА недостаточно изучены [10]. Поэтому требования к средствам моделирования аварий должны основываться на: всесторонней верификации и валидации расчетных средств (в том числе и в натуральных условиях); анализе и достоверной оценке неопределенностей результатов моделирования; применении альтернативных средств моделирования; обоснованных оценках соответствия интегральных экспериментальных стендов натурным условиям.

Учитывая, что добиться удовлетворительного совершенства средств моделирования аварийных процессов для всех условий возможных ИС практически невозможно, возможны компромиссные решения по «смягчению» требований к применимости результатов моделирования.

7. На основе обоснованных в руководствах по управлению авариями требований должны разрабатываться технические обоснования инструкций по управлению авариями. В них должны быть приведены обоснования:

методов выбора подходов по управлению авариями и их реализация;

применения средств моделирования аварийных процессов;

методов оценки полноты перечня и группирования ИС, а также методов определения обобщающих симптомов (для симптомно-ориентированных подходов) и их реализация;

обобщающих (по событийным и/или симптомным ориентирам) алгоритмов управления авариями и их разработка.

8. На основе технических обоснований должны разрабатываться соответствующие инструкции по управлению авариями.

В СБОАИ должны быть приведены: достаточные и обоснованные перечни и группы ИСА; симптомы (признаки) ИСА и их групп; алгоритмы действий и организационно-технические мероприятия по предотвращению и/или ослабления последствий аварий (в том числе по контролированию и поддержанию безопасности конечного состояния).

В СОАИ должны быть приведены: перечень обобщающих симптомов (признаков) необходимости восстановления и/или дублирования КФБ; соответствующие перечню обобщающих симптомов (признаков) обобщающие алгоритмы по управлению и ликвидации последствий аварий, а также соответствующие организационно-технические мероприятия.

1.4. Методы моделирования запроектных аварий

Основой разработки и внедрения руководств/инструкций по УЗА являются результаты моделирования аварий, которые определяют:

наборы и последовательности критических (минимальных) конфигураций систем, обеспечивающих выполнение КФБ для конкретных ИС/обобщенной группы ИС;

симптомы и временные интервалы их реализации в процессе развития аварий;

АП ИС, которые могут привести к тяжелым последствиям, разрушениям физических барьеров безопасности и недопустимым выбросам РВ за их пределы;

действия персонала, располагаемые для их реализации временные интервалы, а также необходимые организационно-технические мероприятия по управлению авариями.

Указанные положения определяют повышенные требования к качеству и адекватности натурным условиям *методов моделирования аварий*, которые условно можно разделить на расчетные и экспериментальные методы моделирования.

В мировой практике расчетные методы моделирования аварий на АЭС обычно подразделяют на вероятностные и детерминистские методы.

Основной целью вероятностных методов являются оценки нормируемых вероятностных показателей безопасности, риска, и надежности, а также АП ЗА.

Применение детерминистских методов в основном направлено на получение дополнительной информации о промежуточных и конечных состояниях АП (критерии успеха), а также о временных интервалах формирования симптомов ИСА и действий персонала по управлению авариями.

Поэтому применение вероятностных и детерминистских методов осуществляется совместно в рамках углубленного анализа безопасности, результаты которого являются основой для разработки и внедрения руководств/инструкций по управлению проектными и тяжелыми авариями.

Экспериментальные методы моделирования аварий направлены на получение опытной информации поведения параметров процессов с применением специально разработанных стендов и/или данных, полученных в натуральных условиях из опыта эксплуатации (переходные процессы, аварийные ситуации и аварии).

Ограничения расчетных методов моделирования аварий связаны в первую очередь с тем, что сложность и многообразие процессов при авариях на ядерных реакторах затрудняет разработку и реализацию адекватных натурным условиям физических и математических моделей. Ограничения экспериментального моделирования связаны с трудностями создания экспериментальных стендов, которые бы в полной мере соответствовали условиям натуральных установок, а также недостаткам объективных данных опыта эксплуатации по аварийным процессам. Поэтому экспериментальные методы моделирования аварий и их результаты обычно используются для валидации программных средств расчетного моделирования и являются необходимым условием их практического применения.

1.4.1. Детерминистские методы моделирования

Данные методы основаны на физических и соответствующих им математических моделях процессов в реакторе, оборудовании, системах и конструкциях энергоблока, а также в окружающей среде. К основным моделируемым сопряженным процессам при авариях/аварийных ситуациях на АЭС в общем случае относятся: нейтронно-физические, теплогидродинамические, термомеханические, физико-химические, теплофизические, парогазодинамические и процессы переноса РВ в окружающей среде. При идентификации граничных и начальных условий интегрирование математических моделей позволяет определить пространственно-временное поведение параметров, определяющих состояние РУ и условий безопасности.

Непосредственное численное интегрирование при конкретных крайних условиях математических моделей процессов осуществляется в компьютерных детерминистских кодах (ДК). Все многообразие используемых при моделировании ЗА ДК можно условно разделить на две группы:

- 1) интегральные коды, моделирующие все возможные ИС, процессы и конечные состояния;
- 2) детализированные коды, моделирующие отдельные ИС и/или процессы и/или этапы развития аварий/аварийных ситуаций.

Обычно интегральные коды используют упрощенные модели, позволяющие использовать результаты только для качественного анализа, либо представляют систему сопряженных детализированных кодов.

Детализированные ДК также условно можно по назначению разделить коды, моделирующие отдельные физические процессы, и коды, моделирующие отдельные этапы ЗА при конкретных ИС.

Характерными примерами последней из приведенных групп являются известные ДК RELAP, ДИНАМИКА, ТЕЧЬ, CATHARE, ATHLET, предназначенные в основном для моделирования теплогидродинамических и нейтронно-физических процессов при ИС с течами теплоносителя (ЛОСА) и/или разгерметизации оборудования и трубопроводов.

Типичная укрупненная структура и реализация ДК для расчетного моделирования аварий/переходных процессов приведены на рис. 1.7.

Для примера структура математического описания теплогидродинамики современных ДК следующая: модель теплогидродинамики теплоносителя (уравнения законов сохранения массы, импульса и энергии); специальные модели теплогидродинамики процессов (включая: модель критического истечения, модель расчета критической плотности теплового потока, модель гидроаккумуляторов, модель местных сопротивлений); модель неконденсирующихся газов в паровой фазе; модели состава фаз; уравнения состояния компонентов и соотношения для определения теплофизических свойств; карта режимов течения теплоносителя (пузырьковый, снарядный, кольцевой, дисперсный, переходный, однофазные потоки).

В современных ДК (коды «улучшенной оценки») наибольшее применение нашли UVUT-модели, учитывающие в явном виде термическую и ди-

намическую неравновесность фаз. В частности, UVUT-модель последних модификаций кода RELAP имеет достаточно общий вид при следующих основных допущениях: течение рассматривается в квазиодномерном приближении при осреднении параметров по сечению канала; дискретная фаза (пузырьковая или капельная) находится в состоянии насыщения; давление в контактирующих фазах при пузырьковых и капельных режимах одинаково; скорости фаз на межфазной поверхности равны; пренебрегается изменением массы, импульса, внутренней энергии межфазного слоя по сравнению с соответствующими параметрами в фазах на границе раздела, а также работой изменения площади межфазной границы.



Рис. 1.7. Укрупненная структура и состав ДК.

При этих допущениях исходная система одномерных дифференциальных уравнений сохранения массы, импульса и энергии имеет вид

$$\frac{\partial(\varphi_k \rho_k)}{\partial t} + \frac{1}{S} \frac{\partial(\varphi_k \rho_k w_k S)}{\partial z} = \Gamma_k, \quad (1.1)$$

$$\begin{aligned} \varphi_k \rho_k S \frac{\partial w_k}{\partial t} + \frac{1}{2} \varphi_k \rho_k S \frac{\partial w_k^2}{\partial z} = & -\varphi_k S \frac{\partial P}{\partial z} + \varphi_k \rho_k S B_z - \\ & -\varphi_k \rho_k S F_{cm_k} w_k + \Gamma_k S (w_{ki} - w_k) - \varphi_k \rho_k S F_{ik} \Delta w_k - F_{ak}, \end{aligned} \quad (1.2)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial \sum_k (\varphi_k \rho_k E_k)}{\partial t} + \frac{1}{S} \frac{\partial \sum_k (\varphi_k \rho_k w_k E_k) S}{\partial z} = & -\frac{1}{S} \frac{\partial \sum_k (\varphi_k w_k) S}{\partial z} + \\ & + \sum_k (\varphi_k \rho_k w_k) B_z + \Gamma_k E_{ki} + q_{cm_k}^* + q_{ki}^* - \tau_{ki}^* w_{ki} - \tau_{ct_k}^* w_k \end{aligned} \quad (1.3)$$

при условиях сопряжения на межфазной границе

$$\Gamma_v = -\Gamma_l, \quad (1.4)$$

$$\sum_{k=l,v} ({}^k B w_{ki} - {}^*_{ki} T) = 0, \quad (1.5)$$

$$\sum_{k=l,v} (E_k - \frac{1}{\rho} q_{ki}^* \tau_{ki}^* w_{ki}) = 0, \quad (1.6)$$

$$\tau_{cm_k}^* = \frac{\tau_{cm_k} \Pi_{cm_k}}{S}, \quad \tau_{ki}^* = \frac{\tau_{ki} \Pi_i}{S}; \quad q_{cm_k}^* = \frac{q_{cm_k} \Pi_{cm_k}^h}{S}; \quad q_{ki}^* = \frac{q_{ki} \Pi_i}{S}, \quad (1.7)$$

где $k = l, v$ – соответственно индексы параметров для жидкой и паровой фазы; φ_k – истинное объемное содержание k -й фазы; $\varphi_v + \varphi_k = 1$; ρ – плотность; S – площадь проходного сечения канала; w – скорость движения; t – время; z – продольная координата; Γ_k – скорость генерации k -й фазы; P – давление; B_z – проекция в единице объема на ось z вектора ускорения массовых сил;

$$F_{cm_k} = \frac{\xi_{cm_k} |w_k| \bar{A}_{cm_k}}{8\varphi_k} - \text{сила взаимодействия между } k\text{-й фазой и стенкой канала;}$$

ξ_{cm_k} – коэффициент трения k -й фазы и стенки канала; \bar{A}_{cm_k} – удельная (приведенная на единицу объема) площадь поверхности между k -й фазой и стенкой; τ_{cm_k} – касательные напряжения F_{cm_k} ; Π_{cm_k} – гидравлический периметр k -й фазы со стенкой; w_{ki} – скорость фаз на межфазной поверхности ($w_{vi} = w_{li} = w_i$ – по принятым в модели допущениям); F_{ik} , τ_{ki} – сила и касательные напряжения межфазного трения, соответственно (по принятым допущениям).

$$\varphi \rho \quad \equiv \varphi_v \rho_v \quad l \quad \bar{F}_{lv} \quad - (\varphi \rho) \quad v \quad l \quad F_i = \frac{\xi_{ki} \rho_k \Delta w_k}{8} \bar{A}_i,$$

$$\Delta \quad w_k = \begin{cases} w_v - w_l & \text{при } k = v; \\ w_l - w_v & \text{при } k = l, \end{cases}$$

где \bar{A}_i – удельная площадь межфазной поверхности (на единицу объема); Π_i – периметр межфазного взаимодействия; F_{ak} – сила присоединенных масс; $E_k = u_k + w_{k2}/2$; u_k – удельная внутренняя энергия k -й фазы; q_{ki} – удельный межфазный тепловой поток; q_{cm_k} – удельный тепловой поток между стенкой и k -й фазой; Π_{hcm_k} – периметр теплового взаимодействия k -й фазы и стенки.

Вектор основных независимых параметров системы дифференциальных уравнений UVUT-модели имеет вид

$$\vec{A} = \vec{A}\{P, \rho_m, x, w_v, w_l, u_m\}, \quad (1.8)$$

где x – массовое паросодержание; u_m – удельная внутренняя энергия смеси.

При этом UVUT-модель является математически незамкнутой, так как число неизвестных параметров больше, чем число основных независимых переменных. Таким образом, возникает необходимость привлечения дополнительных замыкающих соотношений/уравнений для расчета следующих неопределенных физических величин: межфазное механическое взаимодействие (τ_{ki}^*, F_{ik}) ; механическое взаимодействие фаз со стенками канала (F_{cmk}, τ_{cmk}^*) ; теплообмен между фазами и стенкой (q_{cmk}^*, q_{ki}^*) ; скорость (интенсивность) генерации k -й фазы Γ_k .

В общем случае определение замыкающих соотношений основывается на описании процессов на «микроуровне»¹ потока и привлечении дополнительных гипотез, характеризующих эти процессы. Однако реализация такого подхода в полной мере приводит к усложнению математической модели и исключительным трудностям практического применения. Поэтому в математической модели ДК реализуется традиционный подход определения замыкающих соотношений в виде некоторых полуэмпирических/эмпирических зависимостей от основных, независимых параметров потока и краевых условий. Указанный подход используется во всех известных в настоящее время теплогидродинамических моделях, нашедших практическое применение при анализе аварийных процессов. Однако определение таких замыкающих соотношений требует привлечения априори необоснованных гипотез на микроуровне двухфазного потока, которые могут не отражать реальных процессов формирования и развития двухфазного потока².

В конечном итоге разнообразие этих гипотез и определяет разнообразие методик расчета теплогидродинамики двухфазных потоков. При этом полагается, что недостаточная обоснованность замыкающих соотношений корректируется за счет входящих в них различных эмпирических коэффициентов.

Математическая модель нейтронно-физических расчетов сводится к численному интегрированию при заданных начальных и граничных условиях следующих основных дифференциальных уравнений

$$\frac{1}{DV} \cdot \frac{\partial n}{\partial t} = \nabla^2 n + [(1-\beta)K - 1] \frac{1}{M^2} + \sum_i \lambda_i C_i, \quad (1.9)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i \left(\frac{K}{M^2} \right) n - \lambda_i C_i, \quad (1.10)$$

где $n(\vec{r}, t)$ – пространственная плотность потока тепловых нейтронов; $C_i(\vec{r}, t)$ – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов;

¹ Имеется в виду – на уровне отдельных дискретных образований (пузырей, капель и т.д.).

² В первую очередь это относится к пузырьковым, дисперсным и переходным режимам течения.

$K(\vec{r}, t)$ – коэффициент размножения нейтронов; $M^2(\vec{r}, t)$ – квадрат длины миграции; $\beta_i, \lambda_i(\vec{r}, t)$ – эффективная доля и постоянная распада предшествующих нейтронов. Основные результаты нейтронно-физических расчетов совместно с решением распределений теплогидравлических параметров (например, паросодержание в активной зоне) заключаются в оценке пространственного распределения нейтронного потока, реактивности и мощности энерговыделения реактора.

Более подробный анализ расчетного моделирования аварий с течами 1-го контура на АЭС с ВВЭР ДК отражены, например, в монографии [28].

Применение ДК позволяет в принципе определить необходимые данные и информацию для обоснования алгоритмов действий персонала и организационно-технических мероприятий по УЗА:

1) соответствие состояния установленным детерминистским критериям безопасности;

2) критические (минимальные) конфигурации систем, обеспечивающих выполнение ФБ;

3) хронологию событий развития АП (в том числе временные интервалы срабатывания защит, блокировок, уставок систем, влияющих на развитие процессов);

4) допустимые временные интервалы эффективных действий персонала по УЗА и др.

Результаты углубленного анализа безопасности (в рамках ОАБ) с применением детерминистских методов моделирования аварий/аварийных ситуаций на всех типах РУ с ВВЭР, эксплуатируемых в Украине, позволили создать значимую базу для обоснования и разработки эксплуатационной документации и организационно-технических мероприятий по УЗА.

Однако эти результаты были получены без учета внешних и внутренних экстремальных событий. Для примера рассмотрим известные результаты детерминистского моделирования внешнего экстремального события, связанного с падением самолета на ЗО ВВЭР-1000 [64]. До настоящего времени такое техногенное событие, как падение самолета на здания ГО АЭС, рассматривалось только в виде динамической нагрузки. Однако практика показала, что последствия пожара, вызванного горением топлива упавшего самолета, могут привести к более разрушительным последствиям, чем непосредственно удар при падении самолета. Продолжительность пожара и температура горения во многом зависит от типа самолета и количества топлива на борту. Следовательно, при падении самолета на ЗО кроме механического воздействия твердого тела будет оказывать влияние и действие локальных температур. В этой связи возникает необходимость оценить последствия горения топлива упавшего самолета на здания ГО и определить, может ли это привести, например, к разгерметизации внутренней ЗО, нарушению целостности конструкции или ее части, выходу из строя отдельных арматурных канатов системы преднапряжения. Нагрузка на конструкции и оборудование, возникающая от горения топлива упавшего самолета, должна определяться в

зависимости от количества топлива на борту самолета (при полной загрузке топливные баки аэробуса Boeing-767 вмещают 90 т керосина); объема помещений (высота, площадь), количества и размещения проемов, их площади и высоты; теплового потока в источнике.

Трехмерная конечноэлементная модель ЗО АЭС с ВВЭР-1000, представленная на рис. 1.8, адекватно отображает основные конструктивные особенности сооружения [64]:

- наличие отверстий диаметром 3 и 4 м;
- утолщения стенки оболочки в зоне этих отверстий;
- закладные детали;
- внутреннюю герметизирующую облицовку;
- наличие внутренних и наружных слоев арматуры;
- реальную трассировку арматурных канатов системы преднапряжения;
- реальные значения усилий в арматурных канатах.



Рис. 1.8. Трехмерная конечноэлементная модель ЗО АЭС с ВВЭР-1000, которая включает 113006 объемных восьмиузловых конечных элементов и 122316 узлов.

Рассматривались зоны локального разогрева в купольной части в виде сектора, а на цилиндре – в виде пятна, которое на развертке цилиндра имеет форму прямоугольника. В зонах разогрева выполнено сгущение сетки конечных элементов для более точного моделирования градиентов температуры вблизи границ этих зон и по толщине (рис. 1.9).

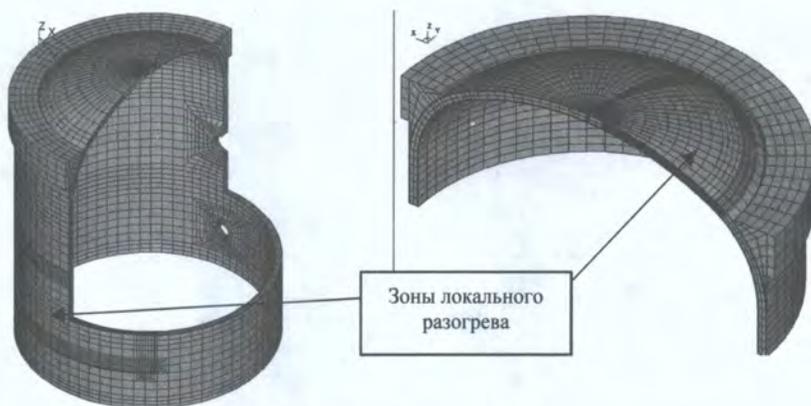


Рис. 1.9. Сгущение конечноэлементной сетки вблизи зоны локального разогрева.

Расчеты выполнялись с применением программного комплекса CONT, реализующего суперэлементный алгоритм и позволяющего проводить анализ прочности 3D с учетом нелинейного поведения бетона при образовании в нем трещин вследствие воздействия локальных полей температуры.

На рис. 1.10 и 1.11 представлено распределение температуры по толщине купола и цилиндра в центре зоны локального разогрева в различные моменты времени после начала разогрева.

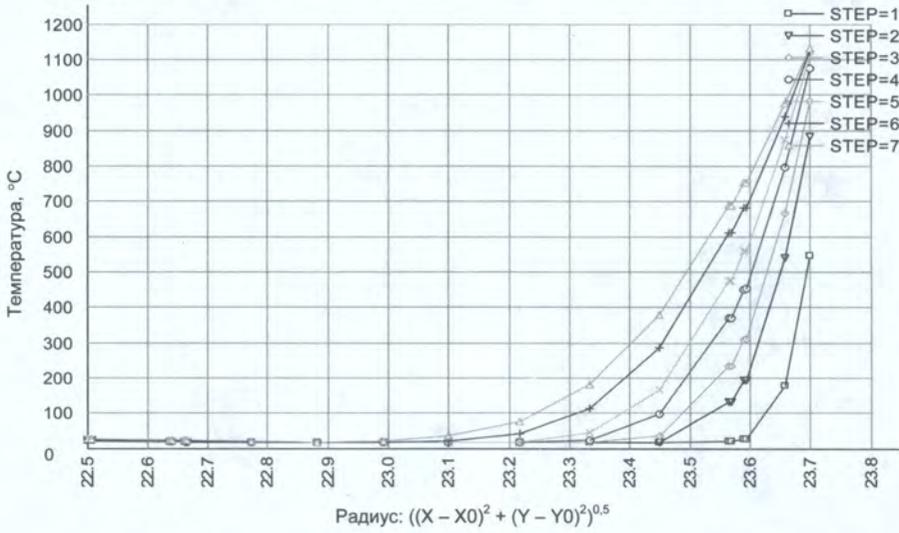


Рис. 1.10. Распределение температуры по толщине в купольной части (номера шагов соответствуют моментам времени, ч: 1 – 0,03; 2 – 0,08; 3 – 0,14; 4 – 0,27; 5 – 0,46; 6 – 0,55; 7 – 1,30; 8 – 3,05; 9 – 4,90; 10 – 6,75; 11 – 8,6).

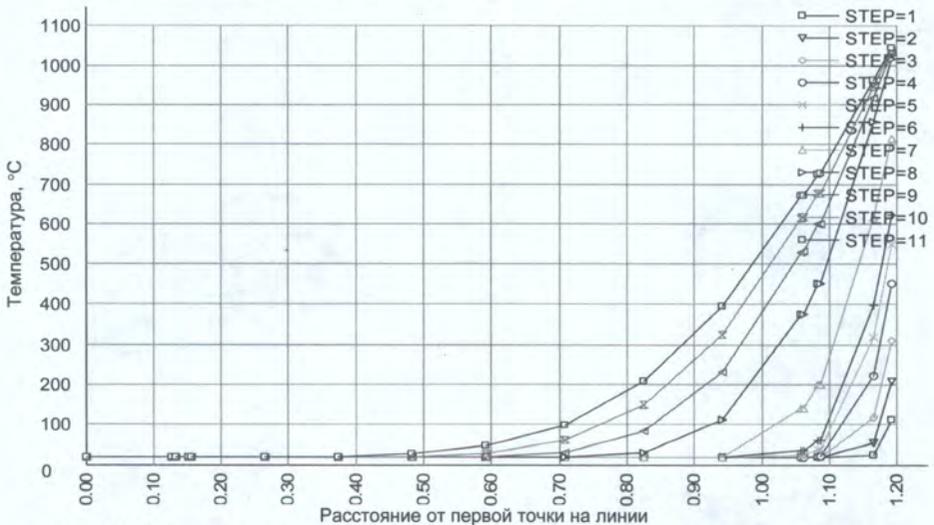


Рис. 1.11. Распределение температуры по толщине в цилиндрической части (номера шагов соответствуют моментам времени, ч: 1 – 0,35; 2 – 1,20; 3 – 1,82; 4 – 2,72; 5 – 3,65; 6 – 5,55; 7 – 7,40).

Полученная информация о распределении температуры использовалась в качестве нагружающего фактора на следующем этапе расчета напряженно-деформированного состояния оболочки с учетом образования трещин в бетоне. Кроме температурного воздействия в качестве нагрузки задавался вектор узловых усилий от системы преднапряжения, обеспечивающей обжатие оболочки. Нагрузка от преднапряжения приложена к срединной поверхности оболочки.

При расчете значений усилий учитывается реальное значение усилия натяжения каждого каната, его траектория и потери усилия по длине каната от трения и анкеровки. Средняя величина усилия натяжения каждого из канатов составляет ~800 т. В расчетах учитывались изменения физико-механических характеристик бетона и арматуры. Представленная информация показывает, что в начальные моменты времени происходит образование трещин в бетоне от сжимающих окружных и меридиональных напряжений в поверхностном слое непосредственно в зоне разогрева, так как здесь из-за температурного расширения бетона и значительного градиента температуры реализуется высокий уровень сжимающих напряжений.

По мере прогрева стенки оболочки и смещения границы разогретого пятна вглубь наблюдается появление вблизи внутренней поверхности слоев бетона разрушившихся от воздействия растягивающих окружных и меридиональных компонентов напряжений, которые уравнивают сжимающие напряжения, возникающие вблизи наружной поверхности непосредственно под зоной разогрева. Вблизи границ разогретого пятна реализуются зоны разрушения от отдельных сжимающих меридиональных или окружных компонентов напряжений, а также зоны смешанного разрушения – от сжимающих меридиональных и растягивающих окружных напряжений и наоборот.

Результаты расчета показали, что при воздействии высоких температур от горения топлива упавшего самолета ЗО может потерять несущую способность.

В настоящее время математические модели кодов и их возможности постоянно совершенствуются, а наибольшее применение для анализа ПА и ЗА на АЭС с ВВЭР получили последние модификации детализированных ДК RELAP5, ATHLET, CATNARE, ТЕЧЬ, ДИНАМИКА, КОРСАР, ТРАП, SCDAP, PATEГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ (процессы в оборудовании ЯЭУ); CONTAIN, RALOC, TONUS, КУПОЛ, АНГАР, MELCOR, PROBL, ESCADRE, FIPLOC (процессы в контейнменте ЯЭУ); LEAK, RODOS (процессы в окружающей среде). Анализ процессов горения в ЗО – FIRECON (ВНИИЭР), CREBCOM (РНЦ КИ), в окружающей среде – FOREST (СПБА-ЭП). В частности, расчетный код RELAP5 использовался в рамках проектов МАГАТЭ (RER/9/004, RER/9/020) при анализе аварий для реакторов типа ВВЭР и тестирован для этих целей в рамках ряда международных стандартных проблем (например, SPE-4). RELAP5 успешно применялся и для анализа проектных и запроектных аварий для реакторов типа РБМК. Одна из последних модификаций RELAP5/M3.2 нашла широкое применение для моделиро-

вания аварий при разработке ОАБ энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР, а результаты его применения согласованы регулирующим органом.

Однако, как указывалось выше, заложенные в кодах типа RELAP5 математические модели теплогидродинамики многофазных и многокомпонентных сред обладают целым рядом принципиальных недостатков, в первую очередь связанных с использованием нефизичных систем замыкающих соотношений и специальных расчетных моделей, что ограничивает область их применения и экстраполяцию в условиях, не прошедших достаточную верификацию и валидацию. Поэтому вопросы верификации и валидации методов и расчетных средств и анализы неопределенностей при моделировании аварий ДК играют, в конечном итоге, решающую роль в оценке их применимости и адекватности реальным условиям.

Нормативами ОПБУ [1] верификация и валидация (в том числе ДК) определены следующим образом¹.

Верификация – процесс, направленный на подтверждение соответствия качества услуг или эксплуатационных параметров продукции необходимым характеристикам.

Валидация – процесс, направленный на подтверждение объективными доказательствами того, что конечный продукт (продукция или услуга) соответствует установленным нормам.

По сути, в таком формате и проводились процедуры верификации/валидации ДК в ОАБ АЭС Украины с ВВЭР. Процедуры верификации ДК сводились фактически к проверке качества задания исходных данных и программирования. Процедуры валидации осуществлялись на основе сопоставления опытных данных по изменению теплогидродинамических параметров в процессе имевших место в натуральных условиях на РУ инцидентов/нарушений эксплуатации/переходных режимов с посттестрасчетами по ДК (RELAP5). В такой постановке валидации можно отнести и результаты сопоставления расчетов по ДК с соответствующими экспериментальными данными по моделированию аварий (аварийных ситуаций на интегральных стендах (например, ИСБ-ВВЭР и ПСБ-ВВЭР).

Анализ нормативных требований и опыта проведения верификации/валидации в рамках ОАБ АЭС с ВВЭР и стандартных экспериментальных программ позволяет сделать такие основные выводы (см., например, [28]).

1. Нормами не установлены критерии оценок результатов верификации/валидации, что в конечном итоге приводит к субъективному введению таких критериев непосредственным пользователям ДК без достаточного анализа неопределенностей результатов расчетного моделирования.

2. Используемые для валидации ДК опытные данные, полученные в натуральных условиях, не отражают, в общем случае, весь диапазон изменения параметров для моделируемых аварий/аварийных ситуаций. Кроме того, в

¹ Следует отметить, что эти определения не вполне соответствуют общетехническим определениям терминов валидация/верификация, а также регулирующим положениям отдельных ядерных держав (см. подробнее [28]).

большинстве случаев отсутствует по опытным данным в натуральных условиях валидация параметров основным детерминистским критериям безопасности (например, по температуре оболочек твэлов).

3. Интегральные экспериментальные стенды по критериям подобия не моделируют аварии на натуральных установках ВВЭР (в том числе ИСБ-ВВЭР и ПСБ-ВВЭР).

4. Нефизичность математических моделей теплогидродинамики многофазных и многокомпонентных сред определяет необоснованность экстраполяции применения результатов валидации, полученных как в натуральных, так и экспериментальных условиях, на другие моделируемые процессы.

Для применения и экстраполяции результатов валидации ДК, полученных в натуральных и экспериментальных условиях, а также оценки погрешностей расчетов необходим глубокий анализ неопределенностей результатов расчетного моделирования и их причин. В последнее время этому направлению проявляется повышенный интерес специалистов, однако многие вопросы остаются открытыми (см. например, [65 – 68]).

По причинам возникновения неопределенности расчетного моделирования ДК можно условно разбить на две условные группы:

1) неопределенности, связанные с обеспечением качества при использовании кодов (корректность программирования исходных данных, конструкционных характеристик, теплофизических и прочностных свойств, зависимость результатов расчета от нодализационных схем, «эффекты пользователя» и т.п.);

2) неопределенности, связанные с ограниченной точностью численных методов и адекватностью реальным процессам математических моделей/расчетных зависимостей, используемых в ДК.

Оценка и устранение неопределенностей первой группы осуществляется за счет априори известных погрешностей режимных и технических параметров, оптимизации нодализационных схем (для устранения их влияния на конечные результаты и «эффектов пользователя»), обеспечения качества при программировании верификационными процедурами и др.

Анализ неопределенностей второй условно выделенной группы обычно осуществляется различными методами анализа чувствительности (по влиянию отклонений расчетных параметров на конечные результаты).

Для примера подробнее рассмотрим известный усовершенствованный подход к анализу неопределенностей расчетного моделирования теплогидродинамических процессов при авариях на ЯЭУ, представленный в [65]. Согласно этому подходу источниками неопределенности $\Delta y_i(\tau)$ результатов $y_i(\tau)$ расчетного моделирования аварийных режимов натуральных ЯЭУ являются:

1) неопределенности исходных данных Δx_i для составления расчетной модели (для задания во входном файле – input deck): геометрические характеристики, свойства материалов, режимные параметры (теплофизические параметры и параметры работы оборудования) – предполагаются заранее известными (заданными как функции времени либо постоянными);

2) неопределенность (ограниченная точность) Δai используемых в коде моделей процессов и явлений (их математических приближений) и свойств материалов, фактически, представляющих базу физических знаний – предполагаются заранее известными (заданными как функции времени или других параметров либо постоянными);

3) неопределенности из-за ограниченной точности $o(\Delta xi)$ численных методов решения математических уравнений, описывающих поведение расчетной модели в целом – предполагаются известными либо рассчитываются локально для каждого шага интегрирования по времени (исходя из анализа используемой численной схемы кода).

Дополнительной характеристикой всех этих групп является, в общем случае, их связь со временем, в котором разворачиваются аварийные процессы, т.е.:

1) неопределенность момента времени реализации некоторого значения (граничного условия, в общем случае определяемого – задаваемого – как функция времени) $\pm \Delta \tau_i$ в силу разного рода задержек (опережений) в работе оборудования;

2) зависимость неопределенности какого-либо параметра (в общем случае – всех) от времени (неявно выраженная через зависимость от меняющихся режимов – фазовых областей; например, большая или меньшая точность используемых замыкающих соотношений при разных давлениях, температурах, скоростях и пр.; большая или меньшая точность знания свойств материалов в разных диапазонах (областях) агрегатного состояния вещества и т.д.):

$$\{\Delta xi = gx(xi(\tau)), \Delta ai = ga(ai(\tau)), \Delta oi = go(oi(\tau)), \Delta yi = gy(yi(\tau))\}. \quad (1.11)$$

При этом в общем случае учитывается, что неопределенности отклонения любого из рассматриваемых параметров в меньшую и большую сторону не равны по абсолютному значению (рис. 1.12):

$$|\Delta x^+| \neq |\Delta x^-|. \quad (1.12)$$

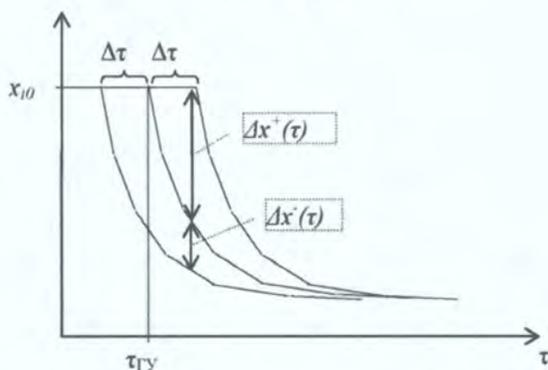


Рис. 1.12. Неопределенность значения граничного условия в зависимости от временной неопределенности.

Основные положения детерминистского метода количественной оценки неопределенности в [65] используют понятия двух комплексов параметров: «суперкуб Д'Аура» («СК») и «граничных условий» («ГУ»). В «СК» входят параметры, которые не являются (не задаются) функцией времени (определяются только взаимным соотношением), и их изменение в переходном (аварийном) процессе обуславливается изменением условий на границе системы (их отклонением от стационарного состояния). В комплекс параметров «ГУ» входят условия на границах системы (или эквивалентные им через однозначные функциональные связи, в том числе и определяемые как замыкающие соотношения) и условия (параметры), определяемые теплофизическими свойствами материалов, геометрическими характеристиками и т.п.

При известных априори неопределенностях параметров «СК» Δb_m неопределенность результатов расчета всех интересующих параметров y_m оценивается из решения системы

$$\Delta \{ \tau y_n(\tau) \}_{n=1 \dots N} = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right). \quad (1.13)$$

Для параметров b_m комплекса «ГУ» предполагается наличие известных значений Δb_m на момент времени τ . Тогда при уже известных (рассчитанных на данный временной слой) суммах для параметров из комплекса «ГУ»

$$\mathcal{B}_n(\tau) = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right)_{\text{параметры ГУ}} \quad (1.14)$$

нужно решать для N неизвестных параметров соответствующую систему (1.13) алгебраических линейных уравнений

$$\Delta \{ \tau y_n(\tau) \}_{n=1 \dots N} = B_n(\tau). \quad (1.15)$$

Производные $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$ фактически являются коэффициентами чувствительности. Для выполнения требования максимизации искомым неопределенностей согласно [65] следует выбирать такие значения коэффициентов чувствительности в рассчитываемых пределах их изменения, чтобы максимальными были получаемые неопределенности $\{\Delta y_n\}$ хотя бы самых значимых (критичных) параметров из комплекса «СК».

Требованию максимизации (по абсолютному значению) или максимизации положительных значений и минимизации отрицательных значений искомым значений неопределенности параметров из комплекса «суперкуб» $\{y_n\}$ отвечают требования максимизации $\{B_n\}$. Для максимизации B_n нужно принимать знак неопределенностей параметров Δb_m из комплекса «ГУ» так, чтобы сумма слагаемых $\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \Delta b_m \right)$ была максимальной.

Необходимый способ максимизации B_n – максимизация $\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}\right)$ за счет учета численной погрешности его определения (критерия сходимости $\varepsilon(y_n) > 0$ относительно y_n):

$$\max \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right) \Big|_{\frac{\partial y_n}{\partial b_m} > 0} = \frac{\partial y_n + \varepsilon(y_n)}{\partial b_m}, \quad (1.16)$$

$$\max \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right) \Big|_{\frac{\partial y_n}{\partial b_m} < 0} = \frac{\partial y_n + \varepsilon(y_n)}{\partial b_m}. \quad (1.17)$$

Очевидно, что изложенный метод уже содержит в себе части некоего анализа чувствительности (опирается на него) и предпосылки к его развитию, поэтому из него естественным образом вытекает анализ влияния отдельных параметров на общую неопределенность результатов расчета (выявление «узких» мест: точность численных методов, качество замыкающих соотношений, знание физических свойств, точность геометрических характеристик и т.д. – с ранжированием важности), т.е. возможности ее уменьшения за счет уточнения (уменьшения) степени их незнания.

Необходимость применения и развития данного метода (и подобных методов) анализа неопределенностей расчетного моделирования ДК несомненна. Однако следует отметить и принципиальные ограничения их применения, которые связаны с затруднительностью обоснованных оценок коэффициентов чувствительности и неопределенностей нефизических замыкающих соотношений математических моделей, о которых указывалось выше.

Ниже приведены известные результаты квалификационного тестирования кода TRAC (TRAC-M)¹.

Квалификационное тестирование кода – процесс, который позволяет определять, отвечает ли разработанное программное обеспечение заявленным требованиям. Такое тестирование демонстрирует и подтверждает, что код и его модели и методы удовлетворяют цели разработки кода и могут быть использованы, являясь адекватным для указанных объектов применения.

Этапы создания, предшествующие квалификационному тестированию нового кода, – это формирование требований, проектирование и исполнение.

Формирование требований – это ряд работ, которые завершаются разработкой технических условий (спецификации), документации и обзором требований, которым должно отвечать программное обеспечение, включая функциональные возможности, работу, проектные ограничения, свойства и внешний интерфейс. Требования формируют основу для планов разработки программного обеспечения, его создания и работы.

¹ Brent E. Boyack, Leonard W. Ward. Validation Test Matrix for the Consolidated TRAC (TRAC-M) Code' // International Meeting on "Best-Estimate" Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000). – Washington, DC, November 2000.

Проектирование – это ряд работ, которые завершаются созданием проекта разработки, документации и обзором проекта программного обеспечения, которое отвечает определенным требованиям. Документация проекта программного обеспечения определяет полную структуру программного обеспечения, которую можно воплотить в ходе программирования.

Исполнение – это ряд работ, которые приводят к созданию программного обеспечения. Работы по воплощению проекта осуществляются так, чтобы программное обеспечение было разработано в соответствии с проектной документацией и стандартами программирования. Это также включает неофициальное тестирование подпрограмм и всего кода.

Документация, которая сопровождает эти три этапа создания программного обеспечения, показана на рис. 1.13.

| | | Квалифицированный код | Описание | Документация |
|-------------------------------|---|--|---|---|
| Квалификационное тестирование | Матрица валидационного тестирования | Валидация путем тестирования на интегральном уровне | Интегральные характеристики кода: <ul style="list-style-type: none"> • параметрические уравнения • замыкающие уравнения • модели компонентов • числовые значения • специальные модели • модели компонентов Применимость для сценариев Масштаб станции Условия | План квалификационного тестирования Процедуры квалификационного тестирования Отчет квалификационного тестирования Одобрение план тестирования Одобрение процедур тестирования Принятие отчета Документация пользователя |
| | | Валидация путем тестирования на уровне отдельных компонентов | Различное проведение тестирования, используя данные SET, CET или IET в зависимости от их наличия и применимости | |
| | | Валидация путем тестирования отдельных эффектов | Внимание на тесные взаимосвязи (например, корректное использование уравнений) Несколько явлений/процессов Упрощенная геометрия Контролируемые граничные условия | |
| | | Валидация по другим требованиям | Указанный дизайн Возможности/функции Проблемы устойчивости Концептуальные проблемы Аналитические проблемы Тестирование численных методов | |
| | Верификация | Рецензирование Аудит Партнерские проверки Неформальное тестирование | План валидации и верификации Рецензия и пакет аудиторской проверки Пакет аудиторских проверок Планы неформальных тестирований, процедуры, результаты | |
| | Формирование требований, проектирование и исполнение: 1.Параметрические уравнения 2.Замыкающие уравнения 3.Модели компонентов 4.Специальные модели 5.Числовые значения | Анализ требований Разработка предварительного проекта Разработка детального проекта Разработка модулей кода Проверки Рецензирование | Документы требований План валидации и верификации План разработки программного обеспечения Документация проекта программного обеспечения План и процедуры квалификационного тестирования Одобрение плана и процедур тестирования | |

Рис. 1.13. Обзор квалификации кода: SET – тестирование отдельных эффектов; CET – тестирование влияния компонентов; IET – тестирование интегральных эффектов.

Верификация – процесс, гарантирующий, что разработанный код и каждая работа, выполненная в ходе разработки программного обеспечения, отвечают требованиям к продукту и целям выполняемой работы.

Валидация – процесс, демонстрирующий, что созданное программное обеспечение отвечает требованиям к нему.

1.4.2. Вероятностные методы моделирования

Эти методы наиболее характерно реализованы в известной методологии ВАБ, результаты которого используются для оценки количественных показателей общего уровня безопасности (риска) энергоблоков АЭС. В рамках ВАБ применение вероятностных методов позволяет оценить:

- показатели надежности оборудования, элементов систем и персонала;
- вероятность отказов систем/каналов систем;
- вероятность возникновения ИС;
- вероятность возникновения и набор возможных АП;
- вероятность возникновения недопустимых событий (тяжелое повреждение топлива, сверхнормативные выбросы РВ и т.п.);
- показатели безопасности (риска) энергоблока АЭС.

ВАБ анализирует показатели риска от эксплуатации АЭС, связанные с различными уровнями повреждения (например, ЧПАЗ или частота сверхнормативных радиоактивных выбросов в окружающую среду) и проводится с применением логических и системных подходов, использующих вероятностные оценки надежности оборудования и стационарного персонала на основе опыта эксплуатации.

В зависимости от целей и объемов работ обычно ВАБ АЭС подразделяют на:

ВАБ 1-го уровня – по оценке вероятности (риска) возникновения ТА с повреждением топлива;

ВАБ 2-го уровня – по оценке вероятности (риска) возникновения аварий со сверхнормативными выбросами радиоактивных продуктов в окружающую среду;

ВАБ 3-го уровня – по оценке риска влияния на окружающую среду и населения вне промплощадки АЭС.

ВАБ может выполняться для различных исходных ЭС энергоблока АЭС:

работа реактора на номинальной, повышенной и пониженной мощностях;

переходные процессы эксплуатации РУ (пуски, остановки и т.п.);

останов реактора на плановый/внеплановый ремонт;

снятие с эксплуатации.

На практике реализуется также текущий (living) ВАБ для непрерывной оценки риска возникновения аварий и их последствий, а также оценок модернизации эксплуатации, технического обслуживания и ремонта.

К настоящему времени количественные оценки ВАБ были выполнены для более чем 200 АЭС всего мира. Исторически ВАБ выполнялся органами регулирования для усиления общего понимания риска (например, NUREG-1150) или лицензиатами – для обоснования соответствия требованиям регулирования безопасности, для идентификации и понимания ключевых слабых мест в защите станции, а также для анализа влияния технических решений по изменению проектов АЭС. Также результаты ВАБ использовались для оценки проектов строящихся АЭС.

В Украине ВАБ 1-го уровня выполнен в рамках ОАБ действующих и новых энергоблоков с ВВЭР-1000/320, ВВЭР-1000/302, ВВЭР-440 [40 – 42].

Основные результаты ВАБ 1-го уровня заключаются в оценке суммарной ЧПАЗ реактора для всех возможных (постулируемых) групп аварий. Эти группы аварий определяются на основе проектной документации и анализа опыта эксплуатации. Обычно (без учета внешних и внутренних событий – пожары, затопления, падение предметов и т.д.) выделяются три категории ИСА для АЭС с ВВЭР¹: с потерей теплоносителя 1-го контура (LOCA); с переходными процессами (транзиенты); со специальными инициаторами.

К первой категории относятся аварии с большими, средними и малыми (компенсируемыми/не компенсируемыми системой подпитки-продувки реактора) течами 1-го контура. К категории транзиентов относятся ИСА с полной потерей электроснабжения собственных нужд, с полной потерей основной и вспомогательной питательной воды ПГ и другие переходные процессы, приводящие к срабатыванию АЗ. К категории ИСА специальных инициаторов относятся течи из 1-го контура во 2-й, разрывы трубопроводов питательной воды/пара в пределах гермообъема, разрывы паропроводов за пределами гермообъемов и потеря каналов техводы.

Основной показатель ВАБ 1-го уровня – суммарная вероятностная оценка ЧПАЗ – определяется как

$$\text{ЧПАЗ} = \sum_{i=1}^k I_i \sum_{j=1}^{n_i} P_{АП_j} (P_{m_{ji}}), \quad (1.18)$$

где I_i – частота ИСА i -й группы ($i = 1, \dots, k$); k – число групп ИСА; $P_{АП_j}$ – условная вероятность повреждения активной зоны в j -й АП i -й группы ИСА ($j = 1, \dots, n_i$); n_i – число АП с повреждением активной зоны в i -й группе ИСА; $P_{m_{ji}}$ – условная вероятность отказа m -й системы/усеченной конфигурации m -й системы в j -й АП i -й группы ИСА ($m_{ji} = 1, \dots, l_{ji}$); l_{ji} – число критических систем в j -й АП i -й группы ИСА, определяемое критериями успеха и деревом событий (ДС) i -й группы ИСА. Значение $P_{m_{ji}}$ в общем случае зависит от границ системы, показателей надежности (ПН) отдельного оборудования систе-

¹ Такое определение не вполне корректно, так как к ИСА можно по ОПБУ формально отнести исходные события с течами 1-го контура, а для других как исходные события аварийных ситуаций.

мы, зависимых отказов, ПН персонала, технологических связей между элементами системы, длительности неработоспособности отдельных каналов/оборудования по причине ремонта, испытаний и пр. Условная вероятность (повреждения активной зоны) определяется на основе системного анализа (количественные оценки ПН оборудования и персонала по данным опыта эксплуатации), а также ДС АП при граничных (критических) конфигурациях систем (критерии успеха) ФБ. Расчетные обоснования критериев успеха систем проводятся с использованием ДК. Конечные состояния АП в ВАБ 1-го уровня определяются состоянием активной зоны: либо происходит повреждение активной зоны (CD), либо наступает стабильное безопасное состояние (OK).

Укрупненная структура ВАБ 1-го уровня представлена на рис. 1.14. Следует отметить, что процесс выполнения ВАБ носит итерационный характер, т.е. в ходе выполнения этапов происходит уточнение/корректировка результатов предыдущих этапов. В частности, для большинства проведенных ВАБ энергоблоков АЭС присутствуют предварительные и конечные количественные оценки основных результатов в виде суммарной ЧПАЗ.

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ ВАБ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ВЫПОЛНЕНИЯ ЭТАПОВ



Рис. 1.14. Укрупненная структура ВАБ.

На начальных этапах ВАБ 1-го уровня идентифицируется перечень ИС, возникновение которых может при определенных условиях привести к тяжелым последствиям, связанным с повреждением/разрушением активной

зоны. На основе опыта и данных эксплуатации оценивается частота возникновения каждой группы ИСА. Далее, привлекая проектную эксплуатационную документацию и учитывая опыт эксплуатации конкретных энергоблоков, проводится качественный анализ последовательности развития аварийного процесса для каждого ИС с учетом функционально-логических связей, уставок на срабатывание задействованных систем и оборудования, а также действий персонала.

Предварительные и конечные количественные оценки показателей вероятности возникновения аварий с повреждением/разрушением активной зоны ЯЭУ для каждой выделенных групп ИС определяются с привлечением баз данных по надежности оборудования и персонала.

Для соблюдения консервативности при построении АП обычно используются критические (минимальные) конфигурации фронтальных СБ. При этом консервативно полагается, что отказ, нарушение действий персонала любой из систем, входящей в критическую конфигурацию, приводит к повреждению активной зоны реактора. Определение критических конфигураций фронтальных СБ в рамках анализа критериев успеха осуществляется детерминистскими методами для каждой группы ИСА при допущениях (многочисленные отказы оборудования), характерных для глубокозапроектных аварий.

Конечные результаты ВАБ 1-го уровня в виде вероятностных оценок частот возможного повреждения активной зоны реактора (как недопустимого с позиций безопасности события) имеют значение для: сопоставления с нормативными требованиями по безопасности АЭС и сравнения с уровнем безопасности других АЭС; выявления «слабых» мест в отношении надежности оборудования систем, важных для безопасности, а также обслуживающего персонала; разработки обоснованных практических рекомендаций по повышению надежности оборудования и персонала, по совершенствованию технического обслуживания и ремонта, по изменению проектной и эксплуатационной документации.

Важно отметить, что в рамках ВАБ АЭС необходимо использование детерминистских подходов для анализа критериев успеха АП. Реализация детерминистских методов осуществляется на основе нестационарного моделирования теплогидродинамических, нейтронно-физических и других процессов, происходящих в оборудовании в ходе развития возможных АП. Такой подход позволяет оценить непосредственное изменение параметров и условий протекания аварийных процессов, а также возможное превышение проектных пределов и условий безопасности. Таким образом, в ВАБ в общем случае используется и вероятностные, и детерминистские методы.

В табл. 1.11 для примера приведены основные результаты ВАБ 1-го уровня при работе реактора на мощности без учета внешних и внутренних экстремальных событий (пожары, затопления, падение объектов и т.п.) для ВВЭР-1000/320 (5-й блок ЗАЭС) и вклад отдельных групп ИСА в суммарную оценку ЧПАЗ (рис. 1.15). Из представленных результатов следует, что наибо-

лее значимыми с точки зрения риска для реактора (доминантными группами ИСА) являются аварии с течами из 1-го контура во 2-й (около 26 % от общего вклада аварий в ЧПАЗ), с малыми течами 1-го контура (около 18 %), с обесточиванием собственных нужд (около 15 %) и аварии с неизолируемым разрывом паропровода за пределами ГО между ПГ и БЗОК.

Таблица 1.11. Основные результаты ВАБ 1-го уровня ВВЭР-1000/320

| ИСА | Частота ИСА, 1/год | ЧПАЗ 1/год | % от группы ИСА | % от ЧПАЗ |
|---|----------------------|----------------------|-----------------|-----------|
| S1 – «Большие течи 1-го контура» | $3,00 \cdot 10^{-4}$ | $9,79 \cdot 10^{-8}$ | 1,07 | 0,21 |
| S2 – «Средние течи 1-го контура» | $1,00 \cdot 10^{-3}$ | $4,62 \cdot 10^{-7}$ | 5,03 | 0,98 |
| S3 – «Малые некомпенсируемые течи 1-го контура» | $6,98 \cdot 10^{-3}$ | $6,35 \cdot 10^{-7}$ | 6,91 | 1,34 |
| S4 – «Течи 1-го контура, компенсируемые системой ТК» | $1,72 \cdot 10^{-1}$ | $8,00 \cdot 10^{-6}$ | 87,00 | 16,92 |
| ЧПАЗ для течей | | $9,19 \cdot 10^{-6}$ | 100,00 | 19,45 |
| T1 – «Обесточивание всех секций 6 кВ нормального электроснабжения» | $1,14 \cdot 10^{-2}$ | $6,88 \cdot 10^{-6}$ | 41,47 | 14,55 |
| T2 – «Полная потеря основной питательной воды» | $6,00 \cdot 10^{-3}$ | $4,69 \cdot 10^{-6}$ | 28,29 | 9,93 |
| T31 – «Переходные процессы, приводящие к срабатыванию АЗ» | 1,20 | $4,74 \cdot 10^{-6}$ | 28,60 | 10,04 |
| T32 – «Потеря вакуума конденсаторов турбины» | $4,69 \cdot 10^{-2}$ | $2,74 \cdot 10^{-7}$ | 1,65 | 0,58 |
| ЧПАЗ для транзиентов | | $1,66 \cdot 10^{-5}$ | 100,00 | 35,10 |
| T41 – «Малая течь из 1-го во 2-й контур (разрыв трубки ПГ)» | $1,00 \cdot 10^{-2}$ | $3,50 \cdot 10^{-6}$ | 16,27 | 7,39 |
| T42 – «Средняя течь из 1-го во 2-й контур (отрыв крышки холодного коллектора ПГ)» | $2,50 \cdot 10^{-3}$ | $8,73 \cdot 10^{-6}$ | 40,64 | 18,47 |
| T5 – «Разрыв трубопроводов питательной воды/пара в пределах ГО» | $1,56 \cdot 10^{-2}$ | $1,58 \cdot 10^{-6}$ | 7,34 | 3,34 |
| T61 – «Не изолируемый разрыв паропровода за пределами ГО между ПГ и БЗОК» | $4,79 \cdot 10^{-2}$ | $6,43 \cdot 10^{-6}$ | 29,92 | 13,60 |
| T62 – «Изолируемый разрыв паропровода» | $1,00 \cdot 10^{-3}$ | $9,80 \cdot 10^{-7}$ | 4,56 | 2,07 |
| T7 – «Потеря каналов VF10,20 системы техводы группы А» | $4,50 \cdot 10^{-5}$ | $1,93 \cdot 10^{-9}$ | 0,01 | 0,00 |
| R – «Разрыв корпуса реактора» | $2,70 \cdot 10^{-7}$ | $2,70 \cdot 10^{-7}$ | 1,26 | 0,57 |
| ЧПАЗ для специальных инициаторов | | $2,15 \cdot 10^{-5}$ | 100,00 | 45,45 |
| Итого | | $4,73 \cdot 10^{-5}$ | | 100 |

Таким образом, технические мероприятия и модернизация должны быть направлены, в первую очередь, на повышение надежности оборудования и действий персонала в системах, относящихся к критическим конфигурациям и обеспечивающих непревышение критериев приемлемости безопасности активной зоны для указанных видов ИСА.

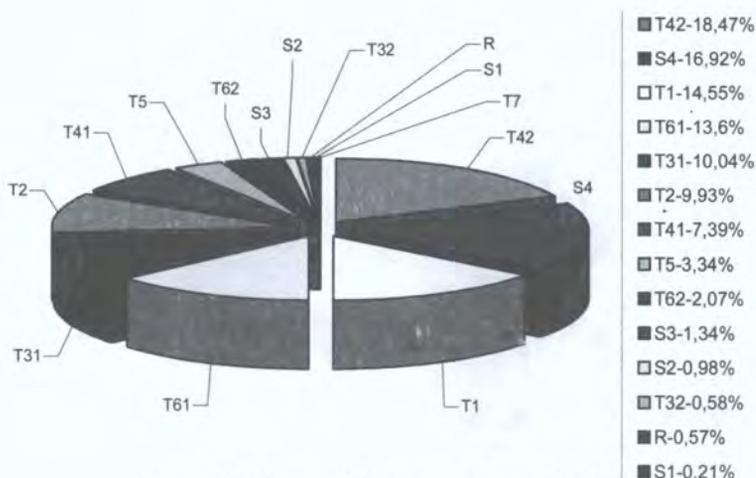


Рис. 1.15. Вклад ИСА в суммарную ЧПАЗ.

В результате проведенного ВАБ 1-го уровня 1-го блока ЮУАЭС (ВВЭР-1000/302) для внутренних ИСА (исключая внутренние экстремальные события, связанные с пожарами и затоплениями) получена расчетная оценка $1,52 \cdot 10^{-4}$ 1/(реактор-год) суммарной ЧПАЗ. Полученное значение близко к рекомендуемому МАГАТЭ значению целевого показателя (10^{-4}) для действующих АЭС, а также нормативным требованиям. Учитывая высокую степень консервативности представленных количественных оценок ВАБ, полученный результат можно определить как вполне удовлетворительный в отношении оценки уровня безопасности 1-го блока ЮУАЭС¹. Для примера можно отметить, что эта оценка согласуется с известными результатами, полученными для ряда АЭС США. Для блока ВВЭР НВАЭС (ВВЭР-1000) оценка суммарной ЧПАЗ в результате проведенного ВАБ 1-го уровня составила $5,68 \cdot 10^{-3}$ 1/(реактор-год), а для Балаковской АЭС (ВВЭР-1000/320) – $4 \cdot 10^{-4}$ 1/(реактор-год); для АЭС Козлодуй – $3,7 \cdot 10^{-4}$ 1/(реактор-год); для проекта АЭС Темелин – $7,6 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор-год). Полученные результаты ВАБ 1-го уровня, конечно, затруднительно непосредственно сравнить, в силу лимитирующих их условий. Но, вместе с тем, можно отметить, что результаты оценок ЧПАЗ для 1-го блока ЮУАЭС и 5-го блока ЗАЭС вполне удовлетворительны относительно указанных выше энергоблоков.

В работе [69] приведены основные результаты ВАБ 1-го уровня АЭС с ВВЭР-1000 при остановленном на ремонт реакторе (стояночный режим), перечни рассмотренных ЭС, ИС и наиболее значимых АП (рис. 1.16 и 1.17).

Расчет частоты повреждения активной зоны и топлива в БВ проводился для АП, имеющих значение вероятности более 10^{-11} 1/(реактор-год). Для расчета каждого ИС использовался специфический набор «Flag Set», ис-

¹ В частности, высокая степень консервативности оценок суммарной ЧПАЗ определяется тем, что при используемом подходе фактически предполагается возможность одновременной реализации всех рассматриваемых событий аварий и аварийных ситуаций.

пользуемых для моделирования особенностей работы систем при реализации того или иного ИС. С учетом вышеуказанных в расчете установок получено значение ЧПАЗ реактора и топлива в БВ для рассмотренного спектра ИС, которое оценивается величиной $5,55 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор-год).

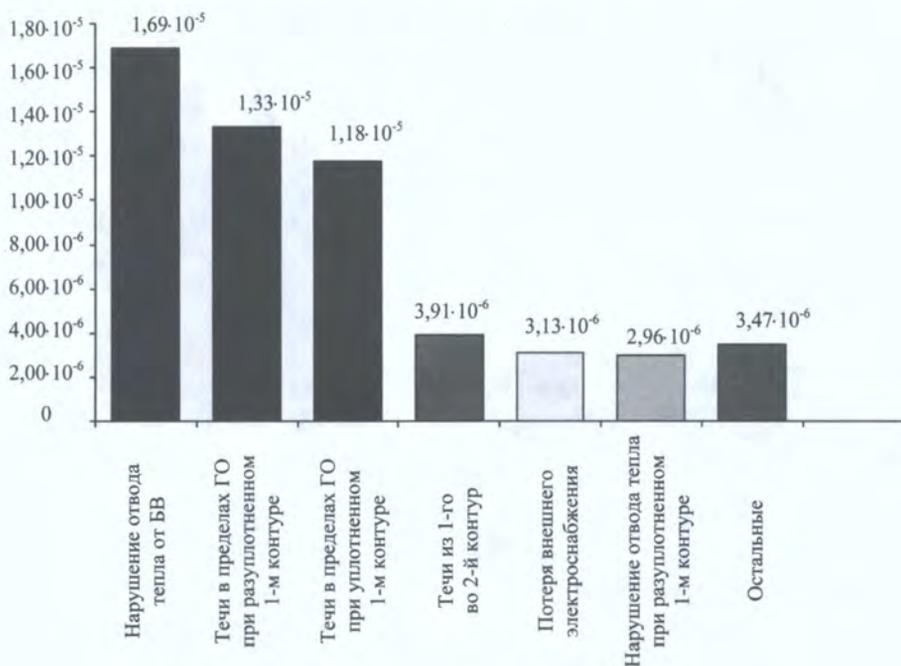


Рис. 1.16. Значения частоты повреждения активной зоны и топлива в БВ для ИС на остановленном реакторе.



Рис. 1.17. Распределение вкладов ИС в частоты повреждения активной зоны и топлива в БВ.

На основе анализа неопределенности ЧПАЗ и топлива в БВ установлено, что верхняя доверительная граница (95 %-ный квантиль) вероятности повреждения активной зоны и топлива в БВ для ИС на остановленном реакторе составляет $8,2 \cdot 10^{-5}$ 1/(реактор-год).

Необходимо отметить, что, несмотря на принципиальные отличия реализации ВАБ при работе реактора на мощности и в стояночных режимах (разные ИС, модели режимов, деревья отказов и событий и т.д.), суммарные оценки вероятности возникновения ТА близки между собой. Эти результаты указывают на необходимость проведения углубленного анализа безопасности и разработке руководств для УЗА в различных ЭС.

В ВАБ более высоких уровней для различных ЭС АЭС сохраняется общий подход как в структуре реализации ВАБ, так и в оценке показателей безопасности как меры риска R , определяемой вероятностью возникновения ИС аварий/аварийных ситуаций I и вероятностью недопустимых последствий P :

$$R \sim I \cdot P.$$

В ВАБ 2-го уровня для реакторов типа ВВЭР в качестве основного показателя риска R определена суммарная частота сверхнормативных выбросов радиоактивных продуктов в окружающую среду; в качестве ИС и вероятностей их возникновения I определяются потенциально возможные ситуации, которые могут привести к существенному выбросу радиоактивных продуктов за пределы 1-го контура (аварии с течами 1-го контура, с течами из 1-го контура во 2-й при отказах на закрытие ПСУ, ТА с повреждением топлива и др.); в качестве вероятностей возникновения недопустимых событий P обычно используются вероятность разрушения и/или утечек системы ГО реактора.

В ВАБ 3-го уровня обычно R – вероятность недопустимых загрязнений радиоактивными продуктами окружающей среды (воздуха, водной среды и грунта), а также необратимых (фатальных) заболеваний населения по причине радиоактивных выбросов при авариях; I – вероятность выброса радиоактивных продуктов за пределы ГО; P – вероятность возникновения недопустимых загрязнений окружающей среды и необратимых заболеваний населения. При этом в ВАБ 2-го и 3-го уровней вероятностными и детерминистскими методами моделируются: процессы в реакторе и БВ при поврежденном топливе; процессы разрушения корпуса реактора и ГО; физико-химические, тепломассообменные и радиоактивные процессы в объеме ГО и в окружающей среде и др.

В принципе методология ВАБ применима и для других объектов АЭС (например, хранилища обработанного ядерного топлива – ХОЯТ), при соответствующих моделируемых процессах и определяющих показателей риска.

В технических обоснованиях безопасности [74] энергоблоков нового поколения ВВЭР получены результаты ВАБ 1-го уровня при внутренних ИС и внутренних экстремальных событиях (пожары и затопления) при работе реактора на номинальной мощности; при работе на пониженной мощности и

на остановленном блоке (ИС и пожары); а также ВАБ 2-го и 3-го уровней на полной и пониженной мощности при внутренних ИС.

Основные результаты ВАБ 1-го уровня при работе на мощности:

- 1) средняя суммарная ЧПАЗ – $3,31 \cdot 10^{-6}$ 1/год;
- 2) доминантные вкладчики по ЧПАЗ: малые течи 1-го контура в ГО – $6,77 \cdot 10^{-7}$ 1/год; обесточивание блока – $6,72 \cdot 10^{-7}$ 1/год; потеря отвода тепла через 2-й контур – $5,29 \cdot 10^{-7}$ 1/год.

В стояночных режимах (средний ремонт) суммарная ЧПАЗ $3,56 \cdot 10^{-7}$ 1/год для верхней 95 %-ной границы доверительного интервала.

Основные вкладчики в ЧПАЗ при стояночных режимах:

- ложное открытие ПК системы отвода тепла от 30 – $2,23 \cdot 10^{-7}$ 1/год;
- нарушение отвода остаточных тепловыделений реактора в условиях останова для перегрузки, топлива, останова для ремонта – $9,38 \cdot 10^{-8}$ 1/год;
- течи трубопровода продувки за пределы ГО – $3,0 \cdot 10^{-8}$ 1/год;
- потеря питания от внешних источников при «плотном» реакторе – $9,72 \cdot 10^{-9}$ 1/год.

Суммарный вклад этих групп событий составляет более 99,76 % суммарной ЧПАЗ.

Основной целью ВАБ при внутренних пожарах является комплексная оценка пожарной безопасности, а также обоснованные алгоритмы и организационно-технические мероприятия по управлению авариями при ИС, связанных с пожарами в помещениях СГО. Комплексная оценка включает решение следующих задач [74]:

- 1) определение и анализ факторов, которые могут быть связаны с возникновением и развитием пожара на АЭС (включая анализ кабельных трасс);
- 2) определение последствий, которые могут возникнуть при пожаре, и частоты их реализации при работе реактора на мощности и в стояночных режимах.

В результате ВАБ 1-го уровня для внутренних пожаров получены оценки вклада пожаров в ЧПАЗ: для работы на мощности – $2,60 \cdot 10^{-8}$ 1/год; для стояночных режимов – $2,43 \cdot 10^{-8}$ 1/год.

Приведенные результаты ВАБ показывают, что ВВЭР нового поколения имеют существенно выше уровень безопасности, чем ныне действующие. Основная причина заключается в модернизации оборудования и конструкций систем, важных для безопасности. Модернизация энергоблоков нового поколения ВВЭР направлена в основном на повышение эффективности УЗА при радиоактивных выбросах и тяжелых повреждениях топлива (двойная ЗО, ловушки расплава топлива, дополнительные системы отвода тепла и водорода и т.п.). Влияние этих модернизаций существенно отразилось и на результатах ВАБ более высоких уровней. Так, значения предельного аварийного выброса (ПАВ) для первых суток ТА (утечки через неплотности двойной ЗО) составили: ^{133}Xe – 2 % от содержания в активной зоне; ^{131}I – 0,01 % от содержания в активной зоне; ^{137}Cs – 0,01 % от содержания в активной зоне.

Классификация аварийных выбросов и радиологические последствия по ВАБ АЭС с ВВЭР нового поколения при различных сценариях ТА представлены в табл. 1.12 и 1.13 [74].

Таблица 1.12. Классификация аварийных выбросов для ВАБ-2 ТАЭС

| Категория выброса | Выброс ^{137}Cs и ^{131}I (% от АЗ) | ПАВ ТАЭС | Шкала РФ (НП-004-97) | Шкала INES |
|-------------------|---|-----------|----------------------|------------|
| R0 | 0,001 | 0,1 ПАВ | A04 | INES 4 |
| R1 | 0,01 | 1 ПАВ | A03 | INES 5 |
| R2 | 0,1 | 10 ПАВ | A02 | |
| R3 | 1 | 100 ПАВ | A01 | INES 6 |
| R4 | > 1 | > 100 ПАВ | | INES 7 |

Таблица 1.13. Радиологические последствия и защитные меры для населения в районе ТАЭС (г. Ляньюнган, 5 млн чел.)

| Защитные меры для населения за пределами площадки | Вероятность | Категория выброса |
|---|---------------------|-------------------|
| Маловероятные экстренные меры (укрытие, закрытие окон и дверей, йодная профилактика) | $1,7 \cdot 10^{-5}$ | R0 |
| 5-километровая зона: укрытие, закрытие окон и дверей, йодная профилактика | $6,4 \cdot 10^{-8}$ | R1 |
| Йодная профилактика для населения в 30-километровой зоне, включая г. Ляньюнган Временное отселение в районе «следа» в 25-километровой зоне Маловероятная временная эвакуация большого количества населения в 25-километровой зоне | $1,2 \cdot 10^{-8}$ | R2 |
| Вероятна временная эвакуация населения г. Ляньюнган. Зона отчуждения до нескольких десятков километров | $2,3 \cdot 10^{-9}$ | R3 и выше |

Принципиальной особенностью методологии ВАБ является фактическое рассмотрение глубокозапроектных аварий при анализе безопасности реактора, т.е. аварий, которые сопровождаются многочисленными дополнительными отказами оборудования и ошибочными действиями персонала по отношению к допустимым по проекту. Таким образом, подход в ВАБ заведомо значительно более консервативен, чем в техническом обосновании безопасности (ТОБ) проектов РУ.

Однако несмотря на широкое применение методов ВАБ при моделировании ЗА, до настоящего времени отсутствует однозначное отношение специалистов в корректности получаемых результатов (см., например, [56, 58]). Основные замечания относятся к недостаточно обоснованному методическому обеспечению ВАБ, приводящему, в частности, к большой неопределенности учета таких важных факторов, принципиально влияющих на конечные оценки показателей безопасности АЭС с ВВЭР, как вероятность ошибочных действий персонала и отказы по общей причине. Разрабатываемые на тренажерах стандарты по оценке ВАП недостаточно обоснованы для объек-

тивного переноса этих результатов в натурные условия с учетом фактической подготовленности и ответственности персонала, с учетом индивидуальных психологических особенностей и физического состояния операторов, с учетом повышенного стресса в процессе аварии и т.п. Используемые в ВАБ для оценок отказов по общей причине модели « β -фактора» имеют избыточный консерватизм при оценке глубоко резервируемых конфигураций систем; модели «греческих букв» затрудняют корректность оценки параметров, определяющих вероятности множественных отказов большой размерности; модели « α -фактора» не учитывают различные стратегии проверок СБ, которые являются основным источником исходных данных [58].

Можно также отметить известные ограничения технологии ДС/ДО, используемой в ВАБ [74]:

ограниченность логической базы графических и аналитических средств, не позволяющей реализовать все возможности алгебры логики;

невозможность представления в различных ветвях ДО последовательностей событий;

невозможность использования множественных, логически противоположных, составных и немонотонных критериев возникновения и/или не возникновения аварийных ситуаций;

невозможность непосредственного представления в ДО циклических (мостиковых) связей между элементами;

ориентация технологии построения ДО на «обратную» логику рассуждений, т.е. необходимость мысленного перебора комбинаций отказов элементов при формировании графических сценариев отказов или аварий исследуемой системы;

ориентация кодов на использование приближенных методов расчета вероятностных показателей надежности и безопасности.

1.4.3. Экспериментальное моделирование

Экспериментальная база моделирования аварий, состоящая из экспериментальных стендов/установок предназначена для непосредственного экспериментального моделирования, как общего процесса развития аварий, так и отдельных явлений/феноменов в процессе аварии, а также валидации средств расчетного моделирования. Необходимость создания и применения экспериментальной базы в общей проблеме моделирования аварий с потерей теплоносителя (как наиболее доминантной группы аварий для АЭС с ВВЭР) вызвана следующими основными положениями.

1. Отсутствует принципиальная возможность экспериментального моделирования аварий с потерей теплоносителя на действующем оборудовании, а тем более максимальной ПА и ЗА.

2. Данные, полученные в переходных режимах ЯЭУ (пусконаладочные испытания, пуск/останов реактора, нарушения условий эксплуатации при частичном изменении мощности реактора и др.), в общем случае не соответствуют условиям аварий с потерей теплоносителя реакторного контура.

3. Все известные средства расчетного моделирования аварий с потерей теплоносителя не являются универсальными и совершенными, что определяет необходимость их всесторонней валидации и оценки применимости для натуральных условий на основе экспериментальной базы.

Основное направление по созданию экспериментальной базы моделирования аварий с потерей теплоносителя контура связано с формированием экспериментальных данных по отдельным процессам и явлениям, характерным для конкретного аварийного процесса, и моделирующих полностью (или частично) конкретный аварийный процесс.

Источниками этих групп данных являются интегральные (IET) и специфические («узконаправленные») (SET) экспериментальные стенды. При этом важным является развитие обоих источников экспериментальных данных: IET предназначены для моделирования аварийного/переходного процесса в целом, однако в силу определенных технических трудностей в некоторых случаях отсутствует возможность более детального и глубокого изучения отдельных явлений/процессов, существенно влияющих на общее развитие аварийного процесса. На SET невозможно получение общей картины протекания аварийного процесса, однако при этом возможно более детальное и глубокое изучение отдельных явлений/ процессов, существенно влияющих на общее развитие аварийного/переходного процесса.

В качестве примера в табл. 1.14 – 1.19 и на рис. 1.18 представлены лишь некоторые известные IET, предназначенные для изучения аварий с разгерметизацией реакторного контура типа LOCA на PWR и ВВЭР [28].

Таблица 1.14. Экспериментальные установки, предназначенные для изучения аварии с разгерметизацией в реакторах типа ВВЭР и PWR

| Установка | Страна | Владелец | Максимальная мощность, МВт | Масштаб ¹ по объему | Коэффициент масштаба по высоте | |
|---------------|----------|--------------------------|----------------------------|--------------------------------|--------------------------------|------|
| | | | | | активная зона | ПГ |
| PMK-NVH | Венгрия | СРIP-Будапешт | 2,0 | 2070 | 1 | 3 |
| SEMISCALE | США | INEL-Айдахо | 2,0 | 1600 | 1 | 1,07 |
| MIST | США | BW | 0,34 | 840 | 1 | 1 |
| LOBI-MOD2 | ЕЭС | СЕС-ISPRA | 5,4 | 700 | 1 | 1 |
| UMCP | США | Университет шт. Мэриленд | 0,2 | 500 | 6,6 | 4 |
| SPES | Италия | SIET | 9,0 | 420 | 1 | 1 |
| PKL | Германия | KWU | 1,5 | 135 | 1 | 1 |
| BETHSY | Франция | CEN-Гренобль | 3,0 | 100 | 1 | 1 |
| LOFT | США | INEL-Айдахо | 50 | 50 | 2 | – |
| ROSA-IV | Япония | JAERI | 10 | 48 | 1 | 1 |
| PWR (типовой) | Япония | JAERI | 3800 | 1 | 1 | 1 |

¹ Значения оценочные.

Таблица 1.15. Основные параметры и размеры экспериментальных установок, моделирующих ВВЭР и PWR

| Установка | Объем 1-го контура, м ³ | Давление, МПа | Диаметр горизонтальных труб, мм | Поверхность подводящих трубопроводов, м ² |
|---------------|------------------------------------|---------------|---------------------------------|--|
| PMK-NVH | — | 16 | — | — |
| SEMISCALE | 0,2 | 15 | 34 (66) | 0,0009 (0,0034) |
| MIST | 0,56 | 15,5 | 54 горячих, 34 холодных | 0,0023 (для горячих) 0,0009 (для холодных) |
| LOBI-MOD2 | 0,6 | 15,5 | 46 (73) | 0,0017 (0,0042) |
| UMCP | 0,6 | 2,1 | 90 горячих, 78 холодных | 0,0063 (для горячих) 0,0047 (для холодных) |
| SPES | 0,63 | 20 | 67 | 0,0035 |
| PKL | 2,9 | 4,0 | 80,8 (113) | 0,0051 (0,01) |
| BETHSY | 2,88 | 17,2 | 118 | 0,0109 |
| LOFT | 7,9 | 15,5 | 130 (350) | 0,133(0,095) |
| ROSA-IV | 7,2 | 16 | (207) | (0,034) |
| PWR (типовой) | 347 | 16 | 737 | 0,426 |

Таблица 1.16. Основные характеристики отдельных экспериментальных установок ИЕТ

| Параметр | LSTF | BETHSY | ПСБ-ВВЭР | LOBI | SPES |
|--|-------------------|-----------------------|-------------------|-----------------|---------------------|
| Владелец | JAERI | CEA/EDF/ Framatome | ЭНИЦ | СЕС | ЕНЕА/SIET |
| Реактор-прототип и его тепловая мощность, МВт | W-PWR 3423 | FRA-PWR 2700 | ВВЭР-1000 3000 | KWU-PWR 3900 | W-PWR 900 |
| Максимальная мощность МВт/% от номинальной мощности | 10/14 | 3/10 | 1,5/15 | 5,4/100 | 6,7/100 |
| Число петель | 2 | 3 | 4 | 2 | 3 |
| Соотношение петель | 2 + 2 | 1 + 1 + 1 | 1 + 1 + 1 + 1 | 1 + 3 | 1 + 1 + 1 |
| Масштаб | 1/48 | 1/100 | 1/300 | 1/712 | 1/427 |
| Количество имитаторов твэлов | 1064 | 428 | 168 | 64 | 97 |
| Сосуд ОУ | кольцевой | вынесен | вынесен | кольцевой | вынесен |
| Полный объем, м ³ | 8,3 | 2,88 | 1,281 | 0,651 | 0,622 |
| Расход через байпас между ОУ и ВК в холодном состоянии | 0,3 % (расчет) | 0,3 % (расчет) | 3 % (расчет) | 3,8 % (изм.) | 1 % (изм.) |
| Тепловые потери, кВт | 167 | 53 | 200 | ПО | 150 |
| Метод компенсации тепловых потерь | Подогрев петель | Подогрев петель | Нет | Нет | Увеличение мощности |

Таблица 1.17. Основные характеристики модели активной зоны экспериментальных установок для анализа аварий с потерей теплоносителя

| Установка | Количество нагревателей | Диаметр твэла, мм | Шаг решетки, мм | Метод нагрева | Гидравлический диаметр, мм | Поверхность активной зоны, м ² |
|---------------|-------------------------|-------------------|-----------------|---------------|----------------------------|---|
| PMK-NVH | 19 | 9,1 | 12,2 | неядерный | 8,1 | — |
| SEMISCALE | 25 | 10,7 | 14,3 | неядерный | — | 0,0028 |
| MIST | 45 | 10,9 | 14,4 | неядерный | 10 | 0,0063 |
| LOBI-MOD2 | 64 | 10,7 | 14,3 | неядерный | 12,3 | 0,0081 |
| UMCP | 15 | 25,4 | 89 | неядерный | 194 | 0,124 |
| SPES | 97 | 9,5 | 12,6 | неядерный | 11,5 | 0,0096 |
| PKL | 337 | 10,7 | 14,3 | неядерный | 13,7 | 0,047 |
| BETHSY | 428 | 9,5 | — | неядерный | 11,3 | 0,043 |
| LOFT | 1300 | 10,7 | 14,3 | ядерный | 13,6 | 0,165 |
| ROSA-IV | 1064 | 9,5 | 12,6 | неядерный | — | 0,1134 |
| PWR (типовой) | 51000 | 9,5 | 12,5 | ядерный | — | 4,75 |

Таблица 1.18. Основные характеристики моделей ГЦН ИЕТ

| Установка | Высота гидрозатвора, м | Рабочая среда | Безразмерная удельная скорость | Снижение скорости вращения |
|---------------|------------------------|-------------------------------|--------------------------------|----------------------------|
| PMK-NVH | — | однофазная жидкость | — | — |
| SEMISCALE | 2,7 | двухфазный поток ¹ | 16 (22) | инерционное |
| MIST | 9,36 | — | 110 | — |
| LOBI-MOD2 | 2,05(2,51) | двухфазный поток ¹ | 29 | программное |
| UMCP | — | насосов нет | — | — |
| SPES | 2,9 | однофазная жидкость | 93,2 | программное |
| PKL | 3,5 | насосов нет | по сопр-нию | контролируемое |
| BETHSY | 2,2 | двухфазный поток ¹ | 28,1 | инерционное |
| LOFT | 1,27 | однофазная жидкость | 64 | контролируемое |
| ROSA-IV | 3,4 | однофазная жидкость | 74,3 | инерционное |
| PWR (типовой) | 3,4 | однофазная жидкость | 101 | — |

Таблица 1.19. Основные характеристики и размеры ПГ экспериментальных установок, моделирующих ВВЭР и PWR

| Установка | Количество трубок | Внутренний диаметр, мм | Внешний диаметр, мм | Шаг решетки, мм | Гидравлический диаметр, мм | Давление во 2-м контуре, МПа |
|-----------|--------------------|------------------------|---------------------|-----------------|----------------------------|------------------------------|
| PMK-NVH | 72 | 7,6 | 10 | — | — | — |
| SEMISCALE | 2 (6) ² | 19,7 | — | — | — | 6,0 |
| MIST | 19 | 14,1 | — | — | — | — |
| LOBI-MOD2 | 8 (24) | 19,6 | 22 | переменный | 16,4 (24,3) | 10 |

¹ Получено в опытах, исследующих отдельные эффекты.

² В скобках – характеристики ПГ неповрежденных петель.

| Установка | Количество трубок | Внутренний диаметр, мм | Внешний диаметр, мм | Шаг решетки, мм | Гидравлический диаметр, мм | Давление во 2-м контуре, МПа |
|---------------|-------------------|------------------------|---------------------|-----------------|----------------------------|------------------------------|
| UMCP | 28 | 30 | 32 | 48 | 49 | 0,3 |
| SPES | 13 | 15,4 | 17,5 | 24,9 | 23 | 10 |
| PKL | 30(60) | 19 | 22 | 26,4 | — | 5,6 |
| BETHSY | 34 | 19,7 | 22 | 32,5 | 35 | 8,0 |
| LOFT | (1845) | 10,2 | 12,7 | 19 | — | 6,0 |
| ROSA-IV | (141) | 19,6 | 25,4 | 32,5 | 25,6 | 7,3 |
| PWR (типовой) | 3382 | 19,6 | 22,2 | 32,5 | — | 6,2 |

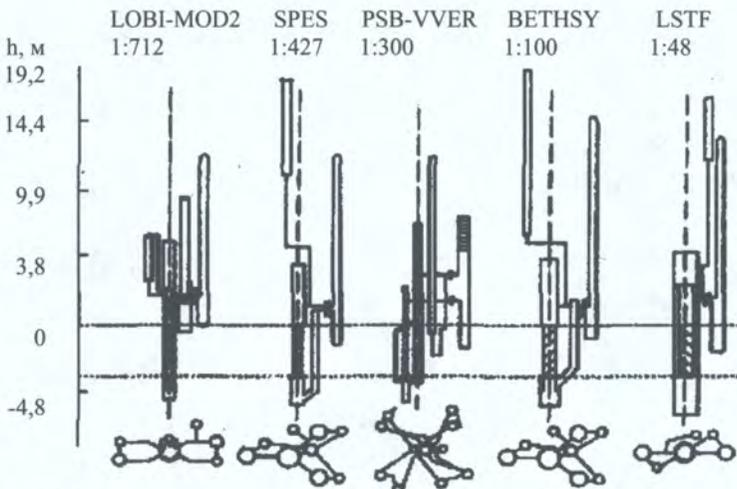


Рис. 1.18. Сопоставление масштабов отдельных интегральных установок.

Для моделирования аварий типа LOCA для ВВЭР нашли также применение данные различных ИЕТ и SET, среди которых можно выделить: РМК-2 (ИЕТ, КФК-АЕК – Венгрия); REWET (ИЕТ/SET, VIT – Финляндия); РАСТЕЛ (ИЕТ, VTT – Финляндия); НВАЭС (ИЕТ, НВАЭС-АЭП – Россия); ПМ-5 (ИЕТ, ФЭИ – Россия); КМС (ИЕТ, НИТИ – Россия); СБ (ИЕТ ОКБ ГП – Россия); VEERA (SET, VTT – Финляндия); IVO-CCFL (SET, IVO – Финляндия); ТВС-440 (SET, ОКБ ГП – Россия); ЭВТУС (SET, ФЭИ – Россия); FLORESTAN (SET, КФК-IATF – Германия); ТОПАЗ (SET, МЭИ – Россия); GWL (SET, Skoda – Чехия); КС (SET, РИЦ КИ – Россия); SGI (SET, VTT – Финляндия); ПВД-2 МИР (SET, НИИАР – Россия); HORUS (SET, TH-Zittan – Германия); В-200 (SET, ФЭИ – Россия); СКН (SET, ОКБ ГП – Россия); ЦКТИ (SET, ЦКТИ – Россия); ИФ-НС (SET, НИТИ – Россия); Mixing Model (SET, FZR – Германия) и др.

Для отечественных ВВЭР наибольшее значение имеют интегральные экспериментальные стенды ИСБ и ПСБ, созданные в Электрогорском научно-исследовательском центре (ЭНИЦ, Россия). Эти ИЕТ созданы непосредственно для анализа аварийных процессов на ВВЭР с учетом мирового опыта и специфики отечественного оборудования и технологии. Однако известные исследования (см., например, [28]) определяют необходимость модернизации и усовершенствования этих стендов в основном для обеспечения теплогидродинамического пособия в экспериментальных и натурных условиях.

Глава 2. Особенности моделирования и управления тяжелыми авариями в корпусных реакторах

2.1. Основные процессы и этапы развития тяжелых аварий

Возникновение ТА (с повреждением топлива/топливных конструкций) корпусных реакторов является следствием развития ЗА в случае нарушения установленных критериев повреждения топлива/топливных конструкций.

ИС ЗА, которые приводят к возникновению ТА, могут быть: отказы и нарушения работоспособности систем, важных для безопасности (течи оборудования и трубопроводов, обесточивание энергоблока, ложное срабатывание предохранительных клапанов и т.п.); внешние и внутренние экстремальные события (землетрясение, пожары, ударные воздействия, затопления и т.п.).

Развитие и многообразие АП ЗА, приводящих к возникновению ТА, определяется в общем случае:

- 1) группой ИСА;
- 2) надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение ФБ и управления авариями;
- 3) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий аварий.

Конечные состояния АП ЗА в случае нарушения критериев повреждения топлива являются исходными состояниями ТА на первой (внутрикорпусной) стадии развития (ИСТА1). Идентификация групп ИСТА1 определяется в общем случае:

предысторией развития АП, которые могли привести к повреждению активной зоны (в том числе состоянием систем, обеспечивающих управление авариями);

состоянием и условиями повреждения активной зоны реактора (вид, местоположение, объем, степень повреждения и другие характеристики поврежденной активной зоны).

Основные процессы на внутриреакторной стадии ТА следующие.

Фаза 1. Нарушение геометрии твэлов в результате «распухания» ядерного топлива и окисления оболочек. Начало расплавления внутрикорпусных конструкций и регулирующих стержней (с ограничением их перемещения).

Фаза 2. Расплавление и перемещение вниз веществ с низкой точкой плавления. Взаимодействие различных металлов и UO_2 приводит к формированию комплексных эвтектик с температурами текучести ниже, чем температура плавления исходных компонентов активной зоны. Постепенное плавление, перемещение под действием сил тяжести и повторное затвердевание обеспечивает передачу энергии в нижнюю часть корпуса реактора.

Фаза 3. Накопление на дне корпуса реактора фрагментированных частей и ранее расплавленных веществ. Термическое взаимодействие повторно

разогревающихся обломков активной зоны и структур в нижней части корпуса в конечном итоге может привести к разрушению днища корпуса реактора.

Вопросы анализа ТА получили развитие после известных событий на АЭС ТМІ-2 (США), на которой в процессе ЗА произошло тяжелое повреждение топлива без разрушения корпуса реактора. История знает уже достаточно много событий, связанных с ТА на РУ (в том числе крупнейшая из них – Чернобыльская), однако ТА на ТМІ-2 остается наиболее характерным полномасштабным примером реализации аварии с повреждением топлива в корпусных реакторах. Поэтому анализ протекания и последствий ТА на ТМІ-2 имеет исключительное значение для понимания процессов на внутриреакторной стадии ТА корпусных реакторов (в том числе ВВЭР).

Авария на ТМІ-2 охватила фазы 1 и 2 внутриреакторной стадии ТА. Хронология событий приведена ниже [81].

Последовательность основных событий аварии на ТМІ-2

| | |
|-----------|--|
| [0:00] | Отключение насосов питательной воды и турбины |
| [0:00 +] | Открытие предохранительного клапана PORV при 15,55 МПа, последовавшее за остановом реактора |
| [0.00 ++] | Отказ на закрытие PORV при 15,20 МПа (начало аварии с потерей теплоносителя LOCA) |
| [0.01-] | Операторы вручную запускают один подпиточный насос |
| [0:01] | Уровень воды в КД достигает наименьшего значения и начинает повышаться |
| [0:02] | Запускается насос впрыска теплоносителя высокого давления (НПІ) и давление в корпусе реактора опускается ниже 11 МПа |
| [0:03] | Защитная сигнализация по превышению уровня в КД |
| [0:04] | Оператор закрыл клапаны насоса впрыска теплоносителя высокого давления НПІ и остановил один подпиточный насос |
| [0:12] | Уровень в КД возвращается в допустимые пределы и резко понижается |
| [0:15] | Трещина в дренажном баке теплоносителя реактора |
| [1:51] | Температура горячей нитки петли увеличивается (выше нормы), температура холодной нитки понижается |
| [2:19] | Закрытие стопорного клапана PORV (потеря теплоносителя остановлена) Последующие (ненаблюдаемые) события: |
| [2:20] | Уровень воды упал приблизительно до середины активной зоны |
| [2:50] | Началось расплавление и перемещение вниз топлива |
| [2:54] | Запустился насос теплоносителя реактора и работает в течение 17 мин |
| [3:44] | Расплав стекает в днище корпуса реактора |
| [4:22] | Запустился подпиточный насос, корпус реактора начинает снова заполняться водой |

На рис. 2.1 – 2.6 показаны состояния активной зоны реактора на разных стадиях развития ТА на ТМІ-2.

Рис. 2.1 иллюстрирует состояние активной зоны через 2 ч 30 мин после ИСА (отключение насоса питательной воды/турбины). Уровень воды в реакторе опустился примерно до 1/4 высоты активной зоны. Повреждение топлива началось в верхней (и центральной) части активной зоны, где темпе-

ратура топлива увеличилась из-за отсутствия необходимого охлаждения. Сильно деформированные и частично расплавленные топливные сборки начали перемещаться вниз к центру активной зоны.

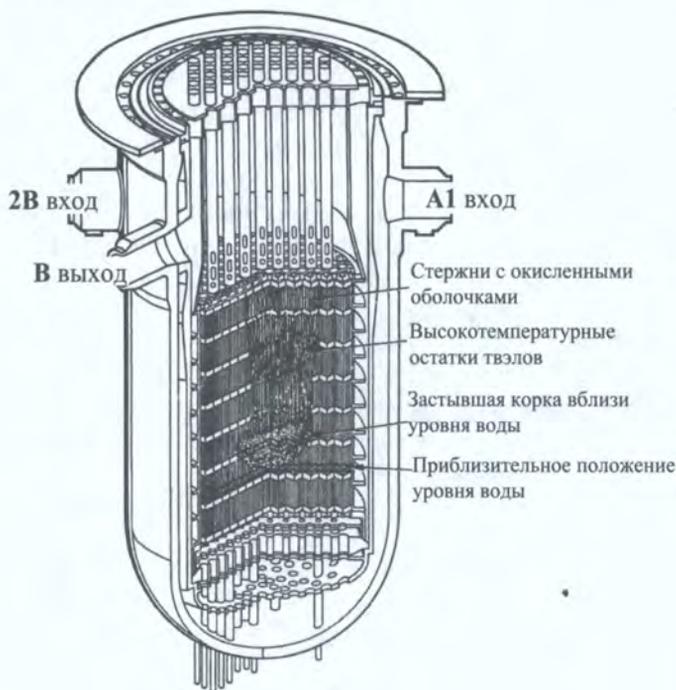


Рис. 2.1. Состояние активной зоны – [2:30].

Рис. 2.2 иллюстрирует состояние активной зоны приблизительно на 20 мин позже, когда уровень воды в реакторе достиг своего наименьшего значения в ходе аварии (вблизи низа активной зоны). Область повреждения топлива распространяется радиально от центра и аксиально вниз. Затвердевшая корка в основании этой области сильного повреждения начинает создавать «тигель», в пределах которого перемещенные материалы активной зоны собираются как груда обломков. Над затвердевшей коркой начинает формироваться масса частично расплавленного ZrO_2 и UO_2 .

Повторный запуск насоса охлаждения реактора в 2 ч 54 мин вытесняет воду из ниток теплоносителя в корпус реактора, временно заливая активную зону.

Очень окисленные и хрупкие твэлы вверху активной зоны разрушаются и образуют крупные частицы большой массы, которые обрушатся в область частично расплавленного топлива в центре активной зоны. Обломки, образующиеся при разрушении верхней части активной зоны, и застывшая корка под ними в нижней части активной зоны создают центральный тигель, в котором формируется ванна расплавленных керамических материалов (топливо) и неокисленных металлов.

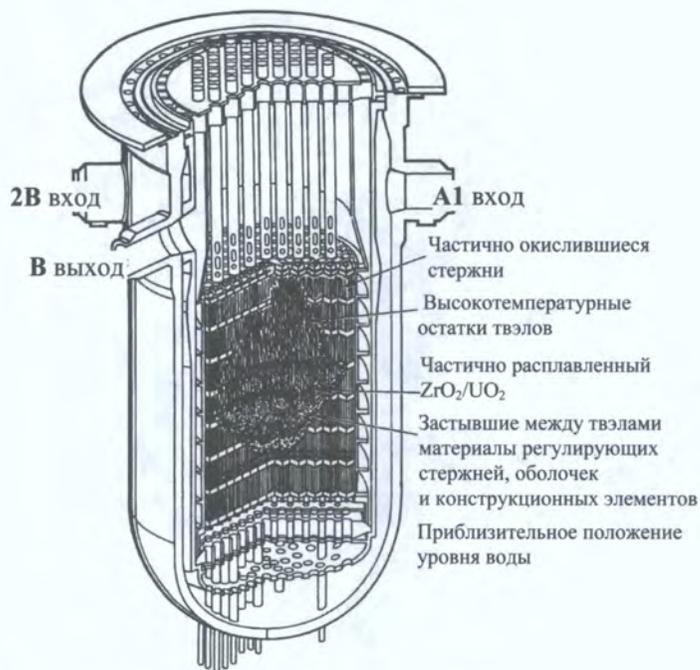


Рис. 2.2. Состояние активной зоны – [2:53].



Рис. 2.3. Состояние активной зоны – [3:00].



Рис. 2.4. Состояние активной зоны – [3:43].

Спустя приблизительно 50 мин после того, как уровень воды в реакторе был восстановлен (за счет повторного запуска насоса охлаждения реактора), расплав прорывается через слабое место на внешнем радиусе застывшей корки и стекает вниз вдоль периферии активной зоны в нижнюю камеру. Высокотемпературный поток расплавленного материала проходит через воду в нижнюю камеру корпуса реактора, атакуя структуры, расположенные под активной зоной, включая трубы системы контроля, которые проходят сквозь днище корпуса реактора. Большая полость образуется сверху активной зоны, где фрагментированные твэлы обрушаются с верхней опорной конструкции активной зоны.

В течение нескольких часов расплавленный материал застывает, и обломки активной зоны охлаждаются.

Финальная (стабильная) конфигурация активной зоны показана на рис. 2.6. Важными особенностями являются: большая полость сверху активной зоны, пористый слой обломков (состоящий из смеси фрагментированных топливных стержней и других компонентов), застывшая масса ранее расплавленного эвтектического материала (ограниченная металлической коркой на ее поверхности) и застывший слой ранее расплавленного материала вдоль днища корпуса реактора.

Отдельные результаты послеаварийного обследования на ТМІ-2 представлены ниже [81].



Рис. 2.5. Предполагаемая конфигурация активной зоны во время перемещения расплава.



Рис. 2.6. Конфигурация финального состояния активной зоны.

Рентгенограммы образцов материалов, взятых в нескольких местах активной зоны, дают наглядную картину конфигурации материалов после аварии. В этом случае получена очень четкая картина состояния: почти неповрежденные и расположенные друг над другом топливные таблетки погружены в застывшую массу ранее расплавленных материалов активной зоны. Образец взят из нижней корки, которая сформировалась в нижней центральной области активной зоны (рис. 2.7). Была составлена картограмма толщин и состав обломков, которые накопились на внутренней поверхности днища (рис. 2.8). Эта информация была использована для оценки тепловых нагрузок воспринимаемых днищем корпуса реактора и для определения предельного их значения приводящего к разрыву днища.

Ранее расплавленные
металлические материалы
активной зоны



Остатки топливных
стержней

Контактный слой между
топливными таблетками

Рис. 2.7. Образец материала из нижней корки около центральной оси реактора.

Также были собраны данные, характеризующие выброс продуктов деления из активной зоны. В различные моменты аварии были открытыми различные проходы для распространения продуктов деления ^{88}Kr , ^{133}Xe , $^{133\text{m}}\text{Xe}$, ^{135}Xe , ^{131}I в окружающую среду.

Основные пути выброса следующие.

1. При использовании линии продувки из холодной нитки системы охлаждения реактора (ГЦК) перед насосами загрязненная вода поступает в баки продувки 1-го контура (за пределы контайнмента). Газ по системе вентиляции поступает через баки выдержки радиоактивных газов и блоки фильтров в вентиляционную трубу (в окружающую среду).

2. При срабатывании (открытии) предохранительных клапанов (PORV) вода поступает в бак протечек теплоносителя 1-го контура. Избыточный теплоноситель выливается на пол в контайнменте (PO) и попадает в приямок. Отходящий газ из бака попадает в атмосферу контайнмента.

3. Загрязненная вода из приямка откачивается насосом в бак сбора трапных вод, расположенный в здании вспомогательных систем, а при переполнении бака – выливается на пол.

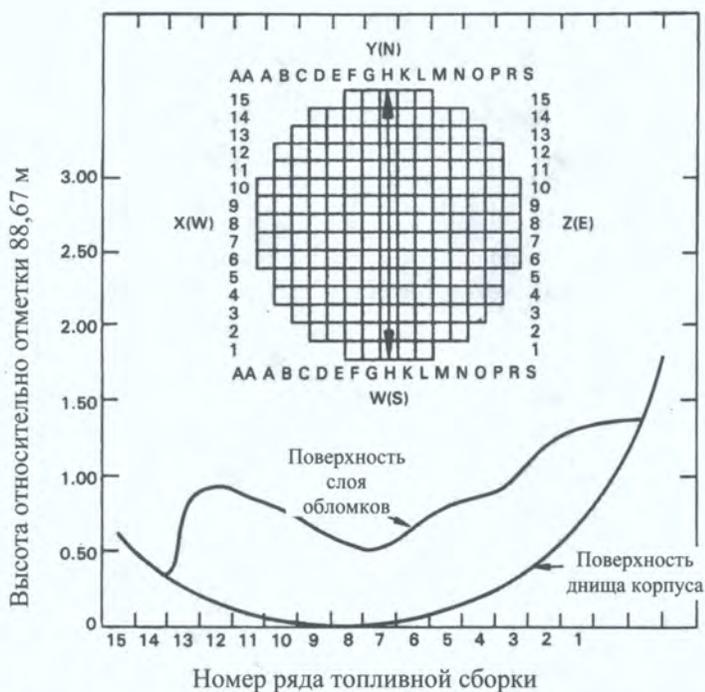


Рис. 2.8. Застывший слой обломков на днище корпуса реактора.

Послеаварийные пробы (взятые спустя ~75 ч после останова) показали, что в атмосфере контайнмента находится до 54 % общего количества имеющихся благородных газов и лишь малая доля (< 0,01 %) йода, находившегося в активной зоне. Образцы воды 1-го контура (ГЦК) показали, что приблизительно 19 % йода, содержавшегося в активной зоне, растворилось в теплоносителе, повышая его радиоактивность. Небольшие доли этих выбросов попали в окружающую среду. Большинство продуктов деления было или задержано в баке продувки теплоносителя 1-го контура, или удерживалось в системе очистки воды (обессоливания).

Последующий анализ аварии на ТМІ-2 при ТА позволил существенно уточнить их понимание (в том числе и стадий, которые не возникли на ТМІ).

Первоначальные исследования этих событий определили основные этапы развития ТА на внутриреакторной стадии, которые в принципе применимы и для ВВЭР [54].

Разогрев неповрежденной активной зоны. Область температур разогрева – от нормальной эксплуатационной до 2000 К. Разогрев может сопровождаться такими повреждениями компонентов зоны, как охрупчивание циркалоя вследствие окисления, «разбухание» и частичное разрушение оболочек твэлов.

Разрушение активной зоны может происходить либо вследствие «ожигания» или «размягчения» циркалоевых оболочек твэлов, дистанционирующих элементов, других конструктивных элементов при температурах до

2170 К, либо из-за фрагментации при резком охлаждении охрупченного циркалоя при $T > 1350$ К. В результате действия обоих механизмов происходит формирование совокупности обломков или осколков разрушенной активной зоны. Разогрев осколков разрушенной активной зоны существенным образом определяется параметрами слоя осколков, обуславливающими отвод от него продолжающегося выделяться тепла.

Формирование и перемещение объема расплава активной зоны. Область температуры зоны определяется химическим составом осколков активной зоны. Для металлического циркалоя температура плавления составляет 2170 К. Если осколки содержат главным образом оксиды, то плавление имеет место при температурах 2900 (ZrO_2) – 3100 (UO_2) К.

Согласно современным исследованиям этапы разрушения активной зоны при ТА в корпусных реакторах в зависимости от диапазонов температурных режимов представлены на рис. 2.9.

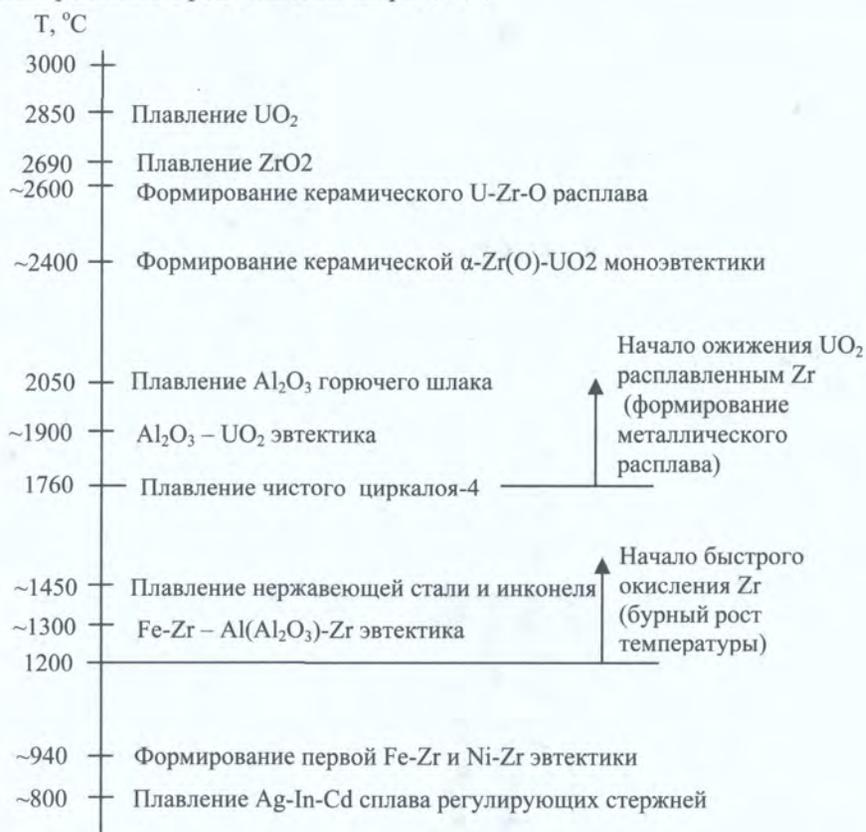


Рис. 2.9. Характерные стадии разрушения активной зоны реакторов в зависимости от диапазонов температурных режимов [82].

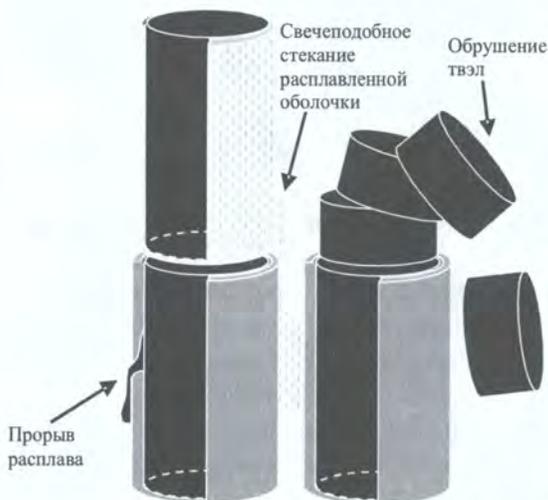
Результаты дальнейших исследований и моделирования процессов развития ТА внутри корпуса реактора позволили уточнить основные фазы аварии на ТМІ-2 [81].

Начало окисления оболочек твэлов и плавления регулирующих стержней (фаза 1). Эта фаза начинается с оголения верхней части активной зоны (либо из-за потери теплоносителя при течи трубопровода ГЦК, либо просто из-за испарения). Температуры топлива и оболочки сначала увеличиваются со скоростью приблизительно $0,1 - 0,4 \text{ }^\circ\text{C}/\text{с}$ (скорость разогрева топлива в основном определяют остаточные тепловыделения). После того как температура на поверхности превысит приблизительно $1000 \text{ }^\circ\text{C}$, экзотермическая реакция между цирконием и паром дает больше тепла топливу, чем остаточные тепловыделения, и увеличивает скорость, с которой повышаются температуры топлива и оболочки, приблизительно до $1 \text{ }^\circ\text{C}/\text{с}$. При температуре выше приблизительно $1400 \text{ }^\circ\text{C}$ кинетика реакции цирконий – пар очень ускоряется, и возросшая скорость тепловыделений приводит к росту температуры на поверхности оболочки, превышающему $5 \text{ }^\circ\text{C}/\text{с}$.

Тепловое излучение на регулирующие стержни в топливной сборке увеличивает температуры этих элементов. Материалы регулирующих органов имеют относительно низкие температуры плавления, поэтому материал, из которого они изготовлены, начинает плавиться внутри оболочки регулирующего стержня.

Основным источником водорода в контейнменте является реакция $\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{H}_2 + \text{ZrO}_2$.

Последствия повреждения топлива проявляются в нижней части активной зоны, когда расплавленный материал оболочек и регулирующих стержней стекает вниз в более холодную область активной зоны. Водород, образующийся как побочный продукт окисления циркония и стали, транспортируется по ГЦК в контейнмент.



Расплавление топлива и перемещение его в нижнюю часть корпуса реактора (фаза 2). В фазе 2 (рис. 2.10) становится преобладающим перемещение вниз материалов активной зоны и в результате свечеподобного стекания оболочки и материалов с низкой температурой плавления, и обрушения топливных таблеток (потеря устойчивости твэлов).

Рис. 2.10. Возможные разрушения твэлов [81].

Происходят локальные изменения свойств материалов (например, образование комплексных эвтектик с пониженной температурой текучести и разжижение UO_2 расплавленным цирконием оболочек твэлов). Материалы с низкой температурой плавления раньше и быстрее перемещаются в нижнюю

(и более холодную) область, где они могут повторно застыть и сформировать закупоривание (например, нижняя корка в ТМІ-2) и пробки, которые препятствуют движению вниз других обломков активной зоны.

Физические свойства материалов активной зоны изменяются со временем (и варьируются в пределах активной зоны) из-за формирования эвтектических смесей. Окисление циркония и стали способствует увеличению температуры топлива. В зависимости от конкретных конструкционных материалов, используемых в конструкции топливных сборок и опорных конструкций внутри активной зоны, локальные характеристики плавления и перемещения могут значительно варьироваться.

Пример изменения состояния материалов активной зоны под действием высоких температур на основе известных исследований на стенде CORA [82] приведен на фотографиях (рис. 2.11).

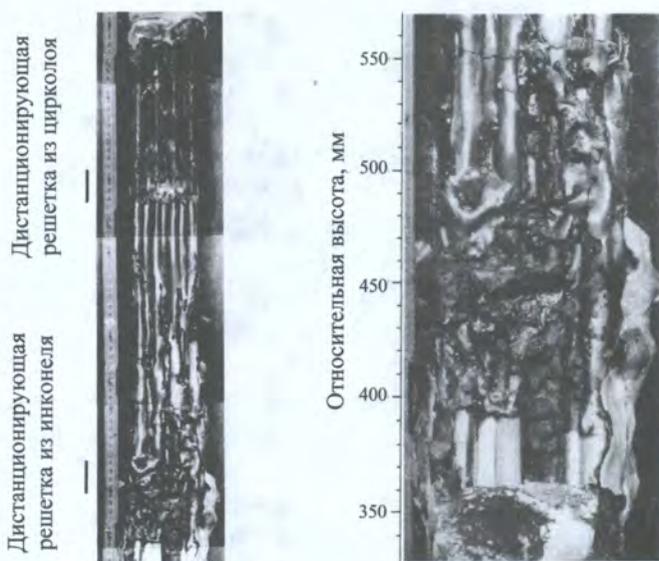


Рис. 2.11. Состояние материалов активной зоны под действием высоких температур.

Это лишь один пример того, как локальные повреждения топливной сборки зависят от используемых материалов. Возле нижней дистанционирующей решетки наблюдается более значительное повреждение твэлов по сравнению с повреждением возле верхней дистанционирующей решетки.

В фазе 3 расплавленные обломки активной зоны перемещаются вниз, достигая днища корпуса (рис. 2.12). Характеристики обломков, поступающих в днище корпуса, в значительной степени зависят от особенностей фазы 2. Если в процессе плавления и перемещения материалов формируется бассейн расплавленных материалов с застывшим тиглем (подобно аварии ТМІ-2), обломки, вероятно, поступают в днище корпуса в виде потока высокотемпературного расплавленного материала. Если тигель не образуется, то обломки

могут поступать на днище в виде смеси частично расплавленных и раздробленных обломков. Взаимодействие обломков с теплоносителем может обеспечить охлаждение обломков прежде, чем они вступят в контакт с основными конструкциями в днище корпуса. Тепловое воздействие на конструкции в днище корпуса может быть отсрочено до тех пор, пока вся масса воды не испарится, и обломки снова разогреются до температуры выше 1700 К.

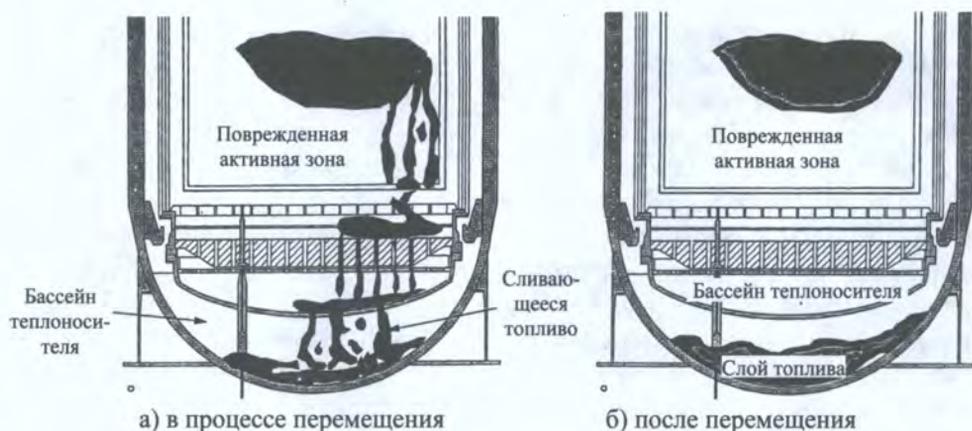


Рис. 2.12. Перемещение поврежденной активной зоны [81].

Конкретный механизм разрыва днища корпуса реактора существенно зависит в основном от конструкции днища (имеются или отсутствуют проходки) и от особенности аварии (высокое или более низкое давление). Комбинация тепловой изоляции конструкций в днище реактора, веса обломков и давления внутри корпуса реактора определяет повреждение этих конструкций [81].

Погрешность определения продолжительности протекания фазы 3 весьма велика. Совокупное влияние неопределенностей фазы 2 предопределяет неопределенность начальных условий фазы 3.

Основные факторы, специфичные для начальных стадий в активной зоне реактора, – термохимическое взаимодействие водяного пара с цирконием, содержащимся в оболочках твэлов и, возможно, в других конструктивных элементах активной зоны; термомеханическое поведение оболочек твэлов, их деформация и частичное разрушение. На ранней стадии ТА повышение температуры может вызвать повышение давления в газовом зазоре твэла изначально находящегося там газа и накопленных газообразных продуктов деления до уровня, превышающего давление в канале теплоносителя, что приводит к снижению прочности оболочки. Вздутие и разрыв могут произойти главным образом при низком давлении в 1-м контуре в АП типа больших течей из-за относительно высокого давления в газовом зазоре. Деформация вызывает перераспределение потока теплоносителя, в результате чего можно ожидать уменьшения окисления и, следовательно, образования водорода и

изменения передачи тепла внутри активной зоны и к верхним структурам. Кроме того, непосредственно в твэлах происходят изменения, связанные с тем, что разрыв делает возможным поступление пара в зазор, увеличивая поверхность оболочки, доступную для окисления. Формирование оксидных слоев на внутренней поверхности и расширении зазора может замедлить химическую реакцию между топливом и оболочкой. Если достигнута температура плавления неокисленного циркалоя (2033 К), то нарушение целостности оболочки и механизмы химического взаимодействия, которые имеют место между расплавом металла и твердой таблеткой UO_2 и слоем ZrO_2 на внешней поверхности оболочки, имеют большое значение для повреждения активной зоны. Это дает возможность низкотемпературной смеси $U-Zr-C$ перемещаться и вызывает увеличение выхода продуктов деления из превращенного в жидкость топлива. Если на внешней поверхности оболочки сформировался достаточно толстый окисный слой, то какое-либо перемещение расплавленного циркалоя будет исключено или ограничено внутри зазора между оболочкой и топливными таблетками из-за эффекта «тигля» (crucible), обусловленного высокой температурой плавления ZrO_2 . Окисный слой останется на месте, пока не будет достигнута точка его плавления, либо он не будет растворен расплавленным циркалоем или не разрушится механически (см. рис. 2.12, б).

В настоящее время нет полного понимания механизмов отказа оболочки при температурах выше температуры плавления циркалоя. При моделировании обычно принимаются допущения, что происходит разрушение слоя ZrO_2 , если превышен некоторый температурный предел (обычно 2300 – 2500 К) и толщина слоя ZrO_2 меньше предельного значения (обычно предполагается, что окисный слой остается не поврежденным, если 60 % первоначальной толщины оболочки были полностью окислены). Термомеханическое поведение твэлов при высоких температурах обуславливает изменение и, возможно, нарушение условий охлаждения твэлов вследствие блокирования сечения прохода теплоносителя, а также частичное разрушение деформированных и охрупченных оболочек твэлов под действием внутреннего давления.

Изменение температуры активной зоны на этапе разогрева вызывает ряд других разнообразных явлений, которые, в свою очередь, могут критически влиять на дальнейшее плавление активной зоны [81]. Окисление паром материала оболочки из циркалоя становится существенным вкладчиком в повышение температуры, значение которого повышается с ростом температур. Если способность теплоотвода утрачена, то этот процесс определяет обратную связь между ростом температуры и окислением оболочек. Существенная деформация оболочки может произойти, если происходит разгерметизация 1-го контура, что изменяет характеристики теплопередачи в сборке. Охрупчивание, вызванное значительным окислением, может завершиться локальным разрывом. При высоких температурах тепловые излучения также могут вносить существенный вклад и быть доминирующей составляющей. Процесс изменения тепловыделений связан с другими важными процессами (окисление и выгорание топлива), влияющими на выход продуктов деления.

При температурах выше 1300 К разогрев активной зоны обеспечивается также теплом, выделяющимся за счет существенного вклада экзотермической реакции окисления циркалоя паром, сопоставимого по величине с мощностью остаточных тепловыделений продуктов деления. При температурах более 1850 К наступает стадия изменения молекулярной структуры окисла, и при более высоком проникновении кислорода приводит к большому, почти многократному, увеличению скорости пароциркониевой реакции.

Присутствие воды и/или подача воды при срабатывании СБ или в результате действия оператора может также оказывать существенное влияние на развитие плавления активной зоны внутри корпуса реактора. Непосредственно выше фронта охлаждения образуется насыщенный пар. За счет отвода тепла водой и быстрого охлаждения происходит охрупчивание окисленных поверхностей оболочек. Тепловое напряжение может приводить к растрескиванию или фрагментации охрупченных поверхностей оболочек и формированию новых, открытых поверхностей металла. Это ведет к обширному окислению циркалоя паром с образованием локального плавления, последующим перемещением, повторным быстрым ростом температуры и резким увеличением образования водорода. Это может также разрушить часть активной зоны вследствие теплового удара (разрушение, обусловленное быстрым охлаждением) и увеличения слоя обломков.

Выход продуктов деления (особенно летучих материалов) на этапе разогрева активной зоны зависит от таких факторов, как глубина выгорания топлива. Выход может также увеличиться из-за взрыва при повторном заливе, что сопровождается фрагментацией топлива и образованием микротрещин на межкристаллическом уровне.

Превращение топлива в жидкость (под действием расплавленного циркалоя) может иметь прямое влияние на скорость выхода оставшихся продуктов деления, так как жидкое состояние характеризуется намного более быстрыми процессами диффузии, чем твердое. Аэрозоли могут выделяться при превращении в пар материалов с низкой температурой плавления, взаимодействующих с высокотемпературным керамическим расплавом.

Пароциркониевая реакция сопровождается в основном следующими эффектами: интенсивным выделением тепла при высоких температурах, выделением водорода, изменением физических свойств материала оболочки твэлов, в частности снижением механической прочности из-за охрупчивания, повышением температуры плавления от 2170 (Zr) до 2900 К (ZrO₂). Выделение тепла при пароциркониевой реакции составляет 6,29 МДж/кг и при $T > 1250$ К становится доминирующим фактором, определяющим разогрев активной зоны. Только за счет тепла реакции, без учета остаточного тепловыделения, температура твэлов может намного превысить 3100 К.

В условиях ограниченного подвода пара окисление может полностью поглощать пар, имеющийся у поверхности и возможно наступление «парового голодания». В этом случае происходит внутренняя диффузия кислорода между слоями с различной концентрацией. Увеличенное содержание кисло-

рода в циркалое из-за окисления изменяет механические характеристики оболочки, и возможное растрескивание внешнего окисленного слоя может изменить прочность оболочки.

Распределение процесса окисления во времени и количество образовавшегося водорода в результате реакции окисления являются важными факторами, влияющими на безопасность контайнмента.

Различные материалы компонентов активной зоны являются термодинамически нестабильными друг относительно друга. В результате этого и происходят химические взаимодействия, которые становятся существенными при температурах более 1300 К, что позволяет идентифицировать три основных температурных режима в отношении повреждения активной зоны [82].

В первом температурном режиме (1473 – 1673 К) в течение стадии разогрева наблюдается начальная деградация активной зоны реактора, затрагивающая регулирующие стержни из-за очень низкой температуры плавления сплава (приблизительно 1100 К). Любое повреждение оболочки регулирующего стержня из нержавеющей стали позволит расплаву вступить в химический контакт с топливными элементами. Локальный контакт нержавеющей стали и циркалоя, например из-за вздутия оболочки регулирующего стержня под внутренним давлением паров кадмия, приводит к химическому взаимодействию с ранее образовавшимся расплавом и при температуре около 1470 К инициирует распространение плавления в активной зоне.

Во втором температурном режиме (2033 – 2273 К) происходит плавление неокисленного циркалоя приблизительно при 2033 К. Если перемещение невозможно из-за достаточно толстого твердого оксидного слоя на внешней поверхности оболочки (точка плавления $ZrO_2 = 2973$ К), то расплавленный циркалой химически растворяет часть твердых таблеток UO_2 и окисный слой, образуя жидкую смесь U-Zr-O приблизительно при температуре 1000 К, ниже точки плавления UO_2 и ZrO_2 . Если оболочка из циркалоя полностью окислена перед достижением этого температурного режима (как ожидается в переходных процессах разогрева активной зоны с малой скоростью – меньше чем 0,1 К/с), то такое растворение не происходит. С точки зрения УТА различное поведение материалов при малой скорости разогрева предоставляет больше времени для восстанавливающих действий.

В третьем температурном режиме (2873 – 3123 К) оставшиеся материалы UO_2 , ZrO_2 и раствор (U,Zr) O_2 начнут плавиться. Это будет, в конечном счете, вести к полному расплавлению всех материалов активной зоны.

Процесс образования, течения и затвердевания ожиженных материалов при ТА существенно образом определяется протекающими химическими реакциями; расплавленный циркалой будет растворять диоксид урана (UO_2) при температурах, примерно равных температурам плавления металлического циркалоя, т.е. при существенно более низких температурах, чем температура плавления UO_2 (3100 К). Если оксидный слой, образовавшийся в результате парациркониевой реакции на наружной поверхности оболочки твэла, достаточно велик, то большая часть ожиженной массы оболочки и то-

плива будет оставаться внутри твэла. И лишь незначительная ее часть будет вытекать в канал теплоносителя через небольшие отверстия в оксидном слое, приводя к незначительной блокировке канала. И уже в дальнейшем, при образовании больших трещин и отверстий в оболочке, вытекает основная масса ожигенного топлива, вызывая существенно большую блокировку каналов теплоносителя.

Существенное влияние на процесс расплавления может оказывать оксидная пленка, образующаяся на внутренней поверхности оболочки твэла при ее повреждении до расплавления. Эта пленка может заметно снижать количество топлива, растворяющегося расплавляющейся оболочкой при взаимодействии $UO_2 - Zr$.

Скорость дальнейшего разогрева слоя обломков разрушенной активной зоны на третьей стадии ТА внутри корпуса реактора существенно зависит как от геометрических и физических параметров слоя, так и от режима теплообмена внутри него.

Геометрические и физические параметры определяются закономерностями и сочетанием процессов ожигения, движения и затвердевания, а также фрагментации при быстром охлаждении материалов активной зоны. Можно выделить две качественно различные структуры слоя обломков: слой достаточно грубых частиц (типа щебенки), способных перемещаться одна относительно другой, и слой мелких сцепленных между собой частиц, не имеющих возможности перемещаться. В первом случае условия отвода тепла от слоя обломков активной зоны значительно лучше, так как способность фрагментов к перемещению делает возможными такие эффекты, как псевдоожигение слоя и образование паровых каналов, по которым при дальнейшем охлаждении может проникать жидкий теплоноситель.

Режимы теплообмена: внутри слоя – конвекция; нижние – кризис теплообмена, закризисный теплообмен. Наиболее существенными факторами, определяющими скорость разогрева слоя обломков, являются наступление кризиса теплообмена и интенсивность закризисного теплообмена.

При моделировании следует разделять следующие случаи: различные структуры слоев, мелкие (каналы пронизывают всю толщину) и глубокие слои, подачу теплоносителя сверху или снизу слоя. Эффект образования паровых каналов оказывает существенное влияние на условия возникновения кризиса теплообмена. При заливе теплоносителя сверху кризис теплообмена определяется пределом противоточного движения жидкости и генерируемого внутри слоя пара. Если в активной зоне образуется жидкая фракция (из-за химических взаимодействий эвтектики или достижения точки плавления), то она может перемещаться и затвердевать в более холодных областях активной зоны.

Обширное повреждение с интенсивным перемещением происходит, если достигнута температура плавления неокисленного циркония в оболочке, окисленные слои оболочки падают и жидкая смесь циркония и растворенного топлива выходит на поверхность стержней. В зависимости от формы и степе-

ни нарушения целостности оболочки, а также смачиваемости твердого стержня жидкой смесью расплавленный материал может перемещаться в виде ручейков или пленки. Кроме того, твердые элементы активной зоны могут потерять их структурную опору (например, оставшиеся без оболочки топливные таблетки) или целостность (например, охрупченная окисленная оболочка) и падать как твердые обломки, которые затем могут плавиться из-за внутренних тепловыделений. Расплавленный материал течет вниз по поверхности оболочки, как в процессе горения свечи.

Окисление и другие химические реакции могут значительно изменить характер перемещения расплава, влияя на температуру затвердевания и механическое поведение. В более холодных областях расплав начинает затвердевать и формирует корку на поверхности стержня. Растущая корка уменьшает поперечное сечение канала теплоносителя и ведет к формированию закупорки каналов – блокированию. Такое блокирование уменьшает локальный расход охлаждающей жидкости и ухудшает теплоотвод, что в свою очередь может вести к дальнейшему росту температуры и повреждению материалов, остающихся в активной зоне. Так как перемещающаяся смесь содержит источники остаточных тепловыделений (радиоактивные продукты), то повторное плавление и затвердевание может произойти неоднократно. Когда вода выкипает, то расплавление активной зоны продолжается.

На дальнейших этапах аварии с повреждением активной зоны внутри корпуса реактора материалы твэлов (такие как топливные таблетки без оболочки и охрупченные окисленные оболочки) перемещаются вниз и могут достигнуть температур плавления (из-за внутренних источников тепла – радиоактивного распада) и сформировать жидкий объем, который покрыт твердой коркой, образованной из ранее расплавленных, переместившихся и застывших металлических компонентов. Разрушение корки в некоторой части цельного объема может позволить расплаву распространяться и перемещаться в нижнюю приемную камеру корпуса реактора. В зависимости от состояния теплогидравлики, расплавленные материалы могут падать в водный бассейн, приводя к неэнергичному (паровой шип) или энергичному (паровой взрыв) взаимодействию. Кориум может застывать временно под водой перед повторным плавлением, активно воздействовать на днище корпуса реактора – вызвать разрыв корпуса из-за тепловых и/или механических воздействий. Причем паровой взрыв имеет достаточно большой потенциал, чтобы нанести существенное повреждение корпусу реактора.

Паровой взрыв может привести к резкому увеличению генерации пара и водорода, а также к сильному механическому воздействию на элементы конструкции реактора и в первую очередь на корпус или оболочку реактора (в зависимости от того, где произошел взрыв). Паровой взрыв можно определить как высвобождение значительного количества энергии расплава в форме ударной волны сжатия вследствие высокоскоростного цепного процесса взаимодействия горячей жидкости (расплава) и холодной испаряющейся жидкости (теплоносителя). Процесс начинается с бурного взаимодействия

между расплавленными обломками активной зоны и водой (левая часть рис. 2.13). Если отводимая энергия достаточно велика и это происходит за достаточно короткий промежуток времени, то образующаяся ударная волна может разрушить днище корпуса реактора или создать гидроудар, направленный вверх внутри корпуса реактора, способный оторвать верхнюю крышку корпуса реактора (средняя часть рис. 2.13). Крышка корпуса в этом случае становится снарядом, который может нанести удар по конструкциям контайнмента. Такая последовательность событий создает «альфа-вид» отказа контайнмента [81]. Этот вид отказа применим только к реакторам, конструкция которых допускает физическую возможность такого развития событий.

Физические исследования механизма термомеханического взаимодействия двух разнородных жидкостей различной температуры позволили выделить различные фазы возникновения и протекания парового взрыва [54]:

начальное «грубое» перемешивание горячей и холодной жидкостей
механизм теплообмена между жидкостями – пленочное кипение;

резкая интенсификация теплообмена при нарушении пленочного кипения под воздействием того или иного возмущения;

формирование ударной волны вследствие цепного процесса резкой генерации пара – дальнейшей фрагментации жидкостей;

распространение ударной волны в многофазной системе.

Начальная фаза парового взрыва в значительной мере определяет массу расплава активной зоны, которая достаточно эффективно перемешивается с водой и может принимать участие в последующих фазах парового взрыва. Возможны два принципиально различных механизма перемешивания расплава с водой. Один из них предполагает, что фрагментация капель расплава происходит до размера, соответствующего пределу противоточного движения падающей капли и восходящего потока пара. Во втором случае расплав, вода и пар считаются образующими единую систему, расширяющуюся в радиальном направлении по мере погружения в объем теплоносителя.

Определяющей для парового взрыва является третья фаза, при которой генерация пара в данном месте происходит со скоростью выше интенсивности его отвода, что приводит к местному возрастанию давления и, как следствие, с одной стороны, – к дальнейшей фрагментации частиц жидкости, развитию поверхности контакта и росту генерации пара; с другой – к распространению этого процесса на соседние частицы. В результате имеет место детонационный процесс. Третья фаза (формирование ударной волны) определяется циклической совокупностью процессов, включая процессы перемешивания и формирования новой области контакта системы «расплав – теплоноситель», в частности за счет фрагментации расплава, генерации пара и т.д.

Последняя фаза парового взрыва – распространение полностью сформировавшейся термической детонационной волны в первоначально грубо перемешанной смеси расплава, жидкого и парообразного теплоносителя. Прохождение ударной волны вызывает срыв парового слоя и частицы расплава и возникновение больших относительных скоростей.

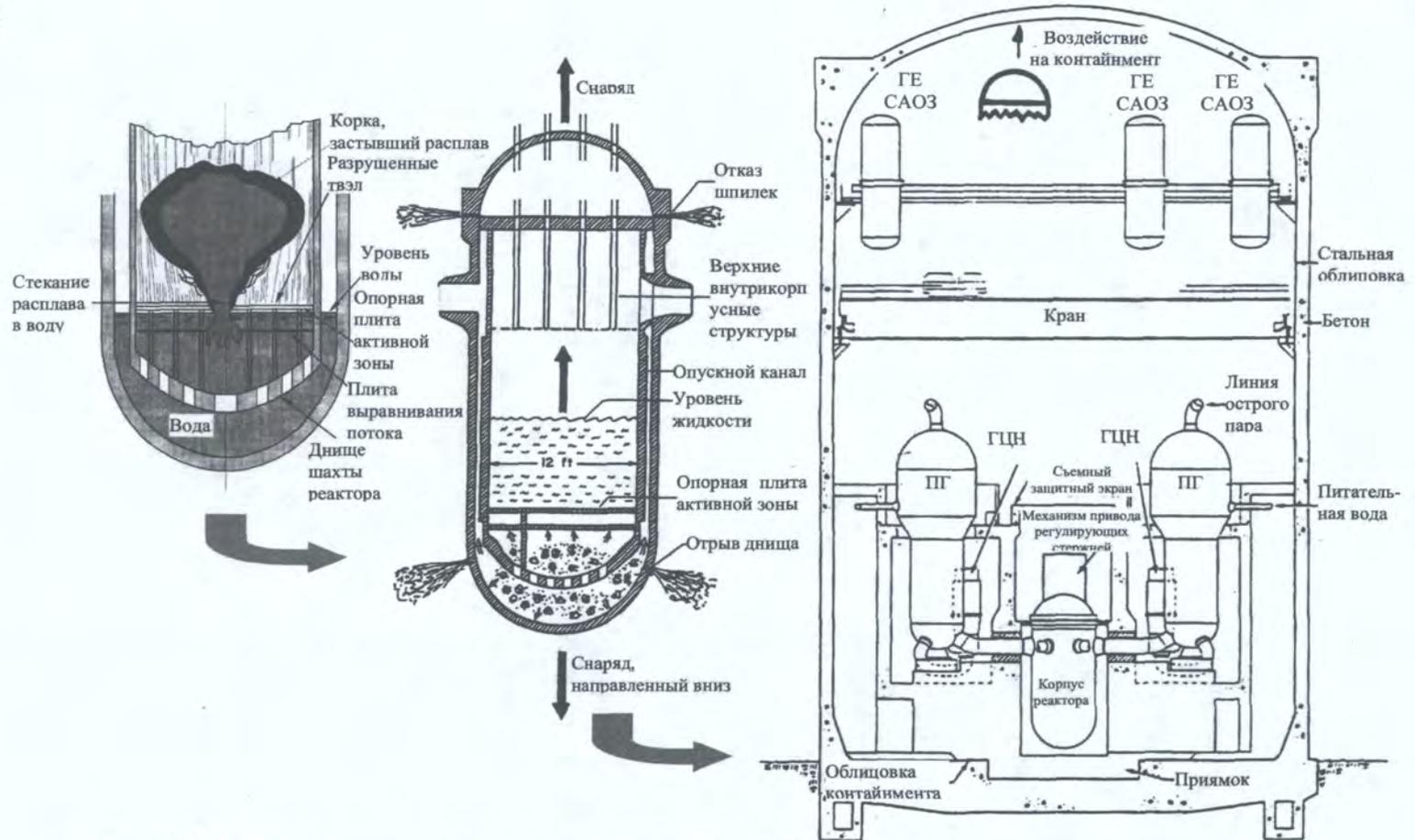


Рис. 2.13. Развитие парового взрыва внутри корпуса реактора [81].

На этой стадии фрагментация частиц расплава может происходить либо вследствие вскипания при докритических давлениях, либо вследствие нарушения устойчивости поверхности при сверхкритических давлениях.

В качестве примера феноменологических моделей парового взрыва можно привести неравновесную модель парового взрыва большого масштаба в водоохлаждаемом реакторе, представленную в [53]. Физическая модель рассматривает процессы перемешивания и взрыва в трех зонах системы (рис. 2.14): взрыва, промежуточной и расширения.

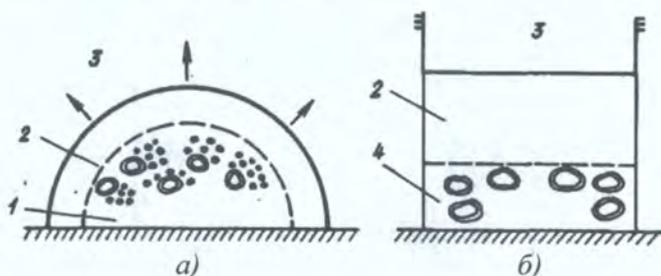


Рис. 2.14. Физическая модель процессов перемешивания (а) и парового взрыва (б):

1 – зона взрыва; 2 – промежуточная зона;
3 – зона расширения; 4 – зона перемешивания.

Основные допущения модели:

система имеет одну зону взрыва, распространяющегося с плоским или полусферическим фронтом;

весь теплоноситель в зоне взрыва участвует во взаимодействии с расплавом;

теплообмен с окружающей средой отсутствует; внутренний теплообмен осуществляется между зонами взрыва и промежуточной;

частицы расплава топлива равномерно распределены в объеме теплоносителя в результате начального перемешивания;

весь пар, возникающий при взрыве, остается вокруг частиц топлива;

радиационной энергией пара и энергией химических реакций между топливом и теплоносителем можно пренебречь.

Вода и пар могут иметь различные температуры (неравновесное состояние). Частицы расплавленного топлива разделяются по размерам на две группы: первую образуют частицы диаметром, определяющимся процессом начального перемешивания; вторую составляют частицы, образовавшиеся в процессе фрагментации. Результаты расчетов по данной модели, приведенные в [55] и иллюстрируемые рис. 2.15, достаточно хорошо совпадают с экспериментальными данными, полученными на установке FITS.

По известным оценкам [54] вероятность повреждения оболочки при паровом взрыве, происшедшем в нижней камере водоохлаждаемого реактора, составляет около 1 %.

Таким образом, развитие и многообразие АП на внутриреакторной стадии ТА (АПТА1) определяется в общем случае:

- 1) группой ИСТА1;
- 2) условиями межфазного взаимодействия внутрикорпусных структур, корпуса реактора, воды и парогазовой среды;
- 3) надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение ФБ и УТА;
- 4) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий ТА.

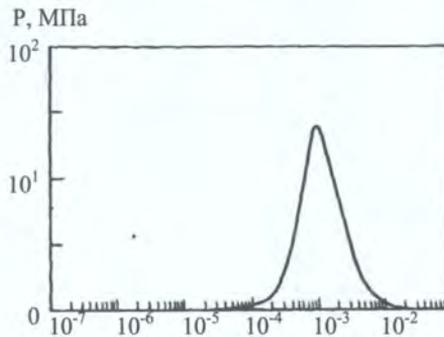


Рис. 2.15. Изменение давления во времени для опыта на установке FITS (масса теплоносителя в зоне взрыва 14 кг).

Конечные состояния АПТА1 в случае нарушения критериев разрушения корпуса реактора и/или герметичности реакторного контура являются ИС на 2-й (внереакторной) стадии развития ТА (ИСТА2). Идентификация групп ИСТА2 определяется в общем случае:

- предысторией развития АП, которые могли привести к разрушению корпуса реактора и/или герметичности реакторного контура;
- состоянием и условиями разрушения корпуса реактора и/или герметичности реакторного контура.

Развитие и многообразие АП на внереакторной стадии ТА (АПТА2) определяется в общем случае:

- 1) группой ИСТА2;
- 2) условиями выхода и взаимодействия продуктов внутриреакторной стадии ТА за пределы реакторного контура;
- 3) условиями межфазного взаимодействия расплава, контайнмента и многофазной среды в объеме ГО;
- 4) конструкцией, надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение ФБ и УТА;
- 5) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий ТА.

К основным процессам в контайнменте, происходящим вне корпуса реактора при ТА, относятся:

- выброс расплава при разрыве днища корпуса реактора;
- взаимодействие расплава с бетоном контайнмента;
- нарушение герметичности системы 1-го контура на этапе внутрикорпусного повреждения активной зоны;

выход водорода в контейнмент;
паровой взрыв в контейнменте.

Разрыв днища корпуса приводит к существенному изменению характеристик протекания ТА. Выброс обломков/расплава активной зоны в контейнмент имеет существенное влияние на угрозу целостности контейнмента, пути распространения радиоактивных продуктов и многие другие аспекты всего протекания аварии. Некоторые особенности или характеристики повреждения корпуса влияют на переход с периода протекания аварии «внутри корпуса» к периоду «вне корпуса» реактора. Наиболее важным из них является давление, при котором происходит разрыв корпуса реактора.

Выброс расплава при высоком давлении может явиться причиной наибольшего увеличения давления в контейнменте ядерного реактора с водой под давлением и сопровождается процессами (рис. 2.16):

истечение из корпуса реактора теплоносителя высокого давления;

образование пара и водорода при взаимодействии расплава с теплоносителем;

прямой нагрев атмосферы контейнмента находящимися в воздухе частицами обломков.



Рис. 2.16. Механизмы выброса расплава при высоком давлении [81].

Разрыв днища корпуса при высоком давлении может вызвать наибольшую проблему целостности контейнмента в ходе ТА (особенно для проектов ядерного реактора с водой под давлением).

Увеличение давления в контейнменте является результатом сочетания перечисленных факторов. Особенно важны следующие факторы.

1. Форма и объем бетонной шахты реактора (пространства под корпусом реактора) – малый объем может усилить рассеивание из шахты в остальную часть контейнмента. Наличие пути выхода из шахты, по которому обломки/расплавы могут быть рассеяны.

2. Возможное наличие воды на днище шахты может привести к совместному уносу капель воды с частицами расплавленных обломков. Это

обеспечивает наилучшие условия для взаимодействия расплава с водой (возможно образование водорода в расплаве металла) и/или быстрое образование пара.

3. Степень непосредственного взаимодействия находящихся в воздухе обломков с атмосферой контайнмента зависит от возможности транспорта обломков в атмосферу верхней части контайнмента. Для этого требуется относительно открытый путь для потока из шахты (возможно, через проходки системы измерения и контроля).

Выбросы расплава при низком давлении характеризуются следующими процессами (рис. 2.17):

обломки «выливаются» из днища корпуса реактора в бетонную шахту реактора;

возможно взаимодействие расплава с водой (при ее наличии) и остывание;

начало взаимодействия материалов активной зоны с бетоном.

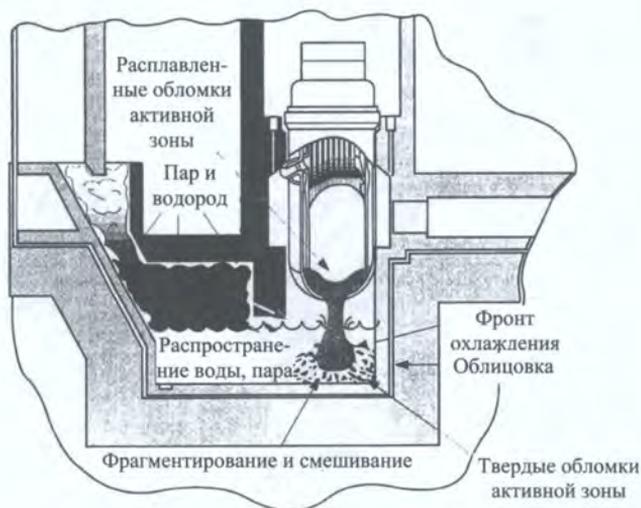


Рис. 2.17. Механизмы выброса расплава при низком давлении [81].

Выбросы обломков при условиях низкого давления (ниже приблизительно 10 – 15 бар) приводит к перемещению обломков на пол контайнмента в основном под действием сил тяжести. Взаимодействие с водой может привести к охлаждению обломков и быстрому образованию пара (возможное образование водорода, если обломки содержат существенное количество неокисленного металла). Если расплавленные обломки контактируют с полом контайнмента (или если бассейн воды испаряется), то начинаются взаимодействие корнума и бетона.

Взаимодействия расплавленной активной зоны и бетона (MCCI – Molten Core – Concrete Interactions) характеризуются следующими процессами:

экзотермические химические реакции между обломками активной зоны и бетоном; образование большого количества газа из-за разложения бетона; физические и химические взаимодействия между газами, образующимися при разложении бетона, и нелетучими продуктами деления, выделяемыми обломками активной зоны; вертикальная и горизонтальная эрозия нижней бетонной плиты разрушает фундамент ЗО.

МССИ – термохимический процесс между обломками активной зоны и структурами контейнмента (обычно на уровне фундамента). Термическое разложение бетона производит большое количество газов (включая водород и угарный газ – оба огнеопасные). Это может стать причиной долгосрочного увеличения давления в контейнменте. Физическая эрозия (абляция) поверхностей бетона (распространяющаяся вниз и в стороны) разрушает структуру ЗО (контейнмента). Проникновение продуктов разложения бетона в расплавленные обломки приводит к изменению свойств расплава (рис. 2.18).

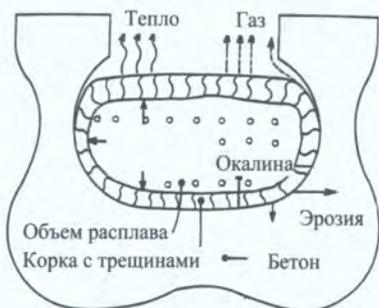


Рис. 2.18. МССИ [81].

Влияние МССИ на протекание ТА: проникающее разрушение структур ЗО (контейнмента); высокие локальные температуры атмосферы; образование неконденсирующихся газов.

Если каверна или фундамент ЗО – это малая ограниченная область, то МССИ может привести к повреждению стен контейнмента.

Например, в некоторых кипящих реакторах (BWR) скопление обломков активной зоны на бетонном основании

шахты реактора может привести к боковой эрозии, которая ведет к отказу опорных конструкций реактора. МССИ – источник множества проблем для целостности оболочки: физическое разрушение структур оболочки, высокие локальные температуры (возможно приводящие к проплавлению ЗО) и образование неконденсирующихся газов при разложении бетона вызывает увеличение давления.

Важная роль принадлежит тепломассообменным процессам взаимодействия расплава активной зоны с бетоном оболочки реактора (следующих за проплавлением корпуса реактора), в значительной степени определяющим скорость и степень разрушения бетона, интенсивность изменения температуры расплава, выделения газов (в том числе горючих), выноса с газами в пространство под оболочкой нелетучих РВ, повышения давления под оболочкой.

Процесс взаимодействия расплава активной зоны с бетоном оболочки существенно зависит от температуры расплава, которая определяется следующими оказывающими противоположное влияние эффектами: подводом тепла за счет остаточного тепловыделения и экзотермических реакций между материалами расплава и выделяющимися при взаимодействии расплава с бетоном газами (водяной пар и диоксид углерода); отводом тепла к среде внут-

ри оболочки, а также тепла, полученного за счет эндотермического взаимодействия с бетоном.

Разрыв системы 1-го контура, вызванный разрушением активной зоны, связан со следующими процессами:

горячие газы выходят из верхней части активной зоны на ранней фазе повреждения топлива;

возникновение потоков за счет ЕЦ;

чрезмерный нагрев трубопроводов контура может привести к их разрушению из-за ползучести.

При некоторых обстоятельствах и для ряда конструкций реактора разгерметизация корпуса реактора может явиться следствием тяжелых условий в 1-м контуре. Этот механизм применим только к ядерным реакторам с водой под давлением, в которых давление в 1-м контуре достаточно большое и энергия, выделяющаяся с верхней поверхности расплавленной активной зоны, передается к элементам 1-го контура.

Идентифицируют три характерных узла ядерного реактора с водой под давлением как возможное место разрушения из-за ползучести (рис. 2.19).

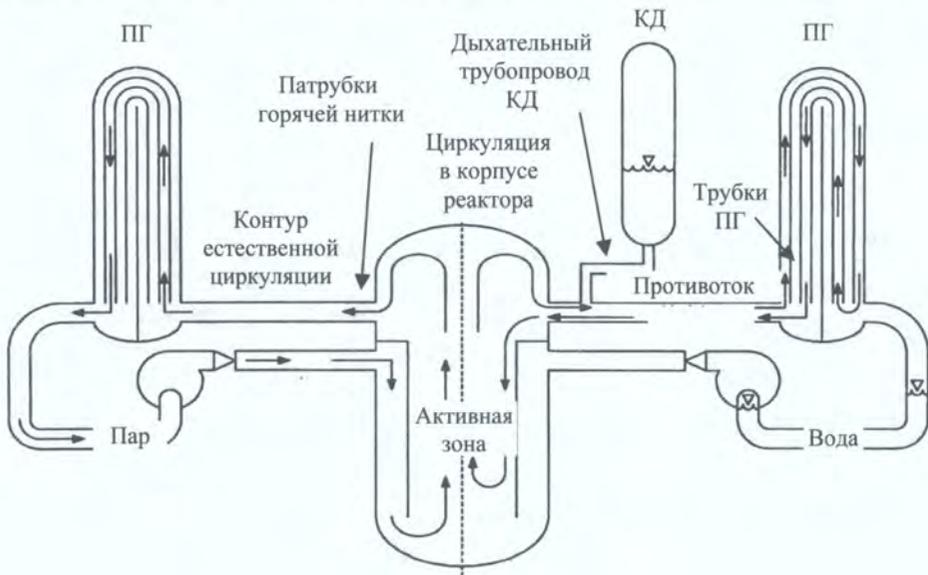


Рис. 2.19. Схемы потоков естественной циркуляции при повреждении активной зоны внутри корпуса реактора.

В случае патрубков на горячей нитке сама по себе схема циркуляции потока в пределах верхней крышки реактора может за счет перемещения воздушных потоков обеспечить достаточно энергии, чтобы вызвать повреждение. Для этого требуется относительно открытый объем над активной зоной. Дыхательный трубопровод КД может нагреться при периодическом срабатывании предохранительных клапанов. При этом газы, выделяющиеся из активной зоны, засасываются через дыхательный трубопровод, который имеет от-

носителем небольшой диаметр по сравнению с другими трубопроводами 1-го контура. И, наконец, может произойти разрыв трубок ПГ, если соответствующая энергия поступит в ПГ.

Попадание водорода в контайнмент приводит к его смещению с атмосферой контайнмента и возможному возгоранию (если локальные параметры превышают критерии воспламеняемости). Водород, образующийся при окислении оболочек из циркалоя или стальных конструкций внутри корпуса реактора, в конечном счете, попадает в контайнмент – либо при разрыве трубопровода (ЛОСА), либо при циклическом срабатывании предохранительных клапанов. Накопление водорода в контайнменте может привести к образованию огнеопасной смеси. Детали геометрии и конфигурации контайнмента очень важны для оценки концентрации водорода.

Возгорание водорода в контайнменте вызывает резкий пик давления. Пиковое давление зависит от количества сгоревшего водорода (от полного объема горючей смеси), «базового» давления, при котором начинается горение, и на сколько газ, оставшийся поле горения, может расширяться в другие области контайнмента.

Для парового взрыва в контайнменте требуется, чтобы реализовались четыре последовательных стадии взаимодействия расплава и теплоносителя:

- 1) постепенное смешивание расплава и воды;
- 2) исчезновение паровой пленки на поверхности теплообмена вызывающее ускоренный отвод энергии («триггер»-событие, запускающее процесс);
- 3) распространение импульса давления через смесь с образованием ударной волны;
- 4) распространение ударной волны, направленное наружу (механизм повреждения).

Взаимодействие расплавленных обломков с водой под корпусом реактора может также привести к энергичному «паровому взрыву», когда происходит разрыв днища корпуса реактора. Распространение ударной волны через массу воды может привести к отказу контайнмента, если основные конструкции контайнмента затоплены и находятся под водой.

Конечные состояния АПТА2 в случае нарушения критериев разрушения контайнмента являются ИС для третьей (внеконтайнментной) стадии развития ТА (ИСТА3). Идентификация групп ИСТА3 определяется в общем случае предысторией развития АПТА2 и состоянием и условиями повреждения контайнмента.

Развитие АП и условий нарушения критериев радиационной безопасности для населения и окружающей среды зависит от:

- группы ИСТА3;
- условий выхода и взаимодействия продуктов внереакторной стадии ТА за пределы контайнмента;
- состояния окружающей среды;
- противоаварийных мероприятий по ликвидации последствий ТА.

Стадии и этапы возникновения и развития ТА на корпусных реакторах обобщены на рис. 2.20.

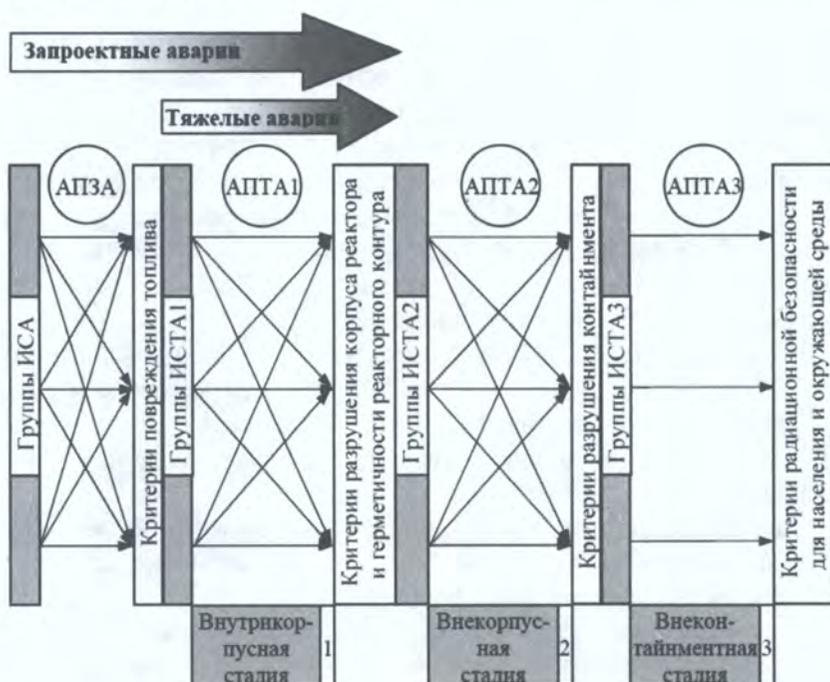


Рис. 2.20. Этапы и стадии возникновения и развития ТА на корпусных реакторах.

Обобщая представленные выше результаты, можно сформулировать основные требования к методическому обеспечению при моделировании и анализе ТА на корпусных реакторах типа ВВЭР.

1. Условия возникновения ТА, состояние поврежденной активной зоны, конфигурации работоспособных СБ для дальнейшего УТА в общем случае зависят от всего возможного спектра ИСА (отказы/нарушения систем, внутренние и внешние экстремальные события), а также соответствующего спектра АПЗА, которые могут привести к тяжелому повреждению топлива.

До настоящего времени при моделировании и анализе ТА на ВВЭР обычно в качестве ИСА рассматриваются большие течи 1-го контура или потеря питательной воды при конечных состояниях с повреждением топлива (см., например, [59, 90 и др.]). Такой подход требует дополнительных обоснований его консервативности, так как при других ЗА (например, межконтурные течи, экстремальные воздействия и т.д.) могут создаться «худшие» условия возникновения и развития ТА.

2. Моделирование и анализ ТА целесообразно рассматривать на трех основных стадиях: внутрикорпусной, внекорпусной (в пределах контейнмента) и внеконтейнментной.

Каждая стадия развития ТА должна быть идентифицирована соответствующими:

необходимыми и достаточными критериями (условиями) возникновения и окончания стадии;

условиями (начальными и граничными) протекания аварийных процессов;

спектрами (наборами) ИСА в зависимости от их предыстории возникновения, а также состояния систем и оборудования;

необходимыми для управления и ликвидации последствий ФБ и ККС, обеспечивающих их выполнение;

спектрами АП/ДС в зависимости от набора ИС каждой стадии, надежности/работоспособности систем (обеспечивающих выполнение необходимых ФБ), а также развития и взаимодействия доминирующих процессов при характерных начальных и граничных условиях каждой АП.

До настоящего момента при моделировании и анализе ТА на ВВЭР обычно (без достаточного обоснования) рассматривается одна или несколько АП (см., например, [59, 90 и др.]), которые в общем случае не отражают все возможные условия протекания процессов при ТА (нейтронно-физические, физико-химические, теплообменные, динамические и др.), а также условия надежности/состояния работоспособности систем, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ.

В рамках предложенного подхода, основанного на постадийной систематизации развития АП событий, возможны достаточно обоснованное моделирование и анализ ТА, а соответственно и технических руководств/инструкций по управлению и ликвидации их последствий.

2.2. Методы моделирования тяжелых аварий

Основной целью моделирования процессов при развитии ТА является определение и обоснование:

необходимых и достаточных критериев возникновения разных стадий ТА;

спектров АП (ДС) на разных стадиях развития ТА;

надежности, работоспособности и ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ;

состояний систем и оборудования в процессах и АП постадийного развития ТА;

развития доминантных для безопасности процессов в АП ТА.

Для решения таких задач моделирования ТА традиционным является использование расчетных, экспериментальных и расчетно-экспериментальных методов.

Расчетное моделирование может быть основано на детерминистских и вероятностных методах.

Детерминистские методы в принципе позволяют моделировать условия возникновения различных стадий ТА, условия и развитие процессов в АП, состояние систем и оборудования.

Вероятностные методы применяются обычно для оценок надежности систем/оборудования, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ, и для определения спектров АП (ДС).

Экспериментальное моделирование в принципе также позволяет решать задачи расчетного моделирования ТА и является приоритетным. Однако объективные причины не позволяют проводить в полном объеме экспериментальное моделирование всех процессов и событий при развитии ТА в натуральных условиях. Поэтому результаты моделирования ТА направлены в основном на понимание закономерностей и условий развития отдельных процессов и АП, на определение критериев возникновения и окончания различных стадий и этапов ТА, а также на валидацию расчетных средств моделирования ТА (разработка и реализация матриц валидации).

Экспериментальное моделирование отдельных процессов ТА обычно осуществляется на специализированных экспериментальных стендах/установках. Основные известные экспериментальные установки по исследованию ТА перечислены ниже с кратким описанием их назначения [35].

Внутрикорпусные явления

Разрушение и плавление активной зоны:

RNEBUS-FP (Франция/СЕС) – интегральные эксперименты по исследованию развития повреждений активной зоны от обломков до образования бассейна расплава;

QUENCH, PZK (Германия) – повторное затопление перегретой активной зоны;

CODEX, KFKI (Венгрия) – переходный процесс с поступлением воздуха в активную зону реактора PWR.

Взаимодействие материалов активной зоны с днищем реактора:

СОРО II, IVO (Финляндия) – теплопередача от бассейна расплава в полости днища реактора;

BALI, СЕА (Франция) – коэффициенты теплопередачи между бассейном расплава и стенками;

SULTAN, СЕ (Франция) – удержание расплава в корпусе с помощью наружного охлаждения;

ALPHA, JAERI (Япония) – охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора;

EPRI/FAI (США) – охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора;

LHF, OECD (США) – механизмы разрушения днища реактора при высоких значениях температуры/давления;

RASPLAV, OECD (Россия) – тепловая нагрузка на днище реактора в присутствии расплава активной зоны, взаимодействия;

FARO, JRC (СЕС) – внутрикорпусное охлаждение расплавленных материалов заливом.

Взаимодействие расплава активной зоны с теплоносителем внутри и вне корпуса реактора:

BILLEAU, IPSN (Франция) – предварительное перемешивание;
DETHET, IPSN (Франция) – процесс тонкой фрагментации и последующий взрыв;
MICRONIS, IPSN (Франция) – процесс тонкой фрагментации;
TREPAM, IPSN (Франция) – теплопередача между водой и мелкими фрагментами;
BERDA, FZK (Германия) – удар в крышку реактора большой пробки из верхних конструкций, движимых расплавом;
PREMIX, FZK (Германия) – фрагментация струи;
QUEOS, FZK (Германия) – предварительное перемешивание;
ALPHA, JAERI (Япония) – предварительное перемешивание, фрагментация струи, распространение;
FARO, JRC (CEC) – фрагментация струи, интегральные эксперименты с прототипными материалами;
KROTOS, JRC (CEC) – предварительное перемешивание, интегральные эксперименты с прототипными материалами.

Внекорпусные явления

Взаимодействие обломков активной зоны с бетоном:
MACE (Консорциум) – воздействие расплава на окружающие конструкции и его охлаждаемость.
Исследования процесса растекания расплава:
CORINE, CEA (Франция) – растекание расплава (модельные материалы);
VULCANO, CEA (Франция) – растекание расплава (реакторные материалы);
COMAS, Siempelkamp – растекание и охлаждаемость расплава;
COMET, FZK (Германия) – растекание и охлаждаемость расплава;
DISCO, FZK (Германия) – растекание расплава (корпус и шахта PWR);
KAJET, FZK (Германия) – взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора;
KAPOOL, FZK (Германия) – взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора;
KATS, FZK (Германия) – растекание и охлаждаемость расплава;
FARO, JRC (CEC) – растекание расплава (реакторные материалы).

Распространение и горение водорода

Перемешивание и распределение:
C-Bubble, AECL (Канада) – крупномасштабная установка для изучения перемешивания газов (отдельные эффекты, процессы перемешивания);
CTF, AECL (Канада) – сообщающиеся сосуды для проверки водородной безопасности;
MISTRA, CEA (Франция) – моделирование конденсирующих стенок, спринклерных систем, рекомбинаторов;

TOSQAN, IPSN (Франция) – оценка модели конденсации и осаждения на стенке.

Дефлаграционное горение:

LSVCTF, AECL (Канада) – крупномасштабная вентилируемая испытательная установка по дожиганию водорода;

RUT, РИЦ КИ (Россия) – крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода.

Переход от дефлаграции:

RUT, РИЦ КИ (Россия) – крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода;

BNL «hot tube» (США/Япония) – переход к детонации при повышенных температурах.

Работа пассивных рекомбинаторов:

LSVCTF, AECL (Канада) – крупномасштабная установка с легким доступом и коротким рабочим циклом;

H2PA, IPSN (Франция) – влияние аэрозолей веществ, моделирующих топливо;

KALI, CEA (Франция) – испытания рекомбинаторов;

RECA, CIEMAT (Франция) – эффективность автокаталитических рекомбинаторов в присутствии аэрозолей.

Механическое разрушение днища реактора:

KRAKATOA, CEA (Франция) – распространение трещин и определение площади кинетического разрушения под действием давления;

RUPTHER, CEA (Франция) – аналитические эксперименты на трубках из корпусной стали.

Продукты деления и аэрозоли

Выход нелетучих продуктов деления/выход продуктов деления в корпус реактора на поздних стадиях аварий:

NEVA/VERCORS, CEA (Франция) – продукты деления, выход актинидов и материалов из топлива при высоких температурах;

RNEBUS-FP, CEC (Франция) – поведение продуктов деления в 1-м контуре реактора и в ЗО;

VEGA, JAERI (Япония) – выход продуктов деления из облученного топлива при высоких значениях температуры/давления.

Выход реакторных материалов:

EMAIC, IPSN (Франция) – кинетика высокотемпературного выхода из управляющих стержней, содержащих Ag-Cd-In;

Harrier, AEAT (Великобритания) – выход из бассейна расплава на поздних стадиях аварии с применением нерадиоактивных материалов.

Поведение аэрозолей и йода в 1-м контуре и в ЗО:

VICTORIA, IVO (Франция) – установка для исследования ледового конденсатора и аэрозолей;

CIVAUX, EDF (Франция) – утечка аэрозолей и пара через крупномасштабные конструкции ЗО;

PITEAS, IPSN (Франция) – поведение аэрозолей в условиях конденсации пара;

AIDA, PSI (Швейцария) – физика аэрозолей в пассивных ЗО;

ARTIST, PSI (Швейцария) – поведение аэрозолей и йода во вторичной части ПГ PWR;

– LSUFPT4, PSI (Швейцария) – поведение аэрозолей и йода при высоких температурах (транспорт и т.д.);

SIRIUS, PSI (Швейцария) – облучение йода (поведение элементарных и органических компонентов);

REVENT, (Швейцария) – повторный унос аэрозолей из воды приямка при сбросе давления.

Осаждение, повторное образование смесей и испарение в 1-м контуре:

PNEBUS-FP, CEC (Франция) – поведение продуктов деления в 1-м контуре;

WIND, JAERI (Япония) – поведение аэрозолей (осаждение, испарение); прочность трубопроводов;

Falcon, AEAT (Великобритания) – выход и перенос продуктов деления;

STORM, JRC (CEC) – осаждение и повторное образование аэрозолей в трубопроводах;

TRANSAT, CEA (Франция) – перенос аэрозолей в крупных трубопроводах;

TUBA, CEA (Франция) – перенос аэрозолей в трубках ПГ.

Улавливание в скруббере:

PECA, CIEMAT (Испания) – очистка в скруббере (струйный и пузырьковый режимы);

Heron, AEAT (Великобритания) – удаление аэрозолей при условиях ударной турбулентности;

Sandriper, AEAT (Великобритания) – удаление аэрозолей в слое графия.

Химия йода:

RTF, AECL (Канада) – поведение и летучесть йода при облучении;

CAIMAN, IPSN (Франция) – поведение и летучесть йода при облучении.

Анализ крупномасштабных экспериментов, учитывающих специфику протекания ТА на АЭС с ВВЭР, позволил сформировать представленную ниже матрицу экспериментальных установок [70].

Главные требования, предъявляемые к отбираемым для формирования базы данных экспериментам:

1) база данных должна включать результаты экспериментов по исследованию специфики протекания ТА на АЭС с ВВЭР;

2) база данных должна включать результаты экспериментов, в которых максимально использовались штатные конструкции ТВС, натурные и/или подобные геометрические размеры, номинальные режимные параметры и прототипные материалы.

Матрица экспериментальных установок

| Установка | Исследуемые процессы | Организация | Страна |
|-----------------|--|-------------|----------|
| CORA | Высокотемпературное поведение и деградация ТВС | FZK | Германия |
| CODEX | Высокотемпературное поведение ТВС | KFKI | Венгрия |
| QUENCH | Окисление и охрупчивание разогретых оболочек твэлов при повторном заливе | FZK | Германия |
| РАСПЛАВ | Поведение бассейна расплавленных материалов активной зоны на днище реактора | РНЦ КИ | Россия |
| MASCA | Термическое воздействие бассейна расплавленных материалов на корпус реактора | РНЦ КИ | Россия |
| ACE | Взаимодействие расплавленных материалов активной зоны с бетоном шахты реактора | ANL | США |
| BETA | Взаимодействие расплавленных материалов активной зоны с бетоном шахты реактора | FZK | Германия |
| HDT | Распространение водорода в системе сообщающихся боксов модели контейнмента | РНЦ КИ | Россия |
| RUT | Горение водорода в камерах сложной геометрии, моделирующих боксы контейнмента | РНЦ КИ | Россия |
| DRIVER, TORPEDO | Дефлаграция и детонация водорода в помещениях цилиндрической формы | РНЦ КИ | Россия |

Эксперименты, на основе которых формируется база данных, охватывают следующие этапы протекания ТА на АЭС с ВВЭР:

разогрев ТВС в осушенной активной зоне;

окисление оболочек твэлов в широком диапазоне температур, включая высокие;

разрушение твэлов;

разрушение поглощающих стержней;

образование эвтектик и плавление конструкционных материалов;

стекание образующегося расплава;

образование блокад;

формирование бассейна расплава;

поведение расплава на днище реактора;

взаимодействие расплава с корпусом реактора;

взаимодействие расплава с бетоном шахты реактора;

распространение и горение образующегося водорода в помещениях

30 РО.

Для каждой экспериментальной установки сформирована матрица экспериментов. В качестве примера в табл. 2.1 представлена матрица экспериментов на установке CORA, среди которых два эксперимента CORA-W1 и CORA-W2 соответствуют требованиям, предъявляемым к отбираемым для формирования базы данных экспериментам.

Целью эксперимента CORA-W1 было изучение теплофизических и физико-химических процессов в модельной сборке типа ВВЭР-1000 в условиях, имитирующих режим ТА с плавлением элементов конструкции сборки.

В исходном состоянии модельная сборка W1 состояла из 19 имитаторов твэлов, расположенных по треугольной решетке со штатным для реактора ВВЭР-1000 шагом.

Таблица 2.1. Эксперименты, выполненные на установке CORA

| № | Максимальная температура оболочки твэла | Материал поглотителя | Другие специфические особенности эксперимента | Дата |
|---------|---|----------------------|---|----------|
| CORA-2 | ≈ 2000 °С | – | Дистанционирующие решетки из инконеля | 06.08.87 |
| CORA-3 | ≈ 2400 °С | – | Повышенные температуры | 03.12.87 |
| CORA-5 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Поглотитель, характерный для PWR | 26.02.88 |
| CORA-12 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Повторный залив | 09.06.88 |
| CORA-16 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Поглотитель, характерный для BWR | 24.11.88 |
| CORA-15 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Стержни с внутренним давлением | 02.03.89 |
| CORA-17 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Повторный залив | 29.06.89 |
| CORA-9 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Давление в системе 10 бар | 09.11.89 |
| CORA-7 | < 2000 °С | Ag, In, Cd | Сборка из 57 стержней, медленное охлаждение | 22.02.90 |
| CORA-18 | < 2000 °С | B ₄ C | Сборка из 59 стержней, медленное охлаждение | 21.06.90 |
| CORA-13 | ≈ 2200 °С | Ag, In, Cd | OECD/ISP, начало повторного залива при повышенной температуре | 15.11.90 |
| CORA-29 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Предварительное окисление | 11.04.91 |
| CORA-31 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Медленный начальный разогрев (≈ 0,3 К/с) | 25.07.91 |
| CORA-30 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Медленный начальный разогрев (≈ 0,2 К/с) | 30.10.91 |
| CORA-28 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Предварительное окисление | 25.02.92 |
| CORA-10 | ≈ 2000 °С | Ag, In, Cd | Холодная нижняя часть сборки, расход пара 2 г/с | 16.07.92 |
| CORA-33 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Условия осушенной зоны, нет подачи пара | 01.10.92 |
| CORA-W1 | ≈ 2000 °С | – | Модельная сборка ВВЭР-1000 | 18.02.93 |
| CORA-W2 | ≈ 2000 °С | B ₄ C | Имитация сборки ВВЭР-1000 с поглощающим стержнем | 21.04.93 |

Целью эксперимента CORA-W2 было изучение теплофизических и физико-химических процессов в модельной сборке типа ВВЭР-1000 в условиях, имитирующих режим ТА с плавлением элементов конструкции сборки, и исследование влияния на процесс деградации сборки поглощающего стержня с карбидом бора. В исходном состоянии модельная сборка W2 со-

стояла из 18 имитаторов твэлов и одного имитатора поглощающего стержня, расположенных со штатным для реактора ВВЭР-1000 шагом. 13 из 18 имитаторов твэлов были электрообогреваемыми (активно-обогреваемыми), пять – необогреваемыми (пассивно-обогреваемыми).

На установке CODEX проводились эксперименты по высокотемпературному поведению ТВС. Целью эксперимента CODEX-2 было изучение теплофизических и физико-химических процессов в модельной сборке типа ВВЭР-440 в условиях, имитирующих режим ТА с плавлением элементов конструкции сборки. В исходном состоянии модельная сборка CODEX-2 состояла из семи стержней, расположенных по треугольной решетке со штатным для реакторов ВВЭР-440 шагом 1000. Шесть периферийных стержней модельной сборки являлись электрообогреваемыми имитаторами твэлов, а центральный стержень был необогреваемым и представлял собой трубку, поперечные размеры которой соответствовали поперечным размерам оболочки имитаторов твэлов.

Целью эксперимента CODEX-B4C было изучение теплофизических и физико-химических процессов в модельной сборке типа ВВЭР-1000 в условиях, имитирующих режим ТА с плавлением элементов конструкции сборки, и получение экспериментальных данных по следующим вопросам:

влияние В₄С на образование газов (H₂, CO, CO₂ и CH₄) и аэрозолей в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при условиях, характерных для ТА;

влияние наличия поглощающего стержня с В₄С на разрушение окружающих топливных стержней и структур в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при условиях, характерных для ТА.

Эксперименты, проводимые на установке QUENCH в рамках одноименной программы (FZK, г. Карлсруэ, Германия), направлены на изучение процессов, происходящих при подаче воды для охлаждения оголенной перегретой активной зоны легководных реакторов (LWR). Основное внимание в этих экспериментах уделяется процессам образования водорода.

Основными целями эксперимента QUENCH-07 было исследование процессов взаимодействия В₄С – нержавеющая сталь – Zry, исследование процессов образования газообразных продуктов – H₂, CO, CO₂, CH₄ – во время разрушения поглощающего стержня и окисления В₄С и исследование влияния разрушения поглощающего стержня на окружающие топливные стержни. Модельная топливная сборка в эксперименте QUENCH-07 имеет длину ~ 2,5 м и состоит из 20 имитаторов твэлов и одного имитатора поглощающего стержня, расположенного в центре сборки и четырех угловых стержней. Все имитаторы твэлов обогреваются на длине 1024 мм. Имитатор поглощающего стержня и угловые стержни не обогреваются. Эксперимент QUENCH-08 (без поглотителя В₄С) был запланирован как контрольный эксперимент для сравнения с экспериментом QUENCH-07 (с поглотителем В₄С). Таким образом, основными целями эксперимента QUENCH-08 было исследование влияния поглотителя В₄С на процесс окисления и, соответственно, на процесс генерации водорода, а также на процесс разрушения сборки. Мо-

дельная топливная сборка в эксперименте QUENCH-08 имеет длину ~ 2,5 м и состоит из 21 имитатора твэлов и четырех угловых стержней.

В экспериментах на установке РАСПЛАВ изучалось поведение расплавленных материалов активной зоны на днище корпуса реактора. Эксперимент AW-200-1 был первым из серии крупномасштабных экспериментов серии AW-200, направленных на изучение процессов поведения реального расплава активной зоны (кориума) в прототипных условиях ТА на этапе достижения им днища корпуса легководного реактора. Цели эксперимента AW-200-2 были подобны целям эксперимента AW-200-1, при условии увеличенного значения теплового потока через тест-стенку до значения 280 кВт/м^2 (в эксперименте AW-200-1 тепловой поток через тест-стенку был 130 кВт/м^2). Основные цели эксперимента AW-200-3 включали изучение поведения однофазного оксидного бассейна расплава кориума C-100 ($\text{UO}_2 - 78 \%$, $\text{Zr} - 0$, $\text{ZrO}_2 - 22 \%$, $\text{C} - 0,01 \%$). Кроме того, в загрузку кориума были добавлены некоторые имитаторы продуктов деления, а именно La_2O_3 и оксид железа, которые также могли снизить температуру ликвидус кориума.

Основные цели эксперимента AW-200-4 были определены следующим образом:

1) использовать состав кориума, который изначально находится в зоне несмешиваемости (кориум, подобный C-22: $\text{UO}_2 - 81 \%$, $\text{Zr} - 13,5 \%$, $\text{ZrO}_2 - 5 \%$, $\text{C} - 0,3 \%$ – с низким содержанием углерода и контролируемым содержанием кислорода);

2) создать как можно больший бассейн расплава и удерживать его в установившихся условиях длительное время.

Семь крупномасштабных экспериментов по взаимодействию расплава активной зоны с бетоном было проведено в Аргонской национальной лаборатории как часть международной Программы ACE (Advanced Containment Experiment Program). Основные цели этих интегральных экспериментов – исследование теплогидравлических и химических процессов при взаимодействии «расплав – бетон» и расширение базы данных по выходу слаболетучих продуктов деления для использования при разработке и валидации расчетных кодов, описывающих взаимодействие «расплав – бетон» и выход продуктов деления. Эксперимент ACE L4 был пятым крупномасштабным экспериментом по изучению выхода продуктов деления при взаимодействии расплава активной зоны с бетоном программы ACE. В этом эксперименте исследовалось взаимодействие частично окисленного расплава активной зоны реактора с кипящей водой (BWR) с двухслойным бетонным основанием, состоящим из слоя серпентинитового и слоя обычного силикатного бетона, применяемых на отечественных АЭС. В эксперименте ACE L4 бетонный блок, моделирующий двухслойное бетонное основание АЭС, имел горизонтальную поверхность размером $50,2 \times 49,3 \text{ см}$ и суммарную толщину $30,5 \text{ см}$. По толщине блок состоял из двух слоев бетона. Верхний слой из серпентинитового бетона имел толщину $5,1 \text{ см}$, нижний слой из силикатного бетона имел толщину $25,4 \text{ см}$. Внутри бетонного блока располагались шесть арматурных стержней.

В 25 экспериментах, проведенных на установке ВЕТА (FZK, г. Карлсруэ, Германия) исследовался процесс взаимодействия модельного расплава активной зоны реактора с бетонами различных типов в условиях, моделирующих внекорпусную стадию ТА на АЭС.

Эксперимент V5.1 поставлен с целью исследования влияния металлического циркония на процесс взаимодействия расплава с бетоном (влияние на эрозию бетона и выход аэрозолей). Кроме этого, в эксперименте V5.1 первоначально планировалось изучение выхода из расплава радионуклидов. Для этого в расплав предполагалось дополнительно вводить цирконий и имитаторы продуктов деления. Эксперимент V5.2 поставлен с целью исследования влияния металлического циркония на процесс взаимодействия расплава с бетоном (влияние на эрозию бетона и выход аэрозолей), а также изучения выхода из расплава радионуклидов-продуктов деления. Последнее имело особое значение в связи с тем, что в эксперименте V5.1 ввод имитаторов продуктов деления осуществить не удалось. Цель эксперимента V5.3 – исследование влияния металлического циркония на процесс взаимодействия расплава с бетоном (влияние на эрозию бетона и выход аэрозолей), а также изучения выхода из расплава радионуклидов. Основной целью эксперимента V6.1 являлось изучение влияния охлаждения водой наружных стен бетонного тигля на радиальную эрозию бетона. Для этого в тигле была выполнена цилиндрическая полость, заполненная водой. В кольцевую полость введены четыре трубы: одна – для подвода воды, три – для отвода образующегося пара.

Эксперимент V7.1 был проведен на установке ВЕТА для изучения процесса взаимодействия расплава с серпентинитовым бетоном. Компоненты серпентинитового бетона доставлялись в Карлсруэ с Калининской АЭС.

Эксперименты на установке НДТ по распространению водорода в системе связанных объемов, имитирующих основные помещения в ЗО ВВЭР-1000, были проведены в августе 1987 г. Всего было проведено 11 экспериментов. Изучалось распределение водорода в зависимости от места и скорости подачи водорода. Места подачи водорода в экспериментальную установку были выбраны в соответствии с наиболее вероятными местами поступления водорода в ЗО ВВЭР-1000 при авариях:

отсек экспериментальной установки, соответствующий боксу ПГ, – поступление водорода через разрыв трубопровода;

отсек экспериментальной установки, соответствующий помещению, смежному с боксом ПГ, – поступление водорода через клапан на КД и ББ;

нижний отсек экспериментальной установки – соответствует поступлению водорода при взаимодействии «расплав – бетон» в шахте реактора;

отсек экспериментальной установки, соответствующий реакторному залу (пространство под куполом ЗО), – поступление водорода непосредственно через открытый клапан на КД.

В базу данных [70] вошли результаты экспериментов НДТ-3 (подача водорода с неравномерной скоростью в отсек экспериментальной установки, соответствующий боксу ПГ), НДТ-6 (подача водорода с относительно низкой

и равномерной скоростью в отсек экспериментальной установки, соответствующий боксу ПГ), НДТ-8 (подача водорода с относительно низкой и равномерной скоростью в нижний отсек экспериментальной установки) и НДТ-9 (подача водорода с относительно низкой и равномерной скоростью в отсек экспериментальной установки, соответствующий реакторному залу).

На установке РУТ (реактивная ударная труба) проводились и проводятся крупномасштабные эксперименты по изучению медленной и быстрой дефлаграции, переходу дефлаграции в детонацию и детонации [70]. Достоинством экспериментального стенда РУТ являются его геометрические размеры, сравнимые с размерами помещений в нижней части ЗО АЭС. Эксперименты, связанные с изучением вопросов обеспечения безопасности АЭС, проводились на водородно-воздушных и водородно-паро-воздушных смесях. Целью экспериментов, проводимых на установке РУТ, было:

1) оценить эффекты масштаба, геометрии (один или несколько объемов, наличие или отсутствие препятствий в объемах) и свойств смеси (начальные параметры, гомогенность или негомогенность, концентрация пара) на особенности процесса горения водорода;

2) проверить критерии и ограничивающие условия для эффективного ускорения пламени.

3) получить экспериментальные данные по горению водорода, необходимые для верификации расчетных методик и кодов, предназначенных для анализа процессов в контейнменте АЭС при авариях.

В этих экспериментах оценивалось влияние геометрии (различное число объемов и наличие препятствий на пути распространения пламени), а также различные начальные условия (концентрации водорода и пара, начальная температура) на особенности процесса горения водорода. Во всех рассмотренных экспериментах режим горения водорода – дефлаграция.

На установках ДРАЙВЕР и ТОРПЕДО проводились и проводятся эксперименты по изучению медленной и быстрой дефлаграции, переходу дефлаграции в детонацию и детонации в помещениях цилиндрической формы. Эксперименты, связанные с изучением вопросов обеспечения безопасности АЭС, проводились на этих установках с использованием водородно-воздушных смесей. Эксперименты Мс003, Мс012, Мс043 и Нс20 были проведены на экспериментальной станции «Варгос» РНЦ «Курчатовский институт» с использованием установок ДРАЙВЕР и ДРАЙВЕР + ТОРПЕДО (объединение установки ДРАЙВЕР с установкой ТОРПЕДО). Эти эксперименты были проведены в рамках пятой рамочной программы ЕВРОАТОМ (проект «Интегральные крупномасштабные эксперименты по горению водорода для валидации тяжелоаварийных кодов» – НУСОМ). Целью экспериментов было расширение экспериментальной базы необходимой для верификации вновь разрабатываемых методик и кодов для анализа режимов горения водорода и возникающих при этом нагрузок. Наблюдаемые в опытах режимы горения охватывали диапазон от медленной до быстрой дефлаграции. Этот диапазон в предыдущих экспериментах не рассматривался. Основное внимание в прове-

дении экспериментов уделялось сложной геометрии и неравномерному распределению концентрации водорода.

Результаты экспериментов, вошедшие базу экспериментальных данных, необходимы для верификации основных моделей процессов ТА в разрабатываемой системе сквозных кодов (например, РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ/КУПОЛ), предназначенных для анализа безопасности АЭС с ВВЭР при ТА.

Характерным примером экспериментального моделирования на ВВЭР являются разработки ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», ФГУП «ВНИИНМ», РНЦ «Курчатовский институт», ОКБ «Гидропресс» и НПО «Луч» (Россия) по исследованию поведения топлива легководных реакторов в аварийных условиях с быстрым возрастанием реактивности и потерей теплоносителя (в том числе термоудар на обочки твэлов) [91 – 102].

Испытания облученных твэлов ВВЭР в экспериментах с быстрым возрастанием реактивности на импульсном графитовом реакторе ИГР (г. Семипалатинск, Россия) были начаты в 1990 г. под руководством РНЦ «Курчатовский институт» с участием НИИАР, ВНИИНМ, НПО Луч, ОЭ НПО Луч [91, 92].

Основными целями испытаний были:

- 1) оценка порогового значения энтальпии топлива, приводящей к фрагментации твэлов;
- 2) выявление физических процессов, определяющих повреждение твэлов;
- 3) получение экспериментальных данных для разработки и верификации расчетных моделей.

В результате проведенных испытаний установлено следующее:

- 1) достигнута максимальная среднерадиальная энтальпия топлива 246 кал/г при выгорании 49 МВт-сут/кг урана без фрагментации твэлов;
- 2) пороговое значение среднерадиальной энтальпии при разгерметизации твэлов ВВЭР с выгоранием ~50 МВт-сут/кг урана близко к 160 кал/г;
- 3) разрушение оболочки носит характер пластичного разрыва под действием давления заполняющего твэлы газа (рис. 2.21).

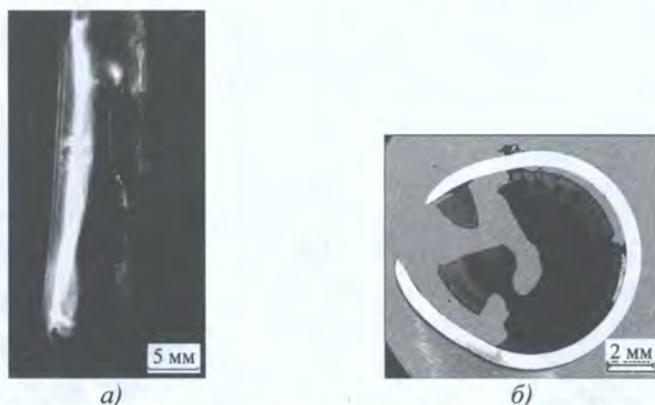


Рис. 2.21. Характер разрыва оболочки облученного имитатора твэла, испытанного на реакторе ИГР: *а* – внешний вид участка разрыва; *б* – сечение в месте разрыва.

Необходимость обоснования полученных пороговых значений энтальпии до выгораний топлива ~ 60 МВт·сут/кг урана потребовала дополнительных экспериментальных исследований. Еще одним поводом для продолжения экспериментов послужили результаты испытаний имитаторов твэлов PWR с выгоранием топлива ~ 60 МВт·сут/кг урана в условиях узкого импульса энерговыделения, показавшие, что разрушение их оболочек происходило при неожиданно низких значениях энтальпии топлива ($\sim 30 - 80$ кал/г), причем разрушение оболочки носило хрупкий характер [93]. Различия в поведении твэлов PWR и ВВЭР могли быть следствием как несовпадения условий испытаний (различие в длительности импульсов энерговыделения), так и отличия механических свойств и структурного состояния оболочек PWR и ВВЭР после штатной эксплуатации.

Результаты исследований [94] показали, что при низких температурах пластические свойства оболочек из сплава Zr – 1% Nb значительно превышают свойства облуженных оболочек из циркалоя. Тем не менее, доказательством достаточно высокого порога энергии повреждения твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием в условиях реактивной аварии мог являться только эксперимент в условиях узкого импульса мощности, аналогичного импульсам мощности, при которых проводились испытания твэлов PWR.

Испытания твэлов ВВЭР в условиях узкого импульса мощности были проведены в быстром исследовательском импульсном реакторе (БИГР), способном после специальной модификации обеспечить требуемый энерговод в топливо исследуемых твэлов при значении полуширины импульса мощности ~ 3 мс [95]. Испытания проведены в специально разработанном для этой цели боковом канале реактора в ампулах, заполненных водой при нормальных условиях. Конструкция испытываемых твэлов была идентична конструкции рефабрикованных твэлов, испытанных ранее в реакторе ИГР. Рефабрикованные твэлы изготавливались из штатных твэлов ВВЭР, достигших выгораний ~ 50 МВт·сут/кг урана и ~ 60 МВт·сут/кг урана. Основные параметры испытаний приведены в табл. 2.2.

В результате испытаний выявлена особенность разрушения оболочек твэлов с выгоранием 60 МВт·сут/кг урана – появление множественных разрывов оболочки с сохранением пластичного характера каждого разрыва (рис. 2.22).

По результатам экспериментов на реакторах ИГР и БИГР можно сделать следующие выводы:

- 1) термомеханическое поведение твэлов при испытаниях в реакторах ИГР и БИГР с различной шириной импульса (4 – 900 мс) является подобным;
- 2) при достигнутом уровне максимальной среднерадимальной энтальпии топлива (246 кал/г при выгорании ~ 50 МВт·сут/кг урана и 165 кал/г при выгорании ~ 60 МВт·сут/кг урана) фрагментации твэлов не происходит;
- 3) в исследованном диапазоне выгорания топлива (0 – 60 МВт·сут/кг урана) оболочки имеют запас пластичности, так что их разгерметизация происходит при высокой температуре с образованием вздутия и продольного разрыва под действием внутреннего давления газа;

4) пороговое значение среднерадимальной энтальпии при разгерметизации твэлов ВВЭР с выгоранием 50 МВт-сут/кг урана близко к 160 кал/г.

Таблица 2.2. Параметры испытанных твэлов и основные результаты испытаний

| Номер твэла | Среднее выгорание топлива, МВт-сут/кг U | Давление заполняющего газа, МПа | Место эксплуатации исходного твэла (блок, АЭС) | Достигнутое значение пиковой энтальпии топлива, кал/г UO ₂ | Состояние оболочки |
|-----------------|---|---------------------------------|--|---|--------------------|
| Первая серия | | | | | |
| 1 | 48,6 | 2,0 | 5 НВАЭС | 142 | герметична |
| 2 | 48,3 | 2,0 | 5 НВАЭС | 115 | герметична |
| 3 | 47,9 | 2,0 | 5 НВАЭС | 138 | герметична |
| Вторая серия | | | | | |
| 4 | 61,3 | 2,0 | 3 КолАЭС | 125 | герметична |
| 5 | 48,9 | 2,0 | 5 НВАЭС | 146 | герметична |
| 6 | 48,0 | 2,0 | 5 НВАЭС | 153 | герметична |
| Третья серия | | | | | |
| 7 | 60,5 | 2,0 | 4 НВАЭС | 134 | герметична |
| 10 | 46,9 | 2,0 | 5 НВАЭС | 164 | разрыв |
| 12 | 47,3 | 0,2 | 5 НВАЭС | 155 | герметична |
| Четвертая серия | | | | | |
| 8 | 60,0 | 2,0 | 3 КолАЭС | 164 | 2 разрыва |
| 9 | 59,8 | 0,1 | 3 КолАЭС | 165 | 4 разрыва |
| 11 | 47,2 | 2,0 | 5 НВАЭС | 188 | разрыв |

Серия испытаний твэлов ВВЭР с высоким выгоранием в условиях узких импульсов мощности реактора БИГР позволила экспериментально обосновать вывод о том, что низкий уровень окисления и гидрирования оболочек твэлов ВВЭР в условиях штатной эксплуатации обеспечивает сохранение ими запаса остаточной пластичности, который надежно гарантирует отсутствие фрагментации твэлов в условиях реактивных аварий вплоть до высоких значений пиковой энтальпии топлива.

При исследовании поведения облученных твэлов в условиях аварии с потерей теплоносителя на вне реакторных стендах были проведены [96]:

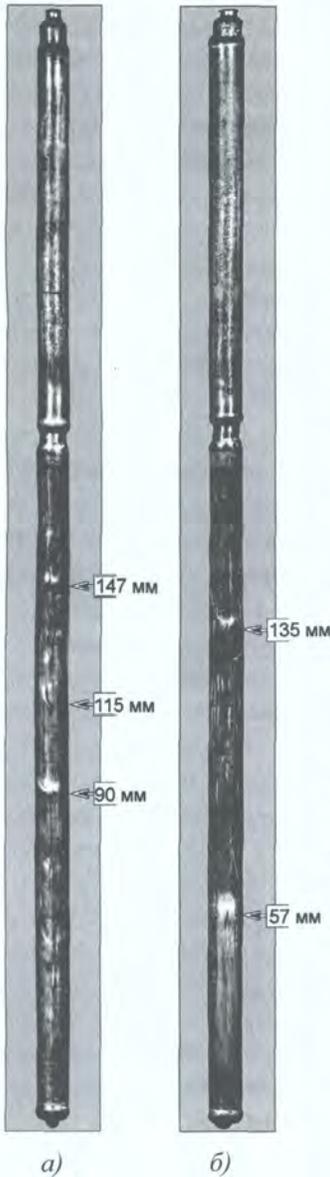
моделирование первой стадии аварии;

моделирование повторного залива активной зоны – испытания на термоудар окисленных облученных оболочек;

измерение интегральной теплопроводности облученных твэлов.

Моделирование первой стадии аварии, проведенное на вне реакторных стендах с использованием свежих и облученных оболочек ВВЭР, позволило определить время и максимальную окружную деформацию оболочек при разрушении в зависимости от температуры и перепада давления. Испытания оболочек на термоудар имели целью проверку выполнения критерия безопасности – критерия охрупчивания для облученных оболочек.

Рис. 2.22. Внешний вид имитаторов твэлов с выгоранием топлива 60 МВт·сут/кг урана, испытанных на реакторе БИГР.
Исходное давление газа под оболочкой:
а – 2,0 МПа; б – 0,2 МПа.



Моделирование первой стадии аварии было проведено на имитаторах твэлов на внутрикамерных стендах. Основной моделируемый параметр нагружения – высокая скорость нагрева имитаторов – достигался за счет кратковременного пропуска тока через оболочку. Максимальная скорость нагрева составляла для необлученных оболочек 130 – 200 °С/с, для облученных – ~70 °С/с.

Эксперименты проведены по двум сценариям изменения температуры оболочки во времени (рис. 2.23). Согласно первому сценарию (для большинства твэлов) максимальная температура оболочки имитатора достигала ~900 °С, согласно второму сценарию (для наиболее напряженных твэлов) – ~1100 °С. Начальная температура оболочек составляла от 350 до 380 °С.

В экспериментах моделировался перепад давлений, характерный для первой стадии аварии, при этом давление теплоносителя менялось слабо. Внутреннее давление в имитаторах изменялось в течение каждого испытания в соответствии с расчетным значением давления внутри твэльного газа (от 2 до 12 МПа). Внутренняя среда в имитаторах – инертный газ (аргон), внешняя – водяной пар с аргоном.

В результате испытаний, проведенных по первому сценарию, установлено:

- 1) разгерметизация оболочек происходит в диапазоне температуры от 810 до 838 °С при перепаде давления на оболочке от 3,7 до 5,15 МПа;
- 2) значение максимальной окружной деформации оболочек составляет от 11 до 53 %, причем для облученной оболочки она составила 38 % и совпала со средним значением для необлученных;
- 3) время до разгерметизации увеличивается от 5 с для необлученных оболочек до 8 с для облученных.

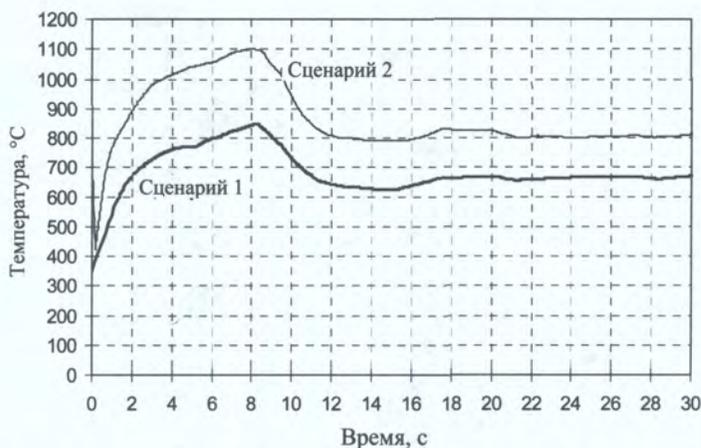


Рис. 2.23. Зависимость изменения температуры оболочек имитаторов от времени.

На рис. 2.24 представлена гистограмма числа разгерметизации оболочек имитаторов в зависимости от перепада давления при испытании по первому сценарию.

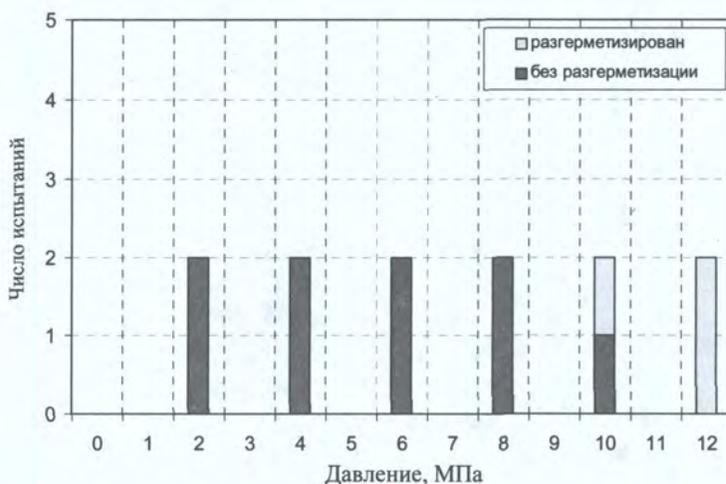


Рис. 2.24. Число негерметичных оболочек имитаторов твэлов из сплава Zr – 1 % Nb в зависимости от давления под оболочкой (сценарий 1).

При испытании имитаторов по второму сценарию разгерметизация оболочек происходила в диапазоне температуры от 826 до 900 °C. Диапазон перепада давлений, при котором происходила разгерметизация, составлял от 1,8 до 1 МПа.

Наблюдается резкое падение значения окружной деформации от 67 до 10 % с ростом температуры в интервале от 826 до 900 °C.

Разгерметизация оболочек происходит при давлении в твэлах, равном или большем 6 МПа (рис. 2.25).

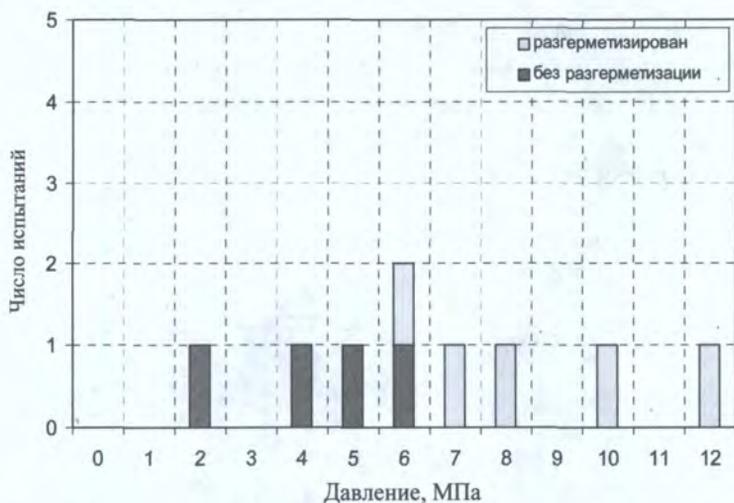


Рис. 2.25. Число негерметичных оболочек имитаторов твэлов из сплава Zr – 1 % Nb в зависимости от давления под оболочкой (сценарий 2).

Испытания на термоудар проводятся с целью проверки выполнения максимального проектного предела (критерия охрупчивания) для окисленных облученных оболочек твэла в условиях ПА с потерей теплоносителя. Этот тип испытаний моделирует термомеханические нагрузки, которые испытывает твэл на стадии залива. Экспериментальные данные прямо показывают, выполняется или нет критерий на стадии залива. Результаты данного типа испытаний необходимы для обоснования и развития нормативных требований по безопасности.

В России получена представительная база экспериментальных данных по термостойкости необлученных оболочек твэлов в широком диапазоне температуры и степени окисления [97]. Совместными усилиями ВНИИНМ и НИИАР разработана методика для реализации этого метода для высоковыгоревших твэлов и выполнен значительный объем экспериментов для топлива реакторов ВВЭР и РБМК [98]. Согласно данной методике испытываемый имитатор, представляющий собой фрагмент отработавшего твэла ВВЭР с приваренными негерметичными концевыми деталями (рис. 2.26, а), окисляется в пароаргоновой среде при постоянной температуре до требуемой степени окисления и затем подвергается термоудару путем сброса в воду с температурой ~20 °С.

Выбор температурно-временного режима эксперимента (рис. 2.27), обеспечивающего требуемую степень окисления, проводится по результатам методических экспериментов. Имитатор считается выдержавшим испытание, если его оболочка не разрушилась во время охлаждения и дальнейших транспортно-технологических операций.

По разработанной методике проведены исследования термостойкости имитаторов твэлов ВВЭР-1000 с выгоранием от 45 до 50 МВт-сут/кг урана,

окисленных при температуре от 1000 до 1200 °С. 13 из 25 имитаторов выдержали испытания. Степень окисления оболочки разрушившихся имитаторов более 18 %. В том же методическом подходе начаты исследования термомеханического поведения имитаторов отработавших твэлов ВВЭР-1000 с деформированной оболочкой (см. рис. 2.26, б, в). В эксперименте моделируются термомеханические нагрузки при заливе, действующие на оболочку твэла, которая разгерметизировалась под действием внутреннего избыточного давления на первой стадии аварии.

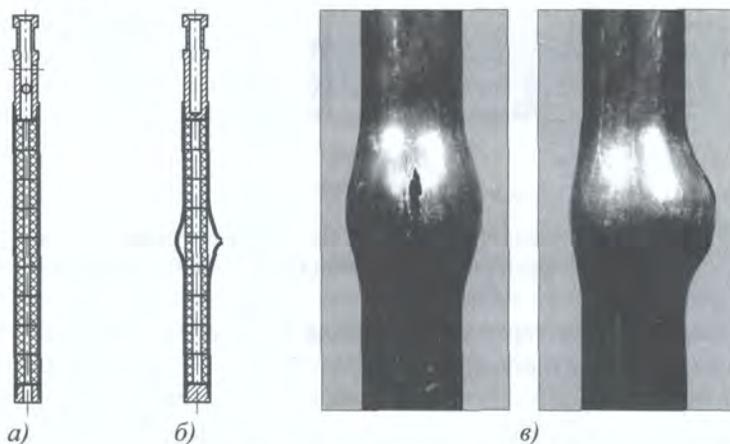


Рис. 2.26. Имитаторы твэлов ВВЭР:

- а – схема имитатора с оболочкой после штатной эксплуатации;
- б – схема имитатора с деформированной оболочкой;
- в – внешний вид участка имитатора с деформированной оболочкой.

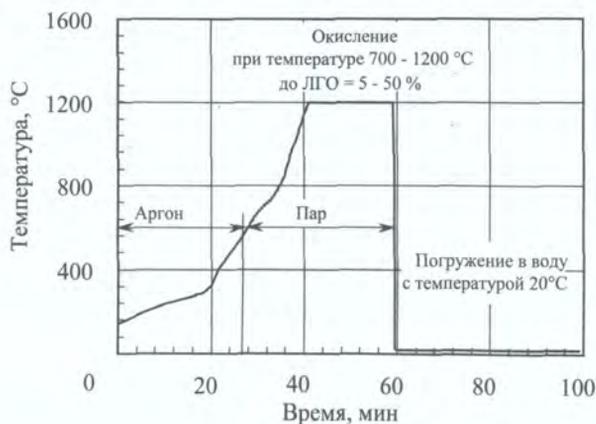


Рис. 2.27. Температурный режим испытаний на термостойкость.

Результаты испытаний имитаторов обоих типов представлены на карте разрушений (рис. 2.28). Анализ накопленного массива данных свидетельствует, что для оболочек твэлов ТВС ВВЭР-1000 с выгоранием от 45 до

50 МВт·сут/кг урана требования максимального проектного предела окисления оболочек твэлов (1200 °С – 18 % ЛГО) в исследованном диапазоне температуры и степени окисления выполняются.

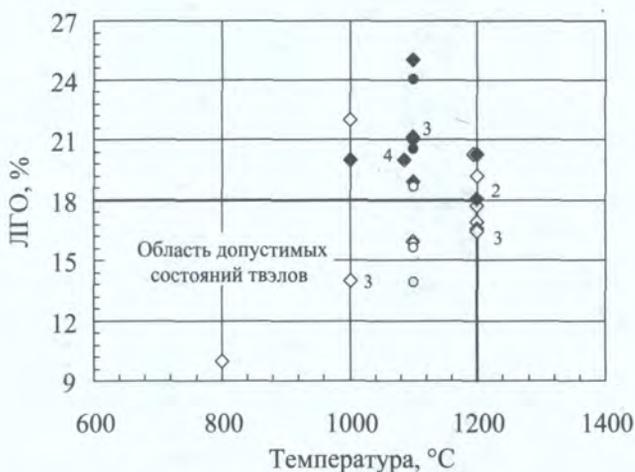


Рис. 2.28. Карта разрушений имитаторов твэлов в испытаниях на термостойкость:

- ◇ неразрушенные образцы со штатной оболочкой;
 - ◆ разрушенные образцы со штатной оболочкой;
 - неразрушенные образцы с деформированной оболочкой;
 - разрушенные образцы с деформированной оболочкой;
 - граница области допустимых состояний твэлов – критерий, установленный ПБЯ;
- цифрами указано количество испытаний образцов в одинаковом состоянии.

В исследовательском реакторе МИР проведено два эксперимента БТ-1 и БТ-2 в режиме, моделирующем вторую стадию ПА с потерей теплоносителя. В первом эксперименте БТ-1 испытывались только свежие твэлы, во втором – в состав ЭТВС БТ-2 входили три облученных, изготовленных из штатных твэла, отработавших в режиме штатной эксплуатации до выгорания 50 МВт·сут/кг урана. Испытания проведены на петле ПВП-2 [99], в которой возможна длительная работа при активности теплоносителя 0,1 Ки/л, а при отклонении от режима нормальной эксплуатации – кратковременно до 1 Ки/л. ПВП-2 обладает также средствами реализации повторного смачивания при выходе из состояния перегрева.

Цель экспериментов состояла в изучении деформационного и коррозионного поведения твэлов в составе ТВС в режиме второй стадии ПА с потерей теплоносителя. Одними из основных задач исследований были оценка блокировки проходного сечения теплоносителя, а также сравнение поведения свежих и рефабрикованных твэлов в условиях второй стадии аварии.

Для проведения экспериментов разработано испытательное оборудование (рис. 2.29 и 2.30), оптимизирована инструментовка канала и ЭТВС датчиками контроля параметров, разработана технология установки термопар в оболочке твэла, оснащения датчиками твэлов с высоким выгоранием топлива.

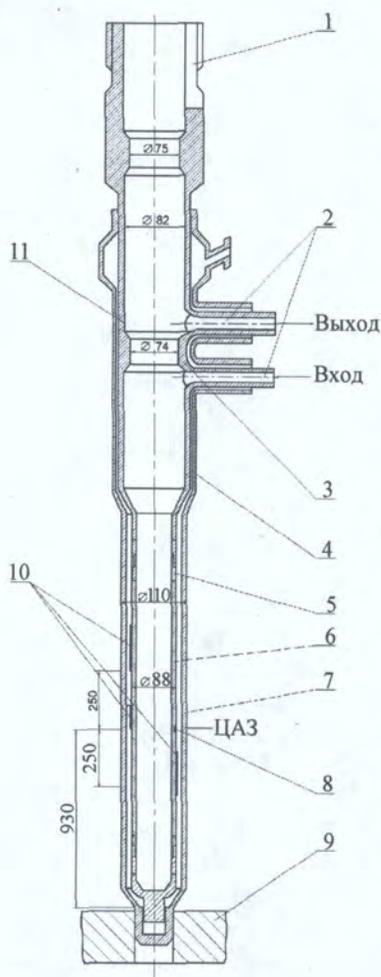


Рис. 2.29. Общий вид канала:

1 – головка канала; 2 – патрубок циркуляционный; 3 – место уплотнения подвески; 4 – вакуумная полость; 5 – переходник сталь-цирконий; 6 – труба циркониевая; 7 – корпус защитный; 8 – датчик температуры; 9 – нижняя плита реактора; 10 – датчик нейтронного потока; 11 – корпус.

Разработана 19-элементная ЭТВС ВВЭР, при испытании которой реализуются все типы ячеек в кассете – центральные, граничные и угловые, тем самым воспроизводится гидродинамика течения теплоносителя.

Методика проведения экспериментов заключалась в выводе фрагмента ЭТВС в режим перегрева путем выпаривания теплоносителя из подъемного участка при пониженной мощности, при которой охлаждение твэла переходит в закризисную область, минуя кризис первого рода. Заданная динамика изменения температуры оболочки обеспечивалась воздействием на мощность энерговыделения ЭТВС изменением мощности реактора.

Основные параметры экспериментов

| | БТ-1 | БТ-2 |
|---|------------------------|------------------------|
| Состав, количество твэлов в ЭТВС: | | |
| «свежие» | 19 | 16 |
| выгоревшие | – | 3 |
| Давление в 1-м контуре петли в режиме ухудшенной теплоотдачи, МПа | 1,5 – 1,7 | 1,5 – 1,7 |
| Реализованный температурный диапазон, °С | 530 – 950 ¹ | 530 – 950 ¹ |
| Длительность осушения, мин | 45 | 45 |
| Длительность выдержки при максимальной температуре, мин | 3 | 3 |
| Состояние твэла: | | |
| герметичный | | |
| негерметичный | + | + |

¹ Кратковременно.

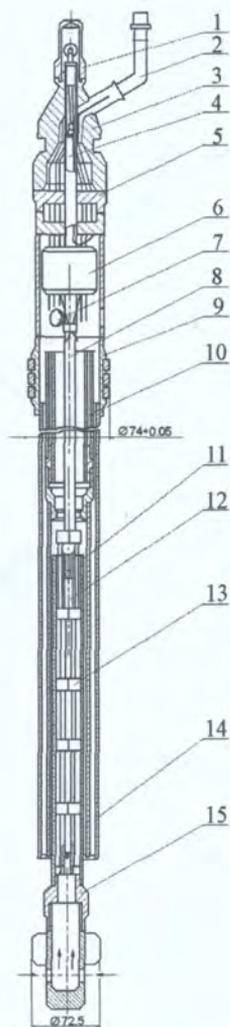


Рис. 2.30. Облучательное устройство:

1 – охранный колпачок; 2 – измерительный шлейф;
 3 – головка подвески; 4 – держатель рефабрикованного
 твэла; 5 – узел герметизации; 6 – пучок кабелей; 7 – окно
 для выхода теплоносителя; 8 – дистанционирующая трубка;
 9 – узел уплотнения; 10 – теплоизолятор; 11 – чехол ТВС;
 12 – рефабрикованный твэл; 13 – корзина; 14 – наружная
 труба-разделитель потока; 15 – хвостовик.

В результате послереакторных исследований ЭТВС БТ-2, испытанной в условиях имитации второй стадии ПА с потерей теплоносителя, установлено следующее.

1. Увеличение диаметра оболочек вследствие действия давления заполняющего газа произошло на участке, соответствующем области осушения активной зоны сборки.

2. Участки максимальной окружной деформации оболочек относительно равномерно распределены как по поперечному сечению, так и по высоте осушенного участка активной зоны сборки.

3. Разгерметизация оболочек носит характер пластичного разрыва.

4. Максимальное относительное значение блокировки проходного сечения находится в интервале 20 – 30 %.

5. Поведение оболочек рефабрикованных и свежих твэлов в условиях испытаний, реализованных в эксперименте, не отличается.

6. Дистанционирующие решетки оказывают существенное влияние на охлаждение пучка твэлов.

Интегральные эксперименты CORA-W1 и CORA-W2, проведенные с модельными сборками ВВЭР на вне реакторной установке CORA (FZK, Германия) [101], позволили получить первую экспериментальную базу данных по поведению топлива ВВЭР в условиях ТА с плавлением топлива. Важным моментом явилось доказательство того, что в условиях ТА поведение ТВС ВВЭР и PWR в значительной степени совпадает и интегральные расчетные программы, разработанные для оценки состояния PWR могут быть применены для расчета поведения АЗ ВВЭР. Однако при проведении расчетов по результатам испытаний было установлено, что максимальное расхождение расчетных оценок как с использованием различных кодов, так и различными пользователями наблюдается при оценке параметров в условиях плавления и стекания расплава [102], что указывало на недостаточно точное описание этого процесса используемыми моделями.

Вторым важным моментом, выявленным при экспериментах с модельными сборками PWR, был неожиданно высокий выход водорода при моделировании стадии повторного залива аварийной зоны.

Возникшая неопределенность в оценке наиболее важных параметров потребовала дополнительных экспериментальных исследований. В рамках 5-й Европейской рабочей программы международного проекта COLOSS в ФГУП ГНЦ РФ НИИАР проведено исследование кинетики одновременного растворения ZrO_2 и UO_2 расплавом необлученной оболочки при температуре 2100 и 2200 °С [96]. Цель работы – оценка скорости растворения ZrO_2 и UO_2 жидким расплавом оболочки при совместных высокотемпературных испытаниях.

Схемы образца для исследования кинетики растворения и экспериментального стенда приведены на рис. 2.31 и 2.32. Проведено 14 экспериментов при двух уровнях температуры 2100 и 2200 °С и временах изотермической выдержки от 100 до 600 с.

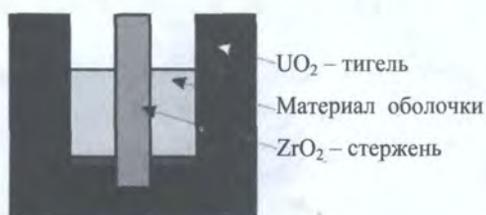


Рис. 2.31. Схема образца для исследования кинетики одновременного растворения UO_2 и ZrO_2 жидким расплавом оболочки.

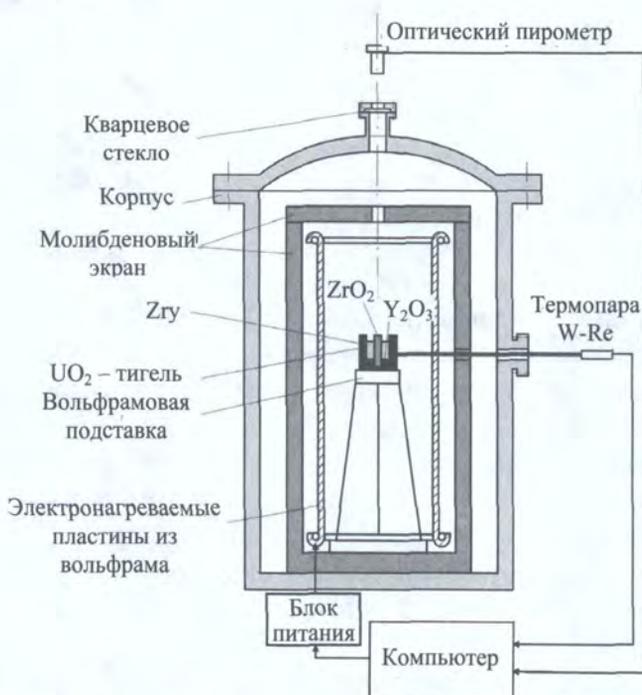


Рис. 2.32. Схема установки для растворения UO_2 и ZrO_2 жидким расплавом оболочки.

Пример температурного режима испытаний и вид сечения испытанного образца приведены на рис. 2.33. Основными измеряемыми параметрами, необходимыми для уточнения расчетной модели, в этих экспериментах были объемы UO_2 и ZrO_2 , растворенные расплавленным циркалоем. Их измерение было проведено двумя независимыми методами, показавшими хорошее совпадение результатов, – химическим анализом расплава и количественной обработкой изображений продольных сечений образцов.

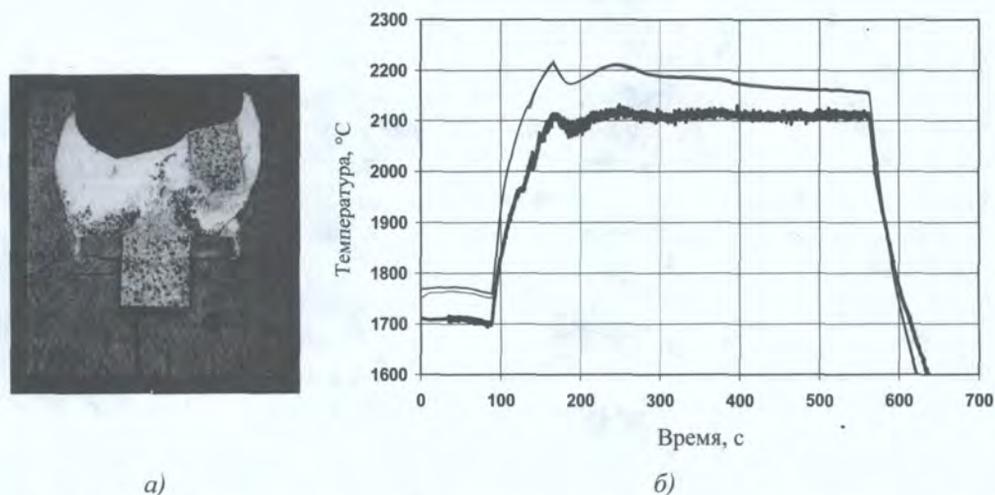


Рис. 2.33. Эксперименты при $2100^{\circ}C$ со временем изотермической выдержки 400 с:
а – внешний вид тигля; *б* – режим испытания.

В результате исследований установлено, что процесс одновременного растворения UO_2 и ZrO_2 расплавленным циркалоем протекает быстрее, чем это предполагалось на основе суперпозиции бинарных взаимодействий.

Полученные данные легли в основу улучшенной расчетной модели SVECHA/QUENCH.

Основными методами для полномасштабного моделирования ТА остаются расчетные методы, в которых при заданных начальных и граничных условиях осуществляется численная реализация математических моделей протекания процессов на основе расчетных программных средств (кодов).

Традиционно используемые для анализа ТА коды подразделяются на интегрированные и детализированные. Детализированные коды характеризуются относительно узкой областью применения (моделируют отдельные процессы, этапы, стадии) и относительно высокой реалистичностью моделирования. Интегрированные коды характеризуются более широкой областью применения (моделируют более одной стадии развития ТА) и относительно низкой реалистичностью моделирования отдельных процессов. Однако такое разделение достаточно условно, поскольку современные коды моделирования ТА обычно содержат признаки как детализированных, так и интегрированных кодов. Так, например, интегрированный код анализа ТА ASTEC

(IPSN/GRS) фактически состоит из детализированных кодов, моделирующих отдельные процессы и этапы, а детализированный код SCDAP/RELAP5-3D для первой стадии ТА использует также «встроенный» код для моделирования процессов накопления и распада радионуклидов.

Изначально интегрированные коды не проектировались для выполнения реалистичного анализа безопасности; их целью, скорее, было позволить пользователю ограничиться моделированием важных (основных) с точки зрения безопасности процессов и явлений в поддержку ВАБ 2-го уровня для разработки и валидации программ по управлению авариями. Их модели в меньшей степени реалистичны, а больше имеют параметрический характер, т.е. задаваемые пользователем параметры моделей дают возможность исследовать влияние неопределенностей на ключевые результаты. Расчетные коды такого типа могут также использоваться для проектирования и аттестации систем, предотвращающих и ликвидирующих последствия ТА. Некоторые примеры широко используемых для анализа ТА интегрированных кодов – МААР, MELCOR и ASTEC.

Назначение же детализированных кодов заключается в детальном моделировании важных для безопасности явлений. Основные требования к детализированным кодам заключаются в том, чтобы неопределенности результатов моделирования были на уровне (не превышали) неопределенностей экспериментальных данных, используемых для валидации кода, и чтобы пользователь задавал параметры только для тех явлений, которые недостаточно изучены из-за отсутствия экспериментальных данных (в том числе из-за проблем масштабирования). Примеры широко используемых для анализа ТА детализированных кодов – ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, SCDAP/RELAP5, COCOSYS и CONTAIN. Коды ASTEC и MELCOR также могут рассматриваться как детализированные коды, так как при расчетах используют детальную нодализацию и настраиваемые параметры моделей.

Состояние валидации отличается для различных кодов ТА. Из группы интегрированных кодов наиболее широко применяемым является MELCOR. Код МААР широко используется эксплуатирующими организациями для выполнения ВАБ 2-го уровня. Однако, по сравнению с MELCOR и некоторыми детализированными кодами, МААР не использовался так интенсивно для анализа экспериментов и, таким образом, в меньшей степени валидирован. Детализированные коды ATHLET-CD, ICARE/CATHARE и SCDAP/RELAP5 применяются международными исследовательскими и регулирующими организациями в поддержку экспериментальных программ и хорошо валидированы как самими разработчиками, так и независимыми организациями. Код SCDAP/RELAP5 широко применялся для анализов мало- и среднемасштабных экспериментов в США, Европе и Японии, а также для аварии на ТМ1-2.

Принимая во внимание мировой и отечественный опыт применения расчетных кодов, для выполнения реалистичного анализа и обоснования мер по предотвращению и смягчению последствий ТА на внутрикорпусной и внекорпусной стадиях для ВВЭР могут быть перспективными:

1) коды MELCOR и ASTEC – для моделирования процессов в РУ и ГО, в основном при ЗА с возможным повреждением активной зоны, образованием кориума и проплавлением корпуса реактора;

2) код RELAPSCDAPSIM (основан на валидированных моделях SCDAP/RELAP) – выполнение реалистического анализа проектных, запроектных и тяжелых аварий, в том числе с тяжелым повреждением активной зоны и разрушением корпуса реактора. Детально моделируются только процессы в пределах РУ, включая теплогидравлику теплоносителя и неконденсируемых газов, теплообмен с конструкционными материалами РУ (в том числе радиационный), образование, состав и перемещение кориума;

3) код CONTAIN – для расчета параметров под ЗО в условиях ПА и ЗА, прежде всего связанных с течами 1-го и 2-го контуров в пределах ЗО. Включает детальные модели теплогидравлики атмосферы ГО – неконденсируемых газов, водяного пара и их смеси, тепломассообмена между атмосферой и конденсатом (испарение, конденсация) и тепловыми структурами (перекрытия и стены помещений, оборудование), модели перетока конденсата между расчетными объемами, а также транспорта и осаждения аэрозолей, в том числе содержащих радионуклиды. Содержит ряд встроенных моделей СБ и систем нормальной эксплуатации, таких как вентсистемы, теплообменники, спринклерная система, водоструйные насосы, ледовый конденсатор. Так как процессы в РУ не моделируются, параметры течи (масса, энтальпия) и источников аэрозолей (радионуклидов) должны задаваться в соответствующих расчетных объемах как функции времени и быть предварительно рассчитаны при помощи других системных кодов (например, RELAPSCDAPSIM).

В США эксплуатирующие организации и регулирующий орган при анализе ТА и их последствий используют в основном коды с разной степенью интеграции моделируемых процессов – MAAP, MAAP4-DOSE, MELCOR, MACCS, SCDAP/RELAP5-3D (+VICTORIA) и CONTAIN. Степень интеграции явлений при развитии ТА, моделируемых указанными расчетными средствами (кодами), представлена на рис. 2.34 [93].

Для расчетного моделирования ТА на ВВЭР особый интерес представляет модификация SCDAP/RELAP5-3D, так как код RELAP5 успешно применялся при разработке ОАБ АЭС с ВВЭР для моделирования аварий до стадии разрушения активной зоны реактора. Спектр явлений, возникающих при ТА, моделируемый SCDAP/RELAP5-3D, показан на рис. 2.35. Код моделирует процессы тепломассообмена в бассейне расплава, сопротивление и теплообмен между кориумом и корпусом реактора, разрушение днища реактора и т.д. Нейтронная кинетика моделируется в точечном приближении – не учитываются изменения пространственного профиля при локальных изменениях реактивности, но имеется возможность подключения трехмерных нейтронно-физических программ. Однако для применения SCDAP/RELAP5-3D к условиям ВВЭР необходима адаптация и всесторонняя валидация кода, а также совместимость с другими кодами, моделирующими процессы на стадиях после разрушения корпуса реактора (например, CONTAIN и MACCS).

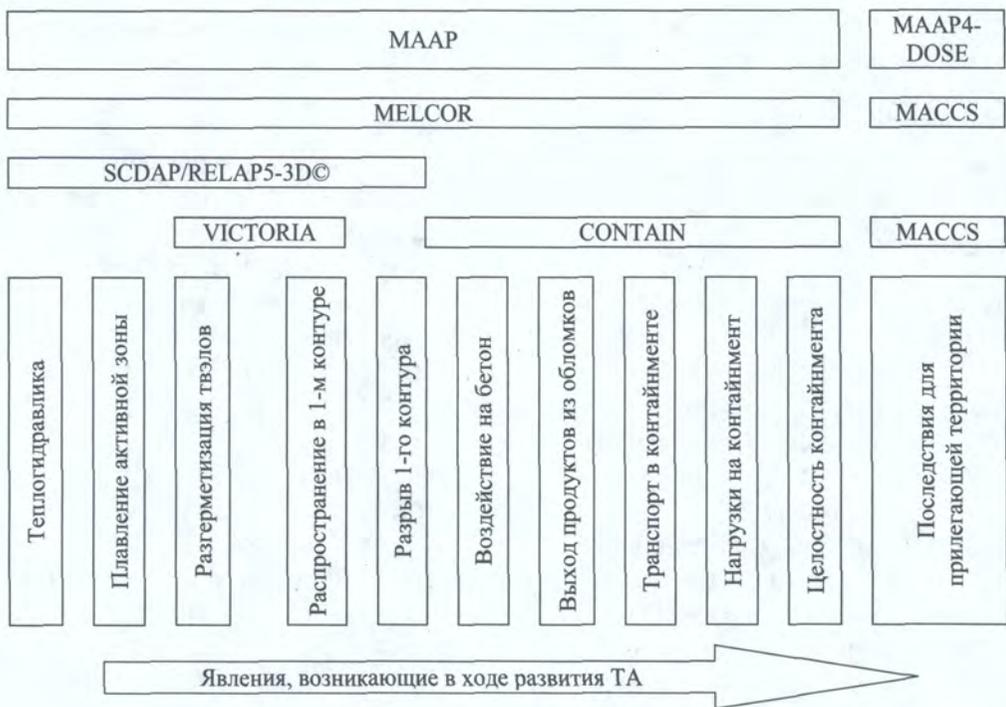


Рис. 2.34. Явления, моделируемые компьютерными кодами США, предназначенными для анализа ТА.

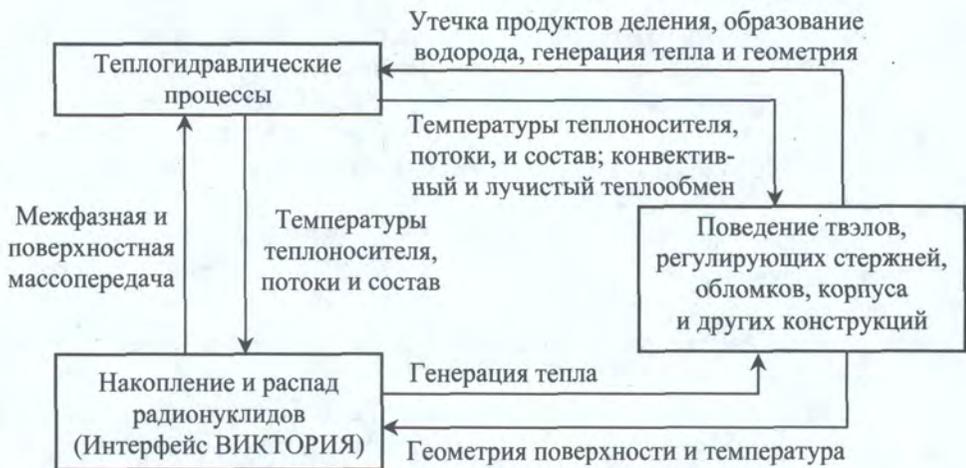


Рис. 2.35. Моделируемый SCDAP/RELAP5-3D спектр явлений, возникающих при ТА.

ДК МААР использовался для моделирования ТА на PWR, включая стадии от инициирующих событий до состояния тяжелого повреждения топлива, разрушения корпуса реактора и контайнмента (МААР-DOSE) [79]. Модели МААР учитывают:

области – активная зона, система 1-го контура, 2-й контур со стороны ПГ, контейнмент, вспомогательные строения;

явления – весь спектр теплогидравлических и связанных с ТА явлений, включая разогрев активной зоны и процесс плавления, поведение систем 1-го контура, повреждения и отказ корпуса, явления в контейнменте (такие как накопление водорода и прямой разогрев контейнмента);

модели выхода продуктов деления и их распространение;

действия оператора – при моделировании события и вмешательства.

Модель активной зоны МААР определяет:

до 500 узлов активной зоны (обычно 10 радиальных, 50 аксиальных с отдельной температурой для топлива, оболочки, регулирующего стержня);

конвективный и лучевой теплообмен, и теплопроводность;

окисление оболочки твэлов и образование водорода;

вздутие оболочек и вид их отказа;

ЕЦ между активной зоной и верхней приемной камерой;

выход продуктов деления;

фазовую диаграмму для трех компонентов U-Zr-O, описывающую взаимодействие и плавление топлива и оболочки;

восстановление поврежденной активной зоны реактора (четыре типа геометрии поврежденной активной зоны приведены на рис. 2.36).

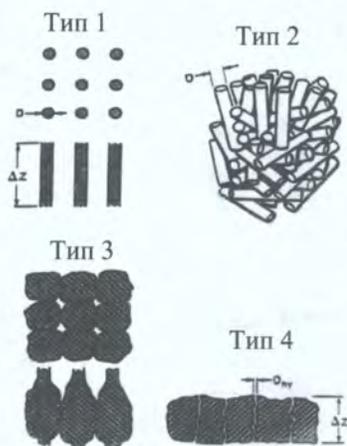


Рис. 2.36. Графические возможности кода МААР.

В частности, МААР успешно применяется для моделирования процессов горения водорода при постулируемой ТА на ВВЭР-440 (213) [79].

Ниже представлены отличия основных принципов разработки кодов [93]:

SCDAP/ RELAP5-3D (INEEL/DOE/US) – детальная модель, ограничения по моделированию 1-го контура (RCS), ограничения по параметрам, задаваемым пользователем;

MELCOR (SNL/NRC/US) – упрощенная модель (в зависимости от явления), комплексный анализ 1-го контура (RCS) и контейнмента, большое количество параметров, задаваемых пользователем;

МААР (FAI/EPRI/US) – упрощенные параметрические модели, комплексный анализ 1-го контура (RCS) и контейнмента, большое количество настроек, задаваемых пользователем, отдельная версия для каждого типа реакторов (BWR, PWR и т.д.)

Влияние на результаты моделирования представлено в табл. 2.3 [93].

Таблица 2.3. Влияние моделей кода и допущений на результаты анализа

| Явление | SCDAP/RELAP5-3D© | MAAP | MELCOR |
|---|--|--|--|
| Модель разгерметизации 1-го контура (RCS) | Модель Ransom/Trapp для критического потока (результаты согласуются с данными ROSA/AP600) | Однофазная модель критического потока | Модель двухфазного критического потока (коэффициенты расхода задаются пользователем) |
| Плавление топлива | При 2870 К из-за образования эвтектики | При 3100 К (температура плавления UO_2) | При температуре, задаваемой пользователем |
| Образование водорода | В ходе разрушения активной зоны | До первого перемещения | До температуры разрушения оболочки |
| Перемещение на корпус | Если корка не может удерживать расплавленные материалы | Когда прогнозируется достижение температуры плавления | Когда происходит плавление топлива, материалы перемещаются на опорную плиту активной зоны и остаются там до тех пор, пока плита достигнет заданной пользователем температуры |
| Теплопередача между обломками и корпусом реактора | Отсутствует интенсивное охлаждение обломков (модель разработана, требуются данные для валидации) | Ускоренное охлаждение за счет воды в зазорах, параметры которых и теплопередача в них задаются пользователем | Отсутствует интенсивное охлаждение обломков (модель разработана, требуются данные для валидации) |

Код ICARE2, совершенствуемый и валидируемый начиная с 1988 г., предназначен для расчета механизмов разрушения активной зоны в процессе ТА на легководяных реакторах, которые продолжаются в течение нескольких часов. Код позволяет моделировать механические процессы, проходящие в активной зоне реактора от начала нарушения геометрии компонентов до полного их разрушения, что характеризуется образованием слоев обломков и объемов расплавленных материалов.

Код ICARE2 состоит из набора модулей, каждый из которых моделирует определенные физические процессы (теплогидравлика, теплопередача через стенку, механические взаимодействия, химические реакции, перемещение расплавленных материалов, выделение продуктов деления и т.д.). Модульная структура кода позволяет проводить расчеты для различных по конструкции сборок топливных элементов, которые испытывались на экспериментальных установках, таких как PHEBUS, CORA, PBF, FLHT, ACRR, CODEX, применительно к корпусным реакторам.

В 1999 г. завершена первая версия объединенного кода ICARE/CATHARE V1. Сейчас разрабатывается версия V2, которая должна обеспе-

читать возможность двухмерного моделирования потоков в объеме активной зоны реактора. Это особенно важно для точного моделирования более поздних стадий аварии, когда возникают условия закупорки каналов для прохода теплоносителя. Возможности 2-D расчетов в версии V2 также охватывают нижнюю и верхнюю приемные камеры, что невозможно в версии V1.

Матрица валидации кода ICARE2 по моделированию процессов, исследованных в экспериментах

| Эксперимент или авария | Температурные воздействия | Окисление оболочки, выделение водорода | Дистанцирующие решетки | Растворение UO ₂ цирконием | Поглощающие стержни | Закупорка каналов | Формации час-тей обломков | Выход продуктов деления |
|------------------------|---------------------------|--|------------------------|---------------------------------------|---------------------|-------------------|---------------------------|-------------------------|
| PNEBUS B9 | + | высокое | Inc. | - | - | - | - | - |
| PNEBUS B9R-1 | + | высокое | Inc. | - | - | - | - | - |
| PNEBUS B9R-2 | + | высокое | Inc. | частично | - | + | + | - |
| PNEBUS C3 | + | низкое | Inc. | +, Zr т | - | + | - | - |
| PNEBUS C3+ | + | низкое, H ₂ | Inc. | +, Zr т | - | + | + | - |
| PNEBUS B9+ | + | высокое, H ₂ | Inc. | +, Zr p | - | + | - | - |
| PNEBUS AIC | + | среднее, H ₂ | Zry | +, Zr p | +(Sic) | + | - | - |
| CORA 5 | + | высокое | Inc., Zr | - | +(Sic) | + | - | - |
| CORA 13 | + | высокое, H ₂ | Inc., Zr | + | +(Sic) | + | - | - |
| PBF SFD ST | + | высокое | Inc. | + | - | + | + | - |
| PBF SFD 1.4 | + | высокое | Inc. | + | +(Sic) | + | + | + |
| FLHT-6 | + | высокое | Zry | + | +(b _{4c}) | + | - | + |
| TMI-2 | + | Все аспекты повреждения активной зоны | | | | | | |
| HEVA | | | | - | - | | | + |
| S.E.TEST | | | + | + | + | | + | |

Примечания:

1. Inc. (инконель) – жаропрочный и жаростойкий сплав на никелевой основе; Zry – циркалой; Sic – серебро, индий, кадмий.
2. Состояние циркония: т – твердый, p – расплавленный.
3. Возможно выполнение расчетов совместно с кодом SUNSET, который является специальным инструментом для оценки погрешности расчетов обусловленной неопределенность входных параметров.

Разрабатываются:

новые модули, которые можно разделить на группы: взаимодействие материалов, теплопередача, теплогидравлика и процессы в нижней приемной камере;

новая модель окисления расплавленных материалов и значительно улучшена модель окисления циркония в части взаимодействия с паровоздушной смесью;

совершенно новый (более точный) подход к моделированию лучистого теплообмена и более гибкий в отношении различных фаз деградации активной зоны;

возможность расчета повторного залива активной зоны;

ряд новых моделей, представляющих процесс в нижней приемной камере: фрагментация расплавленных потоков, взаимодействующих с водой, охлаждение обломков, стратификация металлов и оксидов в объеме расплава и новая дополнительная модель разрыва корпуса.

Модуль кода ASTEC, представляющий процессы деградации активной зоны DIVA, разрабатывался на основе старой версии кода ICARE (конца 90-х годов прошлого века). Оба кода прошли определенный путь развития, которое проходило параллельно с ограниченным взаимным обменом. Оценив их точность моделирования процессов деградации в объеме активной зоны и с целью исключения дублирования, принято решение о замене в коде ASTEC модуля DIVA на ICARE. Это обеспечит пользователям ASTEC возможность использования улучшенных моделей процессов ранней и поздней стадии аварии, в частности модель магмы.

Для моделирования всех основных этапов развития ТА на ВВЭР перспективным является применение кода ASTEC. ASTEC – компьютерный код, позволяющий анализировать ТА на легководных реакторах. Код ASTEC является интегральным кодом, разработан совместно IRSN (Франция) и GRS (Германия) и предназначен для прогнозирования всего сценария протекания ТА от ИС до выброса продуктов деления за пределы контейнмента. Общая задача IRSN-GRS – сделать возможным применение кода для ВВЭР. Данная работа выполнена совместно IRSN и NSI RRC KI (Россия) и направлена на достижение этой цели. Было начато выполнение ряда работ по обоснованию применения кода ASTEC для ВВЭР [90]:

- 1) валидация кода по результатам экспериментов моделирующих характеристики ВВЭР;
- 2) предварительное использование кода для моделирования развития ТА на ВВЭР;
- 3) разработка и включение в код специальных моделей СБ, характерных для ВВЭР;
- 4) выполнение сравнительных расчетов с использованием кодов ASTEC и ICARE/CATHARE для АП с потерей теплоносителя (LOCA) на ВВЭР-1000.

Версия кода ASTEC V1.0 ревизия 2 состоит из следующих модулей:

CEGAR – для моделирования двухфазной теплогидравлики 1-го контура во (в том числе и для фазы деградации);

DIVA – для моделирования деградации активной зоны, включая процессы на поздних этапах (бассейн расплава, стекание кориума на днище корпуса, кориум в нижнем объеме корпуса) и отказ (разрыв) корпуса;

ELSA – для моделирования выхода продуктов деления из твэлов, обломков и материалов регулирующих стержней использующий полуэмпирический метод;

SOPHAEROS – для моделирования переноса продуктов деления паром и аэрозолями в 1-м контуре;

RUPUCUV – для моделирования вытекания кориума из корпуса в бетонную шахту реактора при повышении в ней давления и возможном прямом нагреванием контейнента;

WEX – для моделирования взаимодействия расплавленного кориума активной зоны в бетонной шахте;

CPA – для моделирования многокомпонентного контейнента (включая тепло-гидравлику, горение водорода, поведение аэрозолей и продуктов деления);

IODE – для моделирования поведения йода в контейненте (прямоком и газовая фаза);

ISODOP – для моделирования остаточных тепловыделений, активности продуктов деления и изотопов в активной зоне, 1-м контуре, контейненте и окружающей среде;

SYSINT – для управления системами обеспечения безопасности.

Перспективными для моделирования ТА являются российские коды СОКРАТ (внутрикорпусная стадия), КУПОЛ-М (внекорпусная стадия), ГЕФЕСТ УЛР (внекорпусная стадия с системой удержания расплава), СОFAR/COMRA, ДОЗА (внеконтейнментная стадия) и др., которые разрабатывались непосредственно для ВВЭР и прошли определенный уровень валидации (в том числе и в рамках программы ISP-47).

Код СОКРАТ предназначен для численного моделирования динамики физико-химических, теплогидравлических и термомеханических процессов, происходящих в РУ с водяным теплоносителем типа ВВЭР при ТА с плавлением активной зоны, и может использоваться для реалистичной оценки важных для расчетного обоснования безопасности параметров РУ на внутрикорпусной стадии ТА с плавлением топлива.

Код СОКРАТ/В1 включает в себя теплогидравлический модуль, позволяющий моделировать течение теплоносителя с примесями газов в двухжидкостном термогидравлическом приближении, тяжелоаварийные модули для моделирования процессов разрушения активной зоны и внутрикорпусных устройств, теплофизических процессов в бассейнах расплава. Расчеты по коду (рис. 2.37) позволяют анализировать теплофизические явления при ТА на всех ее стадиях, вплоть до разрушения реактора и выхода материалов из корпуса.



Рис. 2.37. Фазы развития тяжелой аварии для реактора ВВЭР-1000. Расчеты по коду СОКРАТ-В1.

Версия кода СОКРАТ/ВЗ, дополнительно к возможностям версии В1, позволяет осуществить моделирование выхода радиоактивных материалов в ЗО. Для моделирования поведения радиоактивных материалов в РУ и их последующего выхода в ЗО рассчитываются:

- 1) количество продуктов деления, накопленное в топливе во время работы реактора;
- 2) количество продуктов деления, вышедшее из топливных таблеток в газовый зазор твэла;
- 3) степень разрушения оболочки твэла и выход радиоактивных материалов из газового зазора в 1-й контур РУ;
- 4) поведение радиоактивных материалов в 1-м контуре;
- 5) выход твердых и газообразных продуктов в ЗО.

СОКРАТ/ВЗ, совместно с кодом КУПОЛ-М, дополненным модулями расчета кинетики аэрозолей и поведения йода, позволяет выполнить сопряженное моделирование физико-химических процессов и поведения продуктов деления в контейнменте и контурах РУ.

Код КУПОЛ-М позволяет определить термодинамические параметры среды в помещениях АЭС с ВВЭР при авариях с разрывом трубопроводов и течью теплоносителя внутри системы герметичных помещений (рис. 2.38).

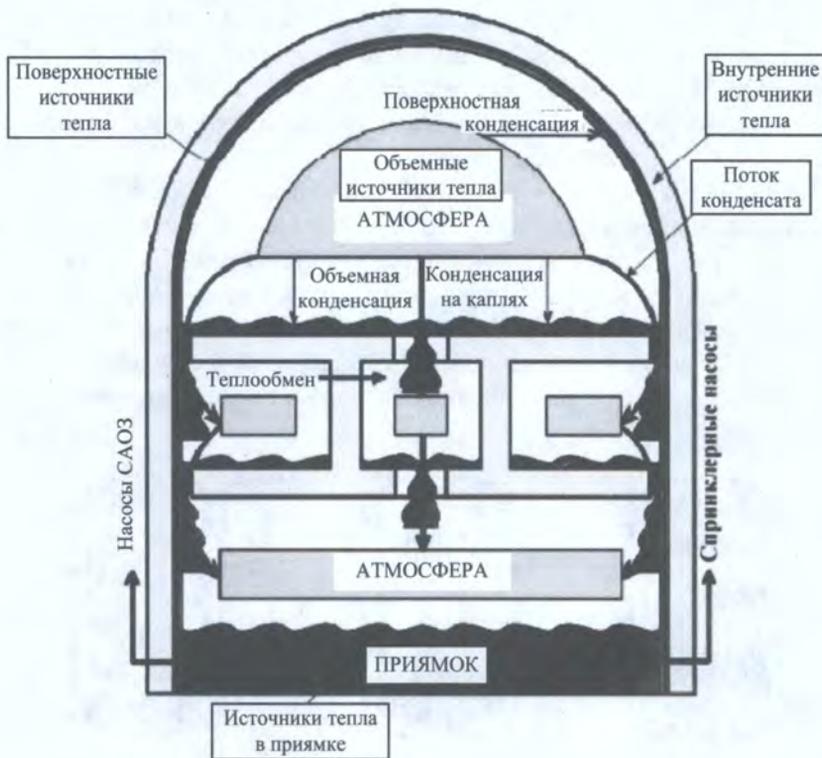


Рис. 2.38. Основные процессы, моделируемые кодом КУПОЛ-М.

При расчете определяются эффекты нестационарного теплопереноса газовой смеси, объемной и поверхностной конденсации пара, естественной конвекции газовой смеси, горения водорода; учитывается функционирование спринклерной системы и рекомбинаторов водорода, нестационарный прогрев тепловых структур (стен и оборудования).

Купол-М совместно с модулем аэрозольной кинетики и йодным модулем может быть применен для оценки радиоактивных выбросов, что позволяет выполнить реалистическую оценку при ЗА, включая тяжелые.

Код COFAR/COMPA предназначен для расчета доз для населения от газоаэрозольных выбросов АЭС; использует Гауссову модель диффузии примеси в атмосфере, рекомендованную для практического применения МАГАТЭ и другими международными организациями. Используемая модификация модели позволяет учесть:

1) реальную повторяемость категорий устойчивости атмосферы, рассчитанную по румбам и по градициям скоростей ветра, включая штили и слабые ветры;

2) тепловой и динамический подъем струи выбросов по траектории до своего предельного значения;

3) влияние зданий на рассеяние выбросов и начального разбавления примеси в трубе;

4) влияние сухого осаждения примеси и вымывания ее из атмосферы осадками;

5) вторичный ветровой подъем выпавшей на поверхность земли примеси;

6) эффект истощения струи во время движения по ветру и радиоактивных превращений радионуклидов по изобарным цепочкам;

7) влияние штилевых условий и условий со слабым ветром.

8) реальный рельеф местности;

9) начальное разбавление источника в зоне аэродинамической тени в случае, если выброс происходит на уровне экранирующего здания.

Код ГЕФЕСТ УЛР предназначен для обоснования удержания расплава активной зоны, образующегося при возможном сценарии развития ТА с плавлением корпуса реактора, в УЛР.

Исходными данными для моделирования являются:

модель УЛР в осесимметричной постановке, подробно отражающая геометрию УЛР, ее наполнитель (жертвенные материалы – ПОЖА, сталь) и защиту корпуса;

динамика поступления расплава из разрушенного корпуса реактора в УЛР – состав и энтальпия расплава в зависимости от времени.

Программный код осуществляет численное моделирование следующих процессов:

1) теплообмен расплава с элементами конструкций УЛР;

2) плавление жертвенного материала и других конструктивных элементов;

- 3) расслоение расплава;
- 4) образование корок и кристаллизацию расплава;
- 5) химическое взаимодействие расплава с жертвенными материалами и бетоном;
- 6) теплообмен корпуса УЛР с охлаждающей водой;
- 7) теплообмен расплава излучением с вышерасположенными конструкциями;
- 8) теплообмен от поверхности расплава к охлаждающей воде.

В коде КУПОЛ-3D используется пространственная физико-математическая модель существенно дозвуковых течений (число Маха $M \ll 1$) сжимаемой среды, предназначенная для моделирования внутренних течений при наличии проницаемой границы с конкретным набором граничных условий. Предполагается, что в любой фиксированной точке вектор скорости одинаков для всех компонентов смеси. С учетом упрощений модели система дифференциальных уравнений принимает следующий вид:

уравнение состояния

$$\rho(\tau) = \frac{P^*(\tau)\mu}{RT}, \quad \rho^{-1} = \sum \frac{c_m}{\mu_m},$$

где τ – время, с; μ – молекулярная масса смеси, кг/моль; T – температура смеси, К; R – универсальная газовая постоянная, Дж/моль·град; ρ – плотность смеси, кг/м³; P^* – среднее давление, Па; μ_m – молекулярная масса m -го компонента, кг/моль; c_m – массовая концентрация m -го компонента (отношение плотности данного компонента к плотности смеси);

уравнение сохранения импульса

$$\rho \frac{\partial \vec{u}}{\partial \tau} + (\rho \vec{u} \cdot \nabla) \vec{u} = -\nabla P - \nabla \dot{\sigma} + \vec{g}(\rho - \bar{\rho}),$$

здесь $\dot{\sigma}$ – тензор напряжений; \vec{u} – скорость, м/с; \vec{g} – ускорение силы тяжести, м/с²; P – динамическая составляющая давления, Па;

уравнение неразрывности

$$\frac{\partial \rho}{\partial \tau} + \text{div}(\rho \vec{v}) = \sum_m Q_m,$$

где Q_m – источник (сток) массы m -го компонента в объеме, кг/м³·с;

уравнение энергии для газовой смеси с учетом постоянной теплоемкости компонента ($C_p^m = \text{const}_m$, Дж/кг·град)

$$\frac{\partial(\rho C_p T)}{\partial \tau} + \nabla \rho C_p T \vec{u} = \text{div} \left(\lambda \nabla T + \rho T \sum_m C_p^m D_m \nabla c_m \right) + \frac{dP^*}{d\tau} + Q_V + T \sum_m C_p^m Q_m,$$

где Q_v – мощность внутренних источников (стоков) тепла, Вт/м³, включая теплоту фазового перехода; λ^Σ – эффективный коэффициент теплопроводности, Вт/м·град; D_m^Σ – эффективный коэффициент диффузии m -го компонента, м²/с;

уравнение переноса газовых компонентов для массовых концентраций

$$\frac{\partial(\rho c_m)}{\partial \tau} + \nabla \cdot (c_m \bar{u}) = Q_m + \text{div}(\rho D_m^\Sigma \nabla c_m).$$

В основу модели турбулентности положена усовершенствованная теория пути перемешивания Прандтля, основанная на гипотезе о постоянстве коэффициента обмена в задаче о свободной турбулентности. Предполагается существование полуэмпирической зависимости, связывающей условную динамическую вязкость, обусловленную турбулентным перемешиванием, с осредненными по времени скоростями

$$\eta_t = 0,037 \rho b_{1/2} (u_{\max} - u_{\min}),$$

где η_t – турбулентный коэффициент динамической вязкости; $b_{1/2}$ – полуширина струи; разность $(u_{\max} - u_{\min})$ выбирается равной значению максимальной проекции вектора скорости в данной расчетной точке.

Модель поверхностной конденсации пара основана на гипотезе аналогии процессов тепло- и массоотдачи, т.е. массовый поток конденсирующегося пара на охлаждаемую стенку пропорционален коэффициенту теплоотдачи. Эта модель полностью аналогична подходу к описанию поверхностной конденсации пара, реализованному в коде КУПОЛ-М.

Верификация модели проводилась на основе экспериментальных данных Международной стандартной задачи ISP-47.

2.3. Анализ результатов моделирования тяжелых аварий

Вопросам моделирования ТА в последнее время уделялось большое внимание. В разных странах проводились многочисленные экспериментальные исследования и совершенствовались расчетные коды для анализа ТА.

Для изучения и моделирования процессов при ТА все значимые явления первоначально были классифицированы в пяти группах [83, 84]:

- в корпусе (162 явления);
- за пределами корпуса (149 явлений);
- динамическая загрузка (461 явление);
- длительная загрузка (116 явлений);
- продукты деления (128 явлений).

Последующий анализ в отношении важности для безопасности и уровней исследованности процессов определил приоритетность следующих явлений для моделирования ТА на PWR, BWR и ВВЭР: 24 явления в корпусе;

28 явлений вне корпуса; 26 явлений динамической загрузки; 10 явлений длительной загрузки; 18 явлений для продуктов деления.

В рамках одного из проектов МЦЯБ для внутрикорпусной стадии ТА на АЭС с ВВЭР рассмотрены и проанализированы следующие процессы [10]:

- 1) процессы окисления оболочек твэлов и внутрикорпусных устройств и образования водорода;
- 2) плавление активной зоны;
- 3) выход и транспорт продуктов деления в РУ;
- 4) взаимодействие материалов активной зоны в процессе ТА;
- 5) взаимодействие кориума с теплоносителем;
- 6) перемещение расплава в нижнюю часть реактора;
- 7) поведение расплава в нижней части реактора и его удержание внутри корпуса реактора;
- 8) взаимодействие расплава активной зоны с корпусом реактора.

В отличие от начальной стадии ТА процессы, имеющие место на последующих стадиях изучены хуже. В области окисления оболочек твэлов и внутрикорпусных устройств и образования водорода необходимо провести дополнительные эксперименты в следующих областях: паровое охлаждение стержней, окисление с учетом влияния стержней регулирования, окисление материалов, специфичных для реакторов типа ВВЭР, залив стержней при высоких температурах, влияние давления в системе и скорости залива.

Вопросы плавления активной зоны изучены достаточно детально, но даже при адекватности моделей отдельных явлений процесс деградации активной зоны в целом не может быть корректно предсказан из-за сложности конструкции зоны и взаимосвязи различных явлений. Поэтому будущие исследования должны быть направлены на выявление и адекватное моделирование этих взаимосвязей применительно к экспериментальным конфигурациям, более реально отражающим конструкцию активной зоны и ее окружения.

В последние годы проведено много исследований взаимодействия материалов активной зоны в процессе ТА. Однако необходимы дополнительные исследования свойств кориума и его составляющих. Кроме того, в связи с постоянным совершенствованием конструкции активной зоны и применением новых материалов (уран-гадолиниевое и МОХ-топливо, новые материалы для оболочек твэлов и других конструктивных элементов активной зоны), необходимо продолжение исследований по взаимодействию материалов в ходе ТА.

К настоящему времени существуют еще большие неопределенности в понимании процессов, происходящих при перемещении расплава из активной зоны в нижнюю камеру смешения и на дно корпуса реактора. К наиболее значительным неопределенностям относят следующие:

критерии удержания расплавленного циркония (циркалоя) внутри окисленного слоя оболочки твэла;

влияние повторного залива активной зоны на фрагментацию активной зоны и усиление образования водорода, особенно для выгоревшего топлива;

термодинамические свойства кориума и композиция кориума в процессе взаимодействия кориума со структурами, в частности разделение металлической и оксидной фазы;

структура твердой корки, окружающей озеро расплава.

Следует отметить, что в расчетных кодах часто используются критерии удержания расплавленного материала оболочки твэла внутри окисленного слоя оболочки, связывающие температуру и толщину окисного слоя оболочки. Предполагается, что толстый окисный слой оболочки может удерживать внутри расплав, пока температура окисного слоя не превысит критическую величину. Эта критическая температура, используемая как критерий, существенно влияет на максимальные температуры и на временные характеристики процесса образования водорода. Эксперименты по тяжелому повреждению топлива, как правило, проводились для свежего топлива. Наблюдения, сделанные во время экспериментов серии ACRR ST, позволяют предположить, что облученное топливо будет плавиться и стекать при более низких температурах.

В эксперименте FPT1 программы PHEBUS-FP обнаружилось значительное различие в процессе деградации свежих и облученных твэлов [10]. Несмотря на достаточно объемные экспериментальные и аналитические исследования, предпринятые в последние годы в области поведения расплава в нижней части корпуса реактора, остается ряд проблем, требующих дальнейшего изучения. Эти проблемы связаны с неопределенностями в знании следующих процессов:

образование озера расплава и начальные условия в нижней камере (пути проникновения расплава, его пространственное распределение и т.п.);

химия расплава (его стратификация, образование корок, свойства материалов, образующих расплав);

поведение и распределение компонентов расплава (карбид бора, продукты деления) при высоких температурах.

С точки зрения проектных особенностей ВВЭР (наличие большого количества стальных конструкций внутри корпуса реактора) необходимы дальнейшие исследования взаимодействия расплава различных композиций со стальными конструкциями, а также со стальным корпусом реактора. В области взаимодействия расплава с корпусом реактора необходимы исследования по следующим направлениям [10]:

возможность охлаждения расплава водой, находящейся в зазоре между озером расплава и корпусом;

влияние стратификации расплава на термические нагрузки на стенку корпуса, вызванные естественной конвекцией расплава;

способ и временные характеристики повреждения днища корпуса реактора при наличии и отсутствии проходок в днище.

Для внекорпусной стадии ТА в проекте МЦЯБ для АЭС с ВВЭР [10] рассмотрены и проанализированы следующие процессы ТА:

распространение и охлаждение расплава активной зоны вне реактора;

взаимодействие расплава с бетоном;
поведение продуктов деления в контайнменте;
распределение и горение водорода в контайнменте в процессе ТА;
теплогидравлика контайнмента в процессе ТА.

Как и для процессов, протекающих на внутрикорпусной стадии ТА, для каждого из рассмотренных процессов (группы явлений) в контайнменте получена информация о выполненных экспериментальных исследованиях. Их анализ позволил определить следующие потребности в проведении дополнительных исследований в области распространения и охлаждения расплава активной зоны вне реактора в части свойств расплавов различных композиций и зависимости трещин пор в расплаве от его состава.

В области взаимодействия расплава с бетоном существует согласие специалистов в том, что для сухих условий в подреакторной шахте создана значительная база данных по теплогидравлике, химии и выходу продуктов деления и нет необходимости в дальнейших крупномасштабных экспериментах. Дальнейшие исследования в области взаимодействия расплава с бетоном должны быть сосредоточены на следующих вопросах:

- 1) развитие методологии для применения созданной базы данных к реакторным условиям;
- 2) изучение свойств материалов;
- 3) разработка аналитических методов исследования.

Хотя процессы, связанные с поведением и распределением продуктов деления в контайнменте, изучены достаточно хорошо, остается ряд неопределенностей, связанных с взаимовлиянием теплогидравлики и физики аэрозолей. К этим неопределенностям относят следующие: влияние несущего газа на транспорт аэрозолей, эффекты остаточного энерговыделения на температуры поверхностей и повторное испарение, соединение моделей поведения продуктов деления с теплогидравлическими моделями.

В достаточно сложной области, связанной с распространением и горением водорода в контайнменте, можно отметить необходимость в продолжении следующих исследований [10]:

- 1) уточнение пределов воспламенения и детонации для водородо-воздушно-паровых смесей (особенно для условий, характерных для контайнментов АЭС, включая масштабный фактор, влияние препятствий, пути фильтрации);
- 2) моделирование транспорта и перемешивания водорода с его последующим распределением в контайнменте;
- 3) изучение эффективности средств управления водородом в контайнменте (дожигатели и рекомбинаторы).

Теплогидравлика контайнмента исследовалась на различных экспериментальных установках. Здесь проблемы лежат скорее в области моделирования процессов и создания расчетных кодов. В этой области необходимы дальнейшие исследования, особенно по верификации расчетных моделей. В области массо- и теплообмена определенные трудности связаны с режимами

смешанной вынужденной/естественной конвекции и вынужденной конвекции. Для этих режимов недостаточна экспериментальная база для обоснования корреляций турбулентного массо- и теплообмена.

Трудности, связанные с исследованием протекания ТА, до сих пор не позволяют получить (по крайней мере, для некоторых процессов) ясное понимание механизмов их развития. В то же время необходимо разрабатывать инструкции по УТА и выбор стратегий для внедрения на АЭС приходится делать на основании неполного знания в условиях значительных неопределенностей. Одним из наиболее ярких примеров является изучение внутрикорпусного парового взрыва в результате высокоэнергетического взаимодействия расплава активной зоны с теплоносителем. Дорогостоящие исследования этого процесса не позволили пока сделать категорического вывода о его невозможности в пределах корпуса реактора. Поэтому при применении такой стратегии управления, как «Подача воды в активную зону», в условиях плавления активной зоны с определенной вероятностью может произойти паровой взрыв. Группа экспертов из различных стран пришла к выводу, что возможность парового взрыва внутри корпуса реактора маловероятна и поэтому целесообразно в любом случае при наличии этой возможности подавать воду в деградированную активную зону реактора.

В ходе работ международных групп экспертов были выявлена необходимость следующих результатов дополнительных исследований [35]:

- 1) дополнительных экспериментальных данных по развитию плавления активной зоны;
- 2) данных крупномасштабных экспериментов и аналитического аппарата для оценки охлаждаемости обломков активной зоны внутри и вне корпуса реактора;
- 3) оценки влияния старения на прочность ЗО;
- 4) влияния глубокого выгорания топлива и поступления воздуха на выход и распространение продуктов деления.

Эти результаты необходимы для поддержки аналитических моделей и управления авариями и для обоснования новых технических решений.

В отчете [11] для УТА приводятся критерии проведения дальнейших исследований в области ТА либо «закрытия темы» по конкретному вопросу. С учетом представленных критериев продолжения или завершения исследований по конкретным вопросам протекания ТА делается вывод о необходимости продолжения исследований в следующих областях: удержание расплава внутри корпуса реактора за счет охлаждения внутри реактора либо наружного охлаждения, время и механизм повреждения корпуса реактора, охлаждение кориума вне корпуса реактора и процесс внекорпусного парового взрыва, взаимодействие расплава активной зоны с бетоном, вопросы, в которых сильно сказываются особенности АЭС (накопление и горение водорода, разбавление бора, использование MOX топлива и др.). Следует отметить, что в основном необходимость продолжения рассматривалась для реакторов типа PWR, для которых проведено существенно больше исследований, чем для

ВВЭР. Например, в отчете [21] делается вывод о «закрытии» проблемы прямого нагрева контайнмента для АЭС с реакторами PWR и большими сухими контайнментами. Применительно к ВВЭР необходимые исследования еще не проводились и этот вопрос для ВВЭР нельзя считать закрытым. В общем же критерии [11] полезны и применительно к АЭС с реакторами ВВЭР.

Результаты расчетного моделирования ДК ATHLET-CD имевшей место аварии с повреждением активной зоны на корпусном реакторе (PWR) АЭС США Tree Mile Island (TMI-2) представлены в работе [50]. Авария была вызвана неполадками во 2-м контуре энергоблока. Потеря электропитания главных насосов и турбины, недостаточная теплоотдача в ПГ, а также рост давления в 1-м контуре привели к останову реактора. Открытие предохранительного клапана с электроприводом (pressuriser's power operated relief valve – PORV) КД спустя лишь несколько секунд после останова ограничило давление в 1-м контуре теплоносителя, но при последующем уменьшении давления клапан не закрылся. Отказ PORV вызвал постепенную утечку теплоносителя. Утечка была обнаружена через 139 мин после начала аварийного останова и устранена закрытием вручную блокировочного клапана КД. В ходе аварии операторами было допущено множество ошибок, особенно касающихся уровня давления воды и работы PORV.

Аварию можно классифицировать как ЗА с длительной потерей теплоносителя (типа LOCA) при тяжелом повреждении топлива (около 45 % топлива расплавилось), т.е. перешедшей в ТА. Несмотря на обширное повреждение фракций активной зоны и их перемещение в нижнюю часть реактора, днище корпуса осталось неповрежденным. По отдельным данным (см., например, [56]) через 9 ч 50 мин в результате образования водорода произошел локальный взрыв без повреждения корпуса реактора и ЗО. На АЭС произошел неконтролируемый выброс радиоактивности, почти полностью состоящих из благородных газов. На рис. 2.39 представлено качественное изменение давления в 1-м контуре и основные события в течение 240 мин после начала аварии.

В зависимости от термогидравлических условий, с одной стороны, и свойств активной зоны и, соответственно, ее разрушения – с другой, можно выделить характерные стадии аварии.

Первая стадия характеризуется остановом реактора и потерей теплоносителя, вызванной отказом PORV. Клапан не закрылся автоматически после снижения давления в 1-м контуре, что не было замечено операторами. Стадию завершает останов последнего из четырех ГЦН через 100 мин после начала останова реактора. Останов насосов был обусловлен непрерывной потерей теплоносителя, приведшей к вскипанию активной зоны. Возникший двухфазный поток в 1-м контуре вызвал кавитацию в работе насосов.

На второй стадии (спустя более чем 2 ч после останова реактора) была замечена неисправность PORV, и на 139-й минуте клапан был закрыт вручную для устранения утечки теплоносителя. К этому времени активная зона оказалась открытой и начала разогреваться. Считается, что в конце вто-

рой стадии было отмечено первое запыриание активной зоны расплавленными металлическими компонентами, а уровень воды был ниже образовавшейся при затвердении металлической корки.



Рис. 2.39. Изменение давления в 1-м контуре и последовательность событий при аварии.

В самом начале третьей стадии (через 174 мин после останова реактора) происходит запуск насоса теплоносителя 2-го контура (loop В) для повторного залива активной зоны, длящегося 19 мин. После окончания временной работы второго насоса из-за сильного увеличения давления в 1-м контуре на 193-й минуте был заново открыт вручную блокирующий клапан КД, а на 200-й минуте (примерно в течение 17 мин) осуществлен аварийный впрыск под высоким давлением. Несмотря на повторный залив активной зоны во время быстрого охлаждения, произошли ее повторные подогрев и разрушение, приведшие к образованию слоя осколков и большого объема расплава.

После разрушения затвердевшего слоя, окружавшего расплав, за период между 224-й и 226-й минутами после останова реактора около 30 т расплава оказались на днище корпус реактора (стадия 4). Это массивное перемещение материалов было одновременно зафиксировано множеством нейтронных детекторов внутри и снаружи активной зоны. Несмотря на оседание на днище около 30 т кориума, корпус реактора выдержал нагрузку и остался неповрежденным.

На пятой стадии, не изображенной на рис. 2.39, реактор удалось перевести в безопасный режим и расхолодить. На рис. 2.40 показана окончательная конфигурация активной зоны реактора ТМІ-2, а также распределение материала в корпусе реактора. Во время аварии на ТМІ-2 плиты опорного устройства активной зоны (core support assembly – CSA) препятствовали перемещению больших масс кориума. Кориум растекся в горизонтальном направлении, проник поверх плит активной зоны и просочился к днищу через многочисленные каналы для теплоносителя на всем периметре активной зоны.



Рис. 2.40. Окончательная конфигурация активной зоны реактора ТМІ-2 и распределение материалов в ней.

Значения давления в 1-м контуре, получаемые в результате моделирования ATHLET-CD, достаточно точно соответствуют расчетным данным до начала повторного залива при переходном режиме насоса В и последующего аварийного питания высокого давления (рис. 2.41).

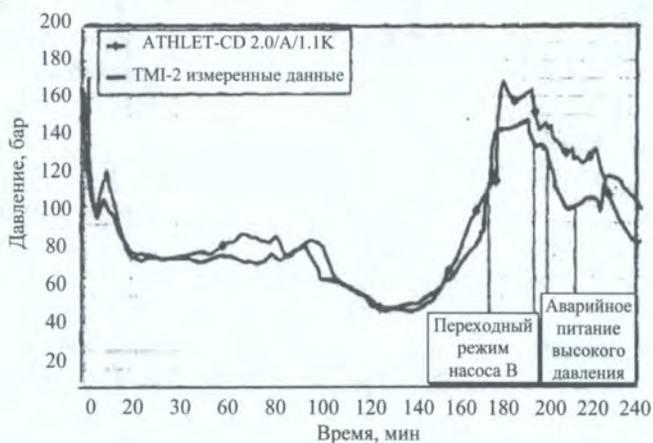


Рис. 2.41. Рассчитанное и измеренное давление в 1-м контуре ТМІ-2.

Давление в 1-м контуре на стадии быстрого охлаждения существенно переоценено, так как переоценен перенос тепла теплоносителю из-за недооценки разрушения активной зоны в результате отсутствия моделей поздней фазы. Расчет распределения воды/пара в 1-м контуре теплоносителя до повторного залива также соответствует данным наблюдений, полученным в процессе аварии и в результате поставарийного анализа.

Массовый расход воды через PORV и, соответственно, через блочный канал был рассчитан с помощью критической модели утечки. Общая масса потерь из-за утечки через PORV с допустимой погрешностью соответствует измеренным данным, если принять во внимание ошибки измерений в ходе останова реактора (рис. 2.42).

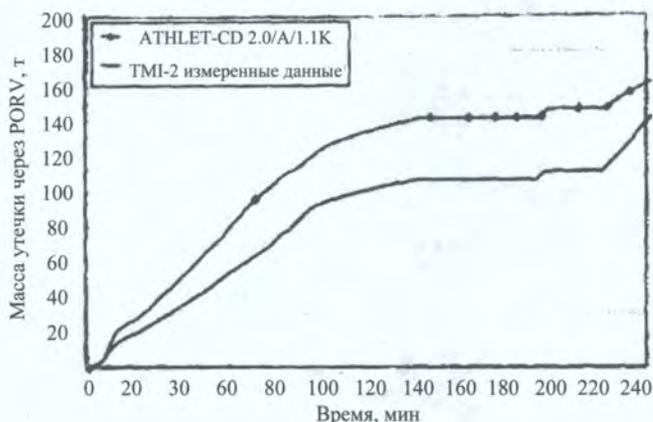


Рис. 2.42. Рассчитанная и измеренная масса утечки через PORV TMI-2.

На рис. 2.43 представлены рассчитанные и измеренные значения уровня воды в КД TMI-2. Учитывая погрешность измеренного сигнала из-за непроектной работы, можно считать, что уровни смешанной воды и уровни воды после аварийной утечки на TMI-2 смоделированы достаточно точно. Наибольшее соответствие расчетных и измеренных данных достигнуто на стадии охлаждения (quenching).

Сравнение рассчитанных значений упомянутых уровней воды показывает, что оба значения равны до тех пор, пока PORV и блокировочный клапан КД закрыты. Они отличаются на стадии потери теплоносителя (до 139-й минуты) и во время работы блокировочного клапана (после 193-й). Это означает, что поведение КД и герметизация дыхательного трубопровода точно отражены в используемых моделях.

Наконец, расчет уровня воды в активной зоне реактора достаточно точно соответствует постулированным условиям в определенные моменты аварии (рис. 2.44).

Оценка параметров, характеризующих процессы в активной зоне, показала, что расчет разрушения активной зоны и образования запираций после

утечки теплоносителя и повторного залива достаточно точно соответствует постулированной конфигурации активной зоны ТМІ-2 в определенные моменты аварии.

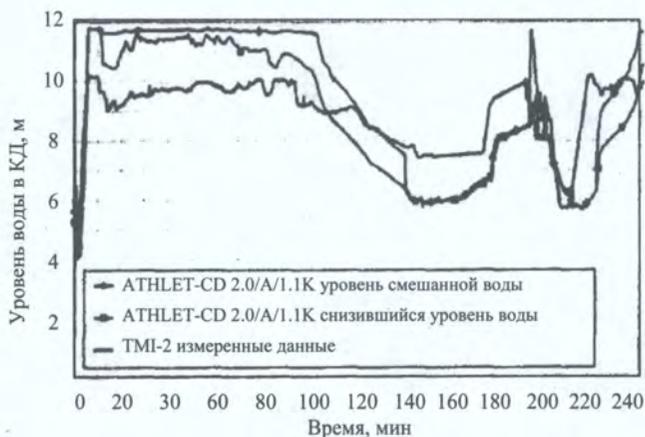


Рис. 2.43. Рассчитанный и измеренный уровни воды в КД ТМІ-2.

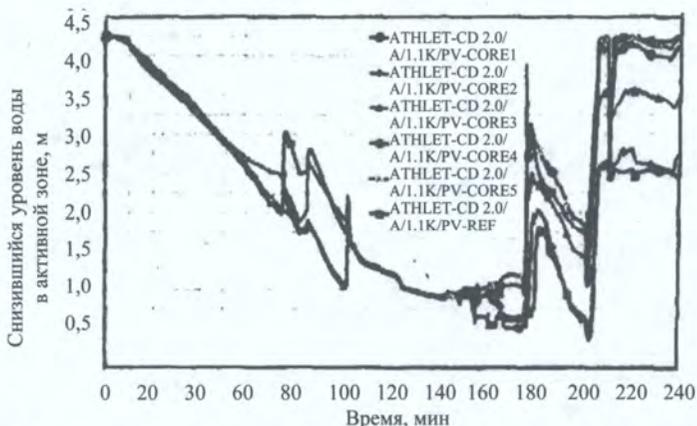


Рис. 2.44. Рассчитанный и измеренный уровни воды в активной зоне ТМІ-2.

Моделирование последней стадии аварии с образованием слоя осколков и расплавленного бассейна, а также перемещением из бассейна на днище корпуса реактора в работе [50] не выполнено из-за отсутствия соответствующих моделей поздней стадии.

Значение рассчитанной массы водорода, производимого экзотермическим окислением циркония, переоценено вплоть до начала стадии быстрого охлаждения (рис. 2.45). Эту переоценку можно было снизить более тонким детальным анализом, чтобы оптимизировать входную базу данных. Однако на стадии быстрого охлаждения производство водорода отчетливо недооценено кодом ATHLET-CD 2.0 A/1.1 K. Это явление можно объяснить тем, что в верхних областях активной зоны уже не было достаточного количества ме-

таллического циркония из-за повреждения оболочек и перемещения разрушенного материала в более глубокие области. Наконец, температура в нижних частях активной зоны, затопленной водой, на протяжении всего неустановившегося процесса (состояние «влажной активной зоны») была недостаточно высокой для скорости окисления, соответствующей расчетному производству водорода на стадии быстрого охлаждения. Эта ситуация доказана рассчитанным распределением толщины оксидного слоя в активной зоне.

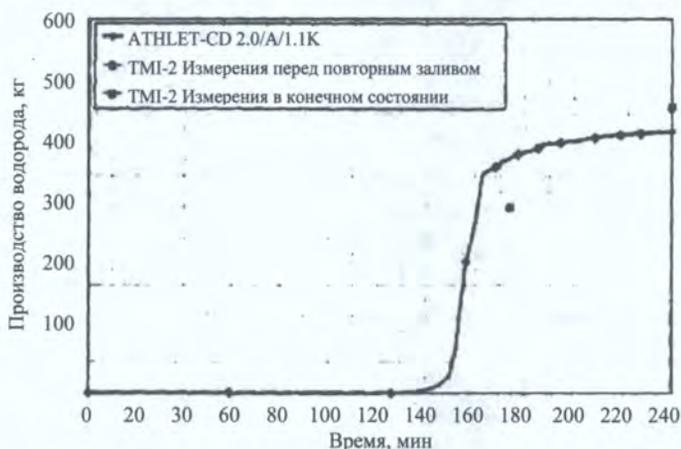


Рис. 2.45. Рассчитанный и измеренный объемы производства водорода на TMI-2.

Поток пара, идущий вверх активной зоны, предположительно изменил направление из-за запаривания активной зоны во внутренних каналах топливных стержней и начал перемещаться через поперечные соединения к менее холодным и уже окисленным внешним кольцам и байпасу отражателя активной зоны. Таким образом, в расчете не был учтен контакт теплоносителя с металлическим расплавом.

Упрощенный анализ распределения продуктов деления и конструкционных материалов в 1-м контуре при моделировании 240 мин аварии достаточно точно соответствует расчетам [50]. По расчету перемещение в 1-й контур сильно летучих изотопов йода и цезия, а также благородного газа ксенона составляет около 53 % от первоначального количества. Выход летучих изотопов теллура и сурьмы составляет около 5 %. Перемещение в 1-й контур стронция, по модели ATHLET-CD, составило около 3 %. Наконец, текущий расчет перемещения урана, а также структурных материалов (серебра и стали) с помощью ATHLET-CD показал 0,4 %.

Моделирование физических явлений с помощью кода ATHLET-CD требует совершенствования, особенно на поздней стадии разрушения активной зоны. Это предполагает описание образования и поведения слоя осколков и бассейна расплава, выхода продуктов деления и перемещения материала из расплава, а также поведения корпуса реактора в условиях механического и теплового стресса из-за перемещения корнума. Кроме того, предстоит усовершенствовать расчет образования водорода на стадиях повторного залива.

Проблема внутриреакторного удержания бассейна расплава является предметом активного изучения в отечественных и зарубежных исследованиях по поведению и разрушению реакторов корпусного типа при авариях с полным или частичным разрушением активной зоны. В частности, анализ аварии на ТМІ-2 показал, что разрушение и перемещение расплавленных фрагментов активной зоны в нижнюю камеру корпуса привело к локальному его нагреву (до ~ 1100 °С в области «горячих пятен») и пластическому деформированию стенки корпуса вследствие высокотемпературной ползучести. Дальнейший анализ этой аварии подтвердил актуальность проведения углубленных расчетно-экспериментальных исследований, направленных на изучение закономерностей ползучести и условий разрушения корпуса реактора при ТА для обоснования безопасности эксплуатируемых и реакторов нового поколения. Комплексное изучение тепловых и прочностных аспектов поведения корпусов реакторов при ТА было целью многих зарубежных исследовательских программ, в частности, VIP (Vessel Investigation Project, OECD), LHF and OLHF Projects (Sandia, США), CORVIS-PSI (Швейцария), FOREVERexperiments (the Royal Institute of Technology, Швеция) и др. [71].

Анализ деформационного поведения корпусов ВВЭР при ТА показал, что время до разрушения корпуса в значительной мере определяется тепловыми условиями на внешней стенке корпуса реактора, минимальной остаточной толщиной стенки в зоне плавления и величиной избыточного давления в корпусе [71].

Общепринятым взглядом на проблему целостности корпуса при ТА является предположение, что одной из основных причин разрушения корпуса при подобных авариях может явиться его сквозное проплавление (тепловой критерий разрушения) либо исчерпание несущей способности материала корпуса в процессе деформирования. В первом случае время до разрушения корпуса определяется, главным образом, тепловыми условиями, в которых он находится и от которых зависит динамика проплавления его стенки. Причем деформационные особенности поведения корпуса при таких сценариях аварии важны лишь с точки зрения формы и предполагаемого места разрушения конструкции корпуса, которые являются начальными условиями и определяют динамику протекания последующих внекорпусных фаз развития ТА. Во втором случае, когда сквозного проплавления стенки корпуса не наблюдается в течение рассматриваемой стадии аварии, его целостность будет определяться запасом несущей способности корпусной стали при высокотемпературном деформировании корпуса реактора [71].

Изучение термомеханического поведения корпуса ВВЭР при авариях с разрушением активной зоны базируется на проведении теплового и прочностного анализов исследуемой конструкции. При этом основной вопрос, решаемый в тепловом анализе, связан с определением температурного поля в корпусе реактора и оценкой возможности его сквозного проплавления в результате нагрева расплавом в процессе аварии. Кроме этого, представляет интерес исследование как динамики процесса нагрева корпуса, так и наход-

дение характерных размеров зоны оплавления его стенки. Как динамика, так и размер зоны оплавления зависят от конкретных тепловых условий, в которых находится корпус (величина и характер тепловой нагрузки на внутренней поверхности стенки корпуса, условия внешнего и внутреннего охлаждения корпуса и расплава).

Ряд неопределенностей, связанных с процессом протекания ТА и распределением расплава в нижней камере корпуса ВВЭР, приводит к априорному выбору как структуры ванны расплава (стратифицированная, однородная), так и ее параметров (размер и состав ванны, температура и др.). Как правило, при проведении прочностного анализа корпусов ВВЭР при ТА, рассматривается случай полного разрушения активной зоны и формирование стратифицированной ванны расплава. Однако появившиеся в последнее время данные о возможности формирования в процессе аварии ванны расплава, имеющей многослойную структуру с расположением слоя стали в нижней части расплава, приводят к необходимости проведения теплового и прочностного анализов корпуса ВВЭР с расположением зоны максимального оплавления в центре днища корпуса. В силу того, что как характерные размеры области оплавления (ее размеры, остаточная толщина стенки корпуса), так и температурное состояние корпуса определяются конкретными условиями протекания аварии (условия охлаждения бассейна расплава и корпуса, масса и состав ванны расплава, его структура, и др.), представляется обоснованным априорно принять и рассмотреть несколько, наиболее вероятных, вариантов расположения этой зоны в корпусе реактора. Такой подход использовался для оценки времени до разрушения и особенностей деформирования корпуса ВВЭР-440 в случае расположения зоны максимального оплавления в центре днища корпуса и в случае ее расположения на цилиндрической обечайке корпуса в зоне соединения с эллиптическим днищем корпуса реактора [71] (рис. 2.46 и 2.47).

Выбранная схема расположения зоны оплавления для первого расчетного случая (см. рис. 2.46) может соответствовать как случаю фрагментарного выпадения разрушенных фрагментов активной зоны на днище корпуса и образованию локальных зон его нагрева («горячие пятна»), так и случаю формирования бассейна расплава с инверсной стратифицированной структурой. Второй случай, когда максимальное оплавление наблюдается на цилиндрической обечайке корпуса (см. рис. 2.47), соответствует случаю полного или частичного разрушения активной зоны и формирования в процессе аварии стратифицированного бассейна расплава, когда над его оксидной частью находится слой расплавленной стали, который играет роль «теплового ножа» в зоне его контакта со стенкой корпуса реактора.

Моделирование термочувствительного поведения корпуса проводилось в осесимметричной постановке посредством расчетной конечноэлементной программы АТМ-VVR, позволяющей численно моделировать тепловое и деформационное поведение корпуса в условиях его нагрева, плавления и ползучести при достаточно общем характере его силового нагружения и услови-

ях теплообмена. Используемая в ней модель ползучести позволяет определять уровень повреждаемости в объеме каждого конечного элемента, что дает возможность моделировать процесс накопления повреждений и разрушения материала корпуса при его деформировании.

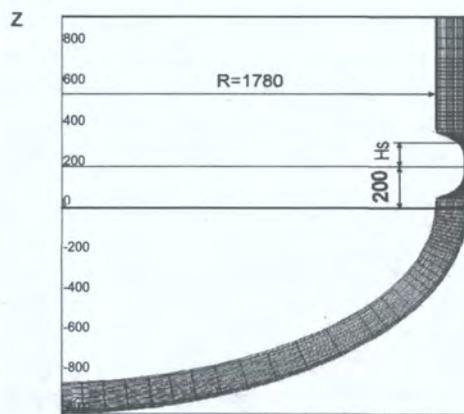


Рис. 2.46. Схема оплавления дна корпуса ВВЭР-440.

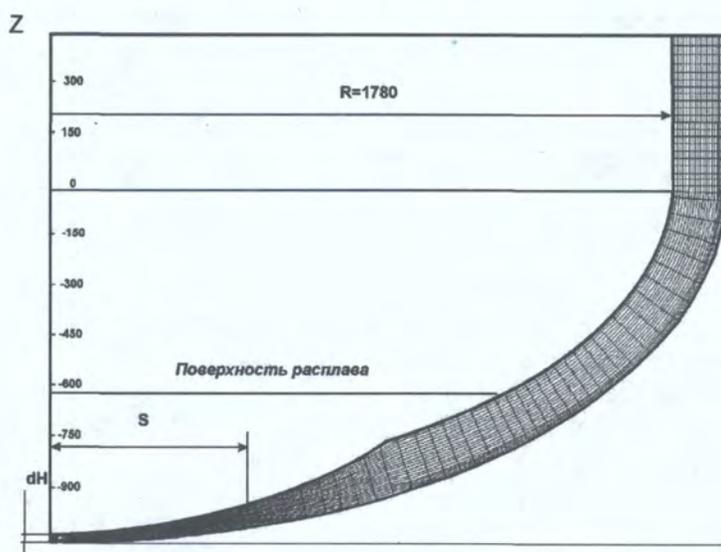


Рис. 2.47. Схема оплавления цилиндрической обечайки корпуса ВВЭР-440.

В указанной расчетной программе для моделирования ползучести корпусной стали 15X2НМФА-А используются данные высокотемпературных испытаний этой стали при одноосном растяжении. Объектом рассмотрения являлся фрагмент нижней части корпуса ВВЭР, состоящий из дна и части цилиндрической обечайки корпуса, ограниченной по высоте сечением на

уровне 400 и 900 мм от места стыка днища с цилиндрической частью корпуса в первом и втором расчетном случае, соответственно. Размеры цилиндрической части и днища корпуса соответствовали геометрии ВВЭР-440 и имели значения толщины стенки и внутреннего радиуса цилиндрической части корпуса, равные 150 и 1780 мм соответственно (см. рис. 2.46 и 2.47).

При проведении параметрического анализа для рассматриваемых расчетных случаев в качестве параметров принимались: минимальная остаточная толщина стенки корпуса в зоне оплавления dH , размер зоны оплавления стенки корпуса, величина избыточного давления в нем P и температура внешней поверхности его стенки T .

В случае расположения зоны оплавления на днище корпуса (первый расчетный случай) ее основные геометрические размеры характеризуются минимальной остаточной толщиной стенки в центре днища корпуса dH и величиной радиуса S , соответствующего сечению днища корпуса с удвоенной остаточной толщиной. В случае расположения зоны наибольшего оплавления на цилиндрической части корпуса предполагалось, что зона оплавления имеет симметрию относительно своего центрального сечения, расположенного на 200 мм выше стыка цилиндрической обечайки с эллиптическим днищем корпуса, в котором остаточная толщина стенки имеет минимальное значение dH . В качестве параметра, характеризующего размер зоны оплавления, принималось расстояние Hs от его центрального сечения до сечения, в котором корпус имеет толщину, равную удвоенному значению остаточной толщины dH . Следует добавить, что для рассматриваемых расчетных случаев использовалась квадратичная парабола при аппроксимации внутренней границы зоны оплавления.

Выбор параметров, входящих в параметрические зависимости, определялся из следующих соображений.

1. Предыдущий опыт исследования задач подобного класса показал, что минимальная остаточная толщина стенки корпуса dH зависит как от величины плотности теплового потока на внутренней поверхности стенки корпуса, так и условий охлаждения его внешней поверхности. В свою очередь, величина плотности теплового потока может меняться в течение ТА как вследствие уменьшения остаточного энерговыделения в расплаве, так и в результате мероприятий по УТА (внутренний залив бассейна расплава водой и др.).

2. Предварительные численные расчеты показали, что размер зоны оплавления стенки корпуса в определенной степени влияет на характер деформирования корпуса реактора и величину вертикального перемещения его днища. Размер зоны оплавления определяется толщиной и температурным состоянием бассейна расплава и слоя расплавленной стали, который находится над/под оксидной частью ванны расплава и толщина которого зависит от степени разрушения активной зоны.

Проведенный в [71] сравнительный анализ двух схем оплавления стенки корпуса ВВЭР-440 позволяет сделать следующие выводы.

1. С точки зрения продолжительности сохранения целостности корпуса при ТА наиболее критичным оказался случай, когда зона максимального оплавления находится на цилиндрической части корпуса.

2. Температура внешней поверхности стенки корпуса определяющим образом влияет на время, в течение которого корпус сохраняет целостность (увеличение температуры внешней поверхности корпуса с 923 до 1073 К уменьшает время до разрушения в 1000 раз в случае расположения зоны оплавления на цилиндрической части корпуса и более чем в 20 раз – в случае оплавления днища корпуса);

3. Увеличение избыточного давления в корпусе от 0,2 до 1 МПа приводит к уменьшению времени до разрушения корпуса в ~1000 раз.

4. Целостность корпуса на временной базе 10 ч при температуре внешней стенки корпуса не выше 1073 К (в случае оплавления цилиндрической части корпуса с остаточной толщиной не менее 15 мм можно обеспечить при уровне избыточного давления не выше 0,3 МПа).

5. Величина вертикального перемещения днища корпуса в случае оплавления днища корпуса в ~1,5 – 3 раза превышает соответствующий показатель для случая расположения зоны оплавления на цилиндрической части корпуса.

Актуально проведение экспериментальных работ, связанных с испытаниями масштабных моделей корпуса ВВЭР в условиях, имитирующих ТА (высокотемпературный разогрев исследуемых моделей, их деформирование вследствие ползучести корпусной стали и т.п.). Такие экспериментальные данные крайне необходимы как для понимания сути определяющих процессов деформирования и разрушения корпуса ВВЭР при ТА, так и для проверки полученных ранее параметрических зависимостей. Данные подобных испытаний являются основой верификации расчетных термомеханических кодов, применяемых в работах по обоснованию безопасности РУ с ВВЭР, а также позволят проверить и уточнить модели ползучести, используемые в этих расчетных кодах.

Код ASTEC был использован в [90] для моделирования ТА на ВВЭР-1000 при следующих ИС [90]:

большая течь LOCA с двусторонним разрывом трубопровода 1-го контура реактора ($D = 850$ мм) и отказом всех активных частей САОЗ;

средняя течь LOCA с разрывом трубопровода гидроаккумуляторов ($D = 279$ мм) и отказом всех активных частей САОЗ;

малая течь LOCA с разрывом ($D = 70$ мм) на холодной нитке 1-го контура и отказом всех активных частей САОЗ.

Дополнительно был выполнен ряд сравнительных расчетов между кодами ASTEC и ICARE/CATHARE для ИС большая и малая течь LOCA на ВВЭР-1000. Был получено достаточно хорошее совпадение по времени реализации основных событий последовательностей ТА, прогнозируемых различными кодами. В то же время была обнаружена большая погрешность в определении количества образовавшегося корнума и его окисления, наряду с

тем, что окисление кориума является ключевым фактором, влияющим на выделение водорода на поздних стадиях и состав смеси металл-оксид в кориуме.

В качестве примера ряд рисунков приведенных далее иллюстрируют результаты сравнительного расчета между кодами ASTEC и ICARE/CATHARE для большой течи LOCA на ВВЭР-1000. Моделирование аварии ASTEC и ICARE/CATHARE согласуется в том, что основная часть воды в 1-м контуре испаряется сразу после возникновения большой течи. Через 15 с после начала аварии в 1-м контуре остается только 5 % от начального количества воды. Подача воды от ГЕ увеличивает количество воды в 1-м контуре и на 90 достигает ~ 45 % от начальной массы. После завершения периода подачи воды масса воды в активной зоне постепенно уменьшается и уровень воды понижается (рис 2.48).



Рис. 2.48. Падение уровня воды в активной зоне [90].

По мере того как уровень воды в активной зоне понижается, температура оболочек твэлов в верхней части активной зоны начинает увеличиваться. Приблизительно через 10 – 15 мин после начала аварии оба кода прогнозируют начало увеличения температуры оболочек твэлов средней части активной зоны на отметке 1,9 м (рис. 2.49).

Применение кода ASTEC для моделирования последовательностей предполагаемых ТА на ВВЭР-1000 и реальных инцидентов на АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 показывает функциональные возможности кода для выполнения расчетов. Однако выявлена необходимость некоторого улучшения моделирования (особенно для специальных систем в ВВЭР-1000 нового поколения – гидроаккумуляторов, СПОТ и др. [90]).

Представительный анализ ТА с повреждением активной зоны и корпуса реактора как следствие ЗА с разрывом ГЦТ для АЭС с ВВЭР нового поколения (ВВЭР-1000/В-392М – НВАЭС-2) проведен в [59]. При выборе референтного сценария ТА для анализа воздействия аварийных процессов на ЗО НВАЭС-2 учитывались рекомендации EUR [61], приведенные ниже.

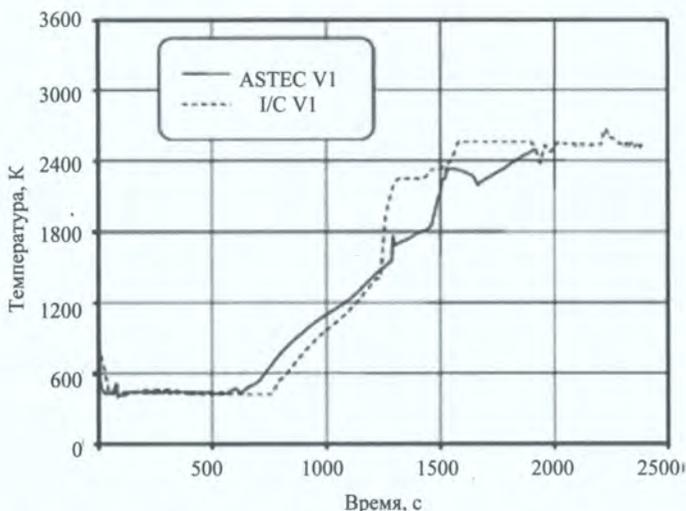


Рис. 2.49. Изменение температуры оболочки твэла в активной зоне посередине радиального кольца номер 5 ($R = 1,5$ м, $Z = 1,9$ м) [90].

1. Мероприятия по смягчению последствий аварии должны быть рассчитаны на основе представительных ТА. В общем случае в качестве запроектных условий должны быть выбраны сценарии ТА, имеющие наивысший вклад в ЧПАЗ, а их последствия должны смягчаться таким образом, чтобы соблюсти вероятностные целевые показатели безопасности. Однако при этом необходимо анализировать и ТА с низким вкладом в ЧПАЗ, но потенциально приводящим к значительным выбросам.

2. По крайней мере, одна последовательность ТА среди тех, которые ведут к наибольшим нагрузкам для системы ЗО, должна быть рассмотрена в проекте независимо от ее вклада в ЧПАЗ, рассчитанной с помощью ВАБ.

3. Детерминистические анализы ТА в процессе проектирования должны быть реалистичными с использованием методов наилучшей оценки при сохранении в то же время необходимых запасов там, где могут быть значительные неопределенности.

С учетом обширного опыта расчетного моделирования и анализа последствий ТА на АЭС нового поколения консервативно, в отношении тяжести последствий аварии и количества поступающего в объем внутренней ЗО водорода, в качестве референтного принят следующий сценарий аварии.

ИСА: разрыв ГЦТ Ду 850 на входе из реактора с двусторонним истечением теплоносителя; потеря источников переменного тока и, соответственно, неработоспособность всех активных СБ на длительный период более 24 ч, отказ на запуск всех ДГ; аварийное питание осуществляется от аккумуляторных батарей.

Регламент работы СБ: отказ всех активных СБ, требующих для своей работы источников питания переменного тока: САОЗ, спринклерной системы, системы аварийного расхолаживания ПГ; учитывается работа пассивных

СБ проектным образом: четыре ГЕ первой ступени ГЕ-1; четыре группы ГЕ второй ступени ГЕ-2; четыре петли СПОТ.

Источники энергии: тепловая энергия, запасенная в период работы РУ на номинальной мощности в теплоносителе 1-го и 2-го контуров, в металлоконструкциях реактора, ПГ, ГЦК, оборудовании РУ, в топливе активной зоны; энергия остаточных тепловыделений в топливной матрице активной зоны; энергия экзотермических реакций окисления циркония и стали.

Отвод тепловой энергии осуществляется СПОТ JNB к окружающей среде за счет аккумуляции тепловой энергии в металлических и бетонных конструкциях внутренней и наружной ЗО и за счет теплоотдачи от наружной поверхности ЗО к окружающей среде.

Расчетное моделирование протекания аварий в РУ В-392М выполнено по коду «улучшенной оценки» SCDAP/RELAP5/MOD3.3 [59]. Код разработан для расчетного моделирования процессов в 1-м и 2-м контурах РУ в переходных процессах и при авариях, включая аварии с глубоким повреждением активной зоны и корпуса реактора. При этом модели кода RELAP5/MOD3.3gl используются для расчета теплогидравлических условий в 1-м и 2-м контурах РУ, моделирования систем контроля и управления блока, реакторной кинетики, транспорта бора и неконденсирующихся газов, а модели SCDAP/MOD3.3 применяются при расчете стадии разрушения элементов активной, окисления и плавления топливных стержней и стержней СУЗ, фрагментации хрупких твэлов, конвективного и радиационного теплообмена в пористом дебрисе, образования локальных ванн расплава в активной зоне и стекания расплавленных материалов активной зоны и ВКУ на днище корпуса реактора.

Хронология протекания тяжелой ЗА в РУ В-392М по референтному сценарию

| | |
|----------|---|
| 0,0 с | Разрыв ГЦТ Ду 850 на входе в реактор. Потеря всех источников переменного тока (исходное событие) |
| 0,0 с | Отключение всех ГЦНА. Отключение системы подпитки-продувки. Запрет на включение БРУ-К (наложение отказа: потеря всех источников переменного тока АЭС, включая все ДГ) |
| 1,9 с | Срабатывание АЗ (по факту обесточивания блока с задержкой 1,9 с) |
| 8,0 с | Начало работы ГЕ-1 САОЗ (снижение давления 1-го контура ниже 5,9 МПа) |
| 30,0 с | Запуск СПОТ (по факту обесточивания на секции надежного питания с задержкой 30 с) |
| 120,0 с | Срабатывание ГЕ-2 САОЗ (снижение давления 1-го контура до 1,5 МПа и запаздывание на разворот системы ГЕ-2) |
| 144,0 с | Прекращение подачи борированной воды из ГЕ-1 САОЗ (снижение уровня в баках ГЕ САОЗ до отметки 1,2 м) |
| 3600,0 с | Начало конденсации пара в трубчатке ПГ (параметры 2-го контура ниже параметров 1-го контура) |
| 30,0 ч | Прекращение подачи борированной воды из ГЕ-2 (исчерпание запаса борированной воды в ГЕ-2) |
| 44,6 ч | Начало генерации водорода в активной зоне за счет реакций окисления ($T_{\text{твэл}} > 1000 \text{ К}$) |

- 47,7 ч Разрушение активной зоны и начало поступления разрушенных материалов активной зоны и ВКУ в НКС
- 51,0 ч Проплавление опорной решетки НКС и поступление частей активной зоны на днище корпуса реактора ($T_{\text{опорной решетки}} > 1500 \text{ К}$)
- 52,0 ч Разрушение корпуса реактора и начало выхода расплава в УЛР ($T_{\text{корпус}} > 1500 \text{ К}$)

В результате обесточивания происходит отключение ГЦН, прекращение подачи основной питательной воды в ПГ, срабатывание СК ТГ. По факту обесточивания происходит срабатывание АЗ реактора. В начальный период аварии происходит интенсивное истечение теплоносителя в разрыв ГЦТ. Давление теплоносителя в 1-м контуре резко снижается до величины срабатывания ГЕ-1, а затем и ГЕ-2. Минимальный запас воды в реакторе ($< 6 \text{ т}$) достигается через 36 с от начала аварии, затем запас воды в реакторе возрастает за счет работы ГЕ-2 и через $\sim 1 \text{ ч}$ стабилизируется на уровне 52 т. Уровень теплоносителя в реакторе находится выше верхней кромки активной зоны. На 30-й секунде по факту обесточивания секций надежного питания СБ открываются затворы СПОТ, установленные до и после теплообменников-конденсаторов. В тяговых шахтах развивается циркуляция атмосферного воздуха и интенсивно возрастает конденсационная способность теплообменников СПОТ, что приводит к началу расхолаживания ПГ по 2-му контуру.

После снижения параметров (давления и температуры) котловой воды во 2-м контуре ПГ ниже параметров среды 1-го контура ПГ переходят в режим конденсации пара 1-го контура (рис. 2.50). Часть образующегося конденсата сливается из ПГ в горячую нитку петли, а остаток – в холодную нитку. Конденсат, сливающийся в холодную нитку, попадет в реактор с некоторой задержкой после полного заполнения гидрозатворов в петлях ГЦТ. Поступление в реактор воды из ГЕ-2 и конденсата из ПГ обеспечивает надежное охлаждение топлива в активной зоне в течение первых суток аварии. На рис. 2.51 представлено изменение максимальной температуры оболочек твэла.

Проектное расчетное время исчерпания запаса воды в ГЕ системы ГЕ-2 при ЗА «большая течь» составляет 24 ч. Однако при поступлении в паровой объем ГЕ парогазовой среды из ГЦТ происходит конденсации части объема паровой фазы этой среды в объеме ГЕ, пополняя запас воды в ГЕ. Поэтому время поступления воды из ГЕ-2 в реактор при аварии по рассматриваемому сценарию увеличивается до $\sim 30 \text{ ч}$.

После прекращения подачи воды в реактор из системы ГЕ-2 масса теплоносителя в реакторе уменьшается вследствие потери части конденсата аварийного ПГ через разрыв. Через $\sim 160560 \text{ с}$ (44,6 ч) от начала аварии происходит разогрев твэлов до температуры начала пароциркониевой реакции. Интенсивное поступление водорода в 1-й контур РУ приводит к блокировке объема трубочатки ПГ водородом. Консервативно принято, что после этого конденсация пара в ПГ и поступление конденсата в реактор прекращаются.

В последующий период времени вследствие выкипания воды в реакторе происходит оголение и деградация активной зоны, проплавление корпу-

са реактора. Приблизительно через 52 ч расплав поступает в УЛР («ловушка» за корпусом реактора). После этого расплавленное топливо охлаждается в процессе физико-химических реакций, происходящих в УЛР, и за счет охлаждения корпуса водой, накопившейся в приемке.

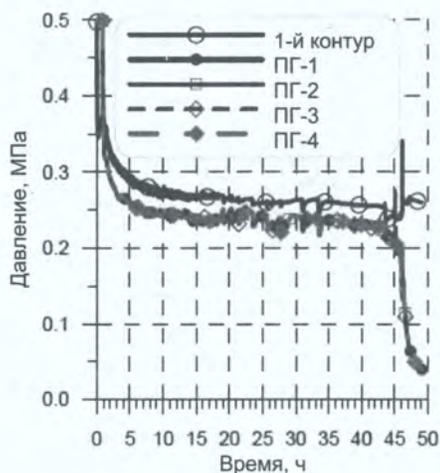


Рис. 2.50. Давление в 1-м контуре и ПГ № 1 – 4.

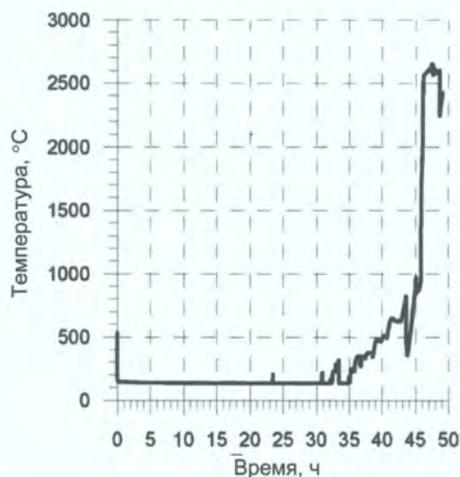


Рис. 2.51. Максимальная температура оболочки твэла.

Изменение давления в объеме ЗО определяется соотношением темпа поступления пара из РУ и скоростью конденсации пара на поверхностях «холодных» строительных конструкций и оборудования.

В начальный период опорожнения реактора, контура циркуляции и КД выброс теплоносителя в ЗО обуславливает быстрый рост давления парогазовой среды в объеме оболочки примерно до значения 0,43 МПа. В дальнейшем давление в ЗО (рис. 2.52) плавно снижается по мере уменьшения расхода пара из РУ и вследствие интенсивной его конденсации на относительно холодных строительных конструкциях.

При работе СПОТ через 1 ч ПГ переходят в режим конденсации пара поступающего из активной зоны в трубчатку ПГ. С этого момента поступление пара в объем ЗО из разрыва ГЦТ уменьшается. Давление среды в ЗО продолжает непрерывно снижаться и к концу первых суток аварии составляет <0,197 МПа.

Через 30 ч после начала аварии прекращается подача воды в реактор из системы ГЕ-2. Разогрев твэлов до температуры начала парациркониевой реакции происходит через 44,6 ч. Интенсивное поступление пара и водорода в ЗО приводит к повышению давления и температуры среды в ЗО до 0,203 МПа и 102 °C соответственно (см. рис. 2.52 и 2.53).

В последующий период времени, связанный с деградацией активной зоны и проплавлением корпуса реактора, параметры в ЗО снова начинают снижаться. Через ~53 ч после начала аварии (после поступления расплава то-

плива и конструкционных элементов реактора в УЛР) начинается генерации пара и водорода в УЛР, что приводит к непрерывному росту параметров парогазовой среды в объеме ЗО. Через 95 ч (~4 сут) после начала аварии абсолютное давление в ЗО практически достигает проектного предела для ЗА ~0,6 МПа.

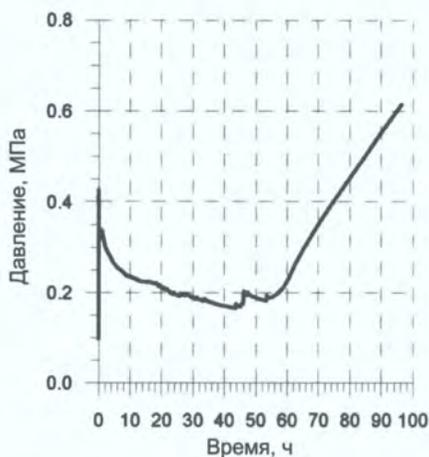


Рис. 2.52. Изменение абсолютного давления в ЗО.

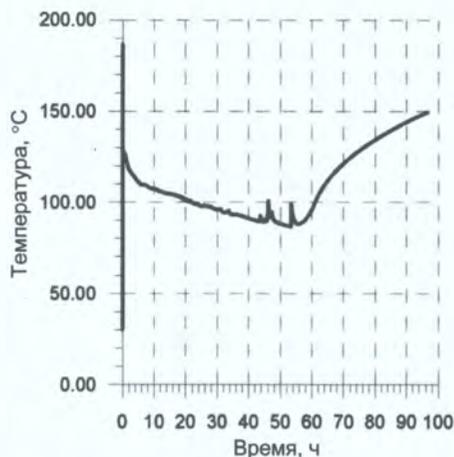


Рис. 2.53. Изменение температуры парогазовой среды в ЗО.

Суммарное поступление водорода из РУ, источников водорода в объеме ЗО и УЛР в объем ЗО к этому времени составляет ~1000 кг (рис. 2.54).

Через 46 ч после начала аварии средняя объемная концентрация водорода в ЗО достигает значения НКПР (4,1 %) и в дальнейшем превышает эту величину, не достигая НКПД (18 %) (рис. 2.55).

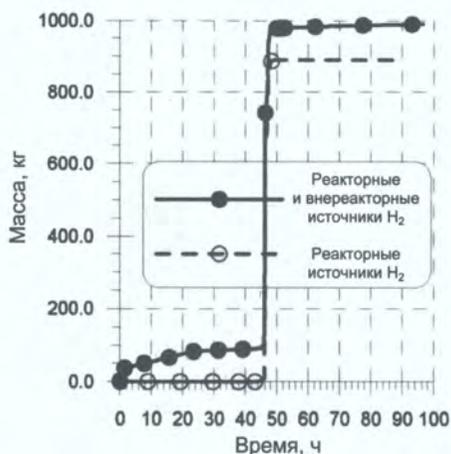


Рис. 2.54. Поступление водорода в ЗО.

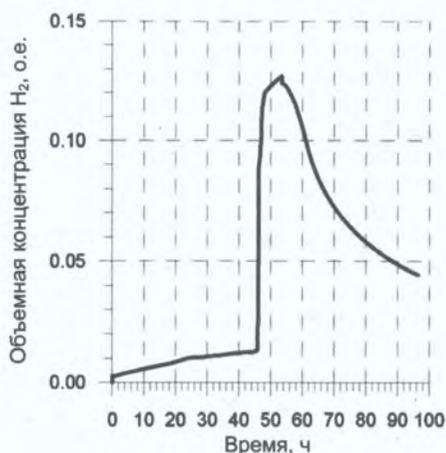


Рис. 2.55. Средняя объемная концентрация водорода в ЗО.

Через 53,5 ч средняя объемная концентрация водорода составляет ~12,3 % (выполняются условия полного сгорания), после чего начинает снижаться из-за увеличения концентрации пара поступающего из УЛР.

Через 72,4 ч от момента начала аварии условия возникновения дефляции устраняются, так как средняя объемная концентрация водяного пара в объеме ЗО становится выше 60 %, а, соответственно, объемная концентрации водорода снижается до величины 6,8 % (не превышает 10 %).

При анализе протекания ТА по референтному сценарию [59] показано, что для преодоления и/или смягчения последствий аварии необходимо принятие мер, направленных на снижение давления среды в объеме ЗО после перехода аварии в тяжелую фазу. Проектом НВАЭС-2 снижение давления парогазовой среды в объеме СГО осуществляется системой ФАК-ЖМН.

Проведен расчетный анализ протекания ТА по референтному сценарию с моделированием включения одного активного канала JNA-ФАК-ЖМН через 53 ч после начала аварии, т.е. непосредственно после разрушения корпуса реактора и выхода расплава в УЛР. К этому моменту происходит практически 100 %-ный выход водорода в объем ЗО, образовавшегося в РУ за счет металлводных реакций. При этом одним каналом системы JNA-ФАК-ЖМН осуществляется подача 1800 м³/ч воды в 1-й контур РУ и подача 300 м³/ч теплоносителя в купольный объем ЗО. Расчеты по данному сценарию позволяют определить возможность снижения давления среды в ЗО и влияние работы спринклерной системы на изменение концентрацию водорода.

До момента включения системы JNA-ФАК-ЖМН изменение аварийных параметров в объеме ЗО происходит аналогично развитию аварии по референтному сценарию.

После начала подачи воды в реактор системой JNA происходит охлаждение воды в приемке и непосредственно вокруг корпуса УЛР через теплообменники системы.

При снижении температуры теплоносителя в УЛР прекращается интенсивное поступление пара в ЗО. Вследствие работы спринклерной системы начинается активная конденсация пара в купольной части ЗО на каплях спринклерной воды. Оба этих фактора приводят к быстрому уменьшению давления и температуры парогазовой среды в ЗО. Через 72 ч после начала работы одного канала JNA-ФАК-ЖМН давление и температура в ЗО снижаются практически до предаварийных значений 0,145 МПа и 62 °С (рис. 2.56 и 2.57). К моменту включения спринклерной системы масса поступившего из РУ в ЗО водорода составляет ~ 979 кг (рис. 2.58).

С другой стороны, при работе спринклерной системы, особенно в первые часы после ее включения, концентрация пара в ЗО быстро уменьшается, что приводит к увеличению объемной концентрации водорода в ЗО (рис. 2.59).

Объемная концентрация водорода в среднем по объему ЗО достигает значения НКПР (4,1 %) через 46 ч после начала аварии и далее превышает эту величину, не достигая НКПД (18 %) (см. рис. 2.59). Средняя по ЗО объемная

концентрация водорода достигает значения $\sim 10\%$ через 47 ч (выполняются условия полного сгорания), после чего продолжает расти и стабилизируется на уровне $\sim 15\%$. Условия возникновения дефлограции сохраняются до конца расчетного периода 3 сут.

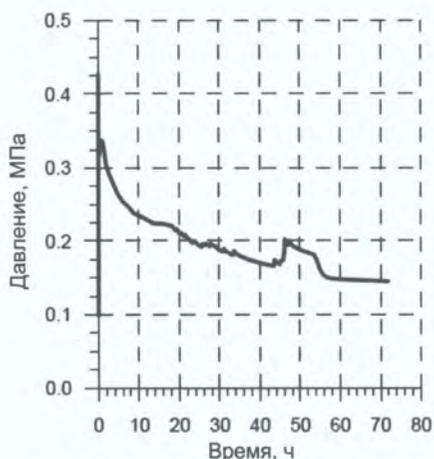


Рис. 2.56. Изменение абсолютного давления в ЗО.

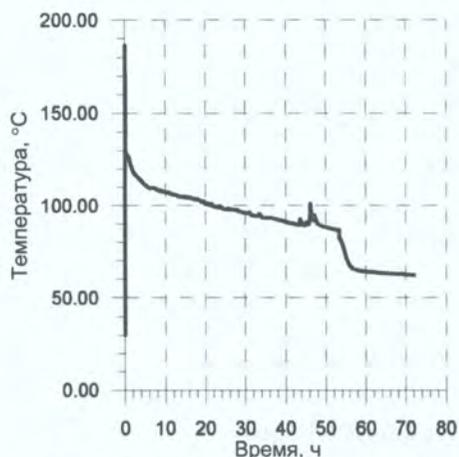


Рис. 2.57. Изменение температуры парогазовой среды в ЗО.

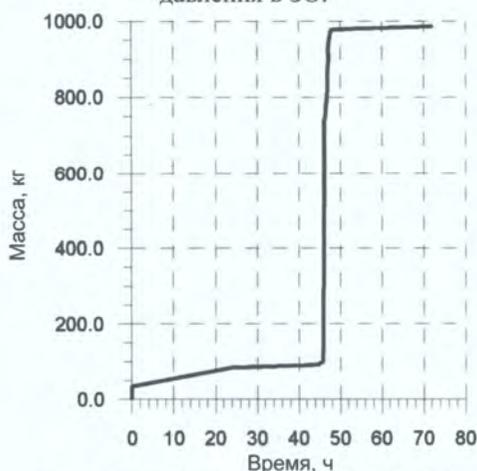


Рис. 2.58. Изменение массы водорода в ЗО.

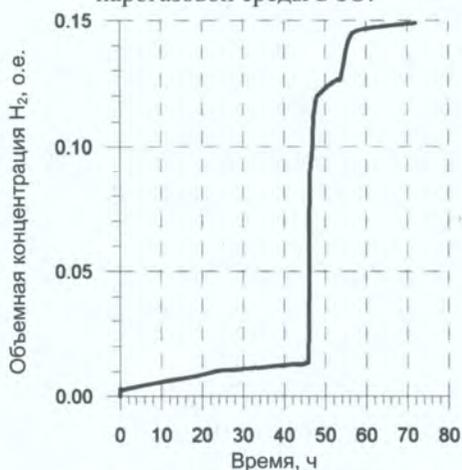


Рис. 2.59. Изменение средней концентрации водорода в ЗО.

Таким образом, включение одного канала системы JNA-FAK-JMN через 53 ч после начала аварии к моменту максимального выхода водорода в объем ЗО позволяет эффективно снизить давление среды в объеме ЗО, однако способствует увеличению концентрации водорода выше безопасных пределов.

Для обоснования выполнения ЗО НВАЭС-2 своих локализирующих функций при ТА с течами из РУ В-392М и успешного преодоления последст-

вий аварии проведен расчетный анализ протекания ТА по референтному сценарию и дополнительно моделируется:

включение одного активного канала систем аварийного и планового расхолаживания 1-го контура (JNA) и спринклерной системы JMN/FAK через 72 ч после начала аварии. При этом системой JNA-FAK-JMN осуществляется подача 1800 м³/ч воды в 1-й контур РУ и подача 300 м³/ч теплоносителя в купольный объем ЗО;

работа системы аварийного удаления водорода (JMT) от момента начала аварии.

Изменение аварийных параметров в РУ до начала работы системы JNA-FAK-JMN происходит аналогично развитию аварии по референтному сценарию. Изменение аварийных параметров в объеме ЗО до начала интенсивного выхода водорода из РУ в период тяжелой фазы аварии (44,6 ч) происходит аналогично развитию аварии по референтному сценарию.

Через трое суток протекания аварии к моменту начала работы системы JNA-FAK-JMN значения давления и температуры парогазовой среды в ЗО достигают значений 0,368 МПа и 129 °С соответственно (рис. 2.60 и 2.61).

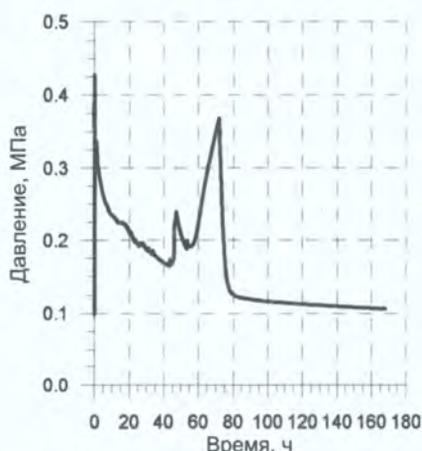


Рис. 2.60. Изменение абсолютного давления в ЗО.

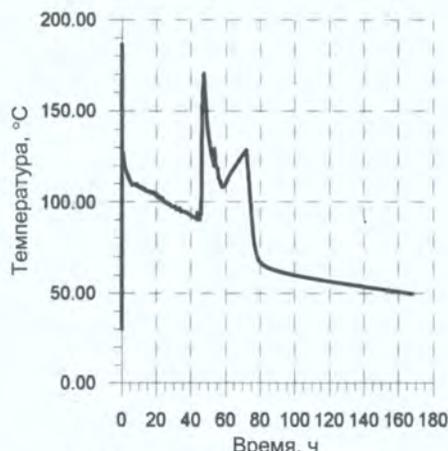


Рис. 2.61. Изменение температуры парогазовой среды в ЗО.

После начала работы системы JNA вода поступает в ГЦТ и реактор, а затем в приямок через разрыв ГЦТ и в помещение УЛР из разрушенного корпуса реактора. При этом происходит охлаждение воды в приямке и непосредственно вокруг корпуса УЛР через теплообменники системы JNA.

При снижении температуры теплоносителя в УЛР прекращается интенсивное поступление пара в ЗО. Вследствие работы спринклерной системы начинается активная конденсация пара в купольной части ЗО на каплях спринклерной воды. Оба этих фактора приводят к быстрому уменьшению давления и температуры парогазовой среды в ЗО. Через 7 сут после начала аварии давление и температура в ЗО снижаются практически до предаварийных значений 0,106 МПа и 50 °С.

При работе системы JMT значение интегральной массы водорода в объеме ЗО (рис. 2.62) значительно ниже, чем аналогичное значения при аварии по референтному сценарию. Максимальное значение интегральной массы водорода в объеме ЗО не превышает 631 кг. К концу седьмых суток протекания аварии это значение становится менее 76 кг.

Средняя объемная концентрация водорода в ЗО достигает значения НКПР через 46,1 ч от начала аварии, но не достигает величины НКПД. Максимальное значение средней по ЗО объемной концентрации водорода составляет 7,7 % (менее 10 %), поэтому условия полного сгорания водорода не достигаются (рис. 2.63).

Средняя по ЗО концентрация водорода не превышает пределы возникновения дефлаграции.

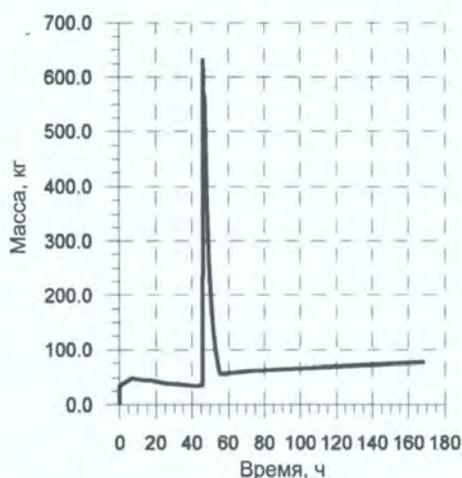


Рис. 2.62. Изменение массы водорода в ЗО.

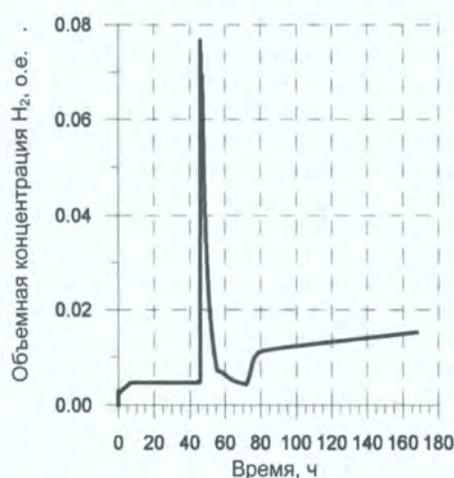


Рис. 2.63. Изменение средней концентрации водорода в ЗО.

При моделировании ТА для ВВЭР нового поколения важным вопросом является определение структур и форм кориума, поступающего после разрушения корпуса реактора в бассейн пассивной системы защиты в подракторном пространстве. Результаты моделирования этих процессов, проведенные в [80], показали:

- 1) на начальной стадии ТА с разрушением корпуса реактора тонкая струя расплава кориума входит в бассейн с водой, разрушаясь на продленные тонкие фрагменты в результате сгибающейся неустойчивости;
- 2) размеры фрагментов после распада струи при нарастании сгибающих возмущений могут быть оценены за начальными размерами струи и температурой в каждом конкретном случае;
- 3) последующее измельчение полученных фрагментов, как свидетельствуют эксперименты, возможно в результате интенсивного действия образуемого в бассейне пара;

4) на поздней стадии ТА толстая струя расплава кориума входит в бассейн с водой, почти не разрушаясь, чувствуя, главным образом, возмущение только свободной поверхности струи;

5) для поздней стадии важно оценить глубину проникновения струи, поскольку она определяет нужную глубину бассейна пассивной системы;

6) необходимая глубина бассейна значительно варьируется в зависимости от свойств кориума, которые изменяются в широком диапазоне для разного состава и температуры кориума, потому она должна быть установлена на основе ситуативного моделирования с использованием полученных моделей.

Вопросы моделирования динамики физико-химических форм радиоактивного йода в ЗО рассмотрены в работе [73]. При ТА с потерей охлаждения и повреждением активной зоны поступивший в водный теплоноситель I-го контура йод переносится в атмосферу контейнента и может быть вынесен с утечками в окружающую среду. Поэтому зарубежные интегральные коды, предложенные для оценки выноса продуктов деления при авариях на реакторах PWR (MELCOR, FIPLOC, ESCADRE и др.) содержат йодный модуль, оценивающий образование и массоперенос соединений йода.

Отечественные реакторы с водой под давлением типа ВВЭР отличаются от зарубежных PWR по составу водного теплоносителя и выбору ряда конструкционных материалов; в проектах нового поколения реактора ВВЭР-1000 предусмотрено сооружение «ловушек» кориума. Поэтому различные варианты йодных модулей, используемых в зарубежных интегральных кодах, и самостоятельные йодные коды не могут быть непосредственно применены к описанию аварий на реакторах ВВЭР.

ТА с расплавлением активной зоны и выходом кориума за пределы корпуса реактора сопровождается фактически полным выходом радионуклидов йода из ядерного топлива [73]. Одним из наиболее важных процессов, определяющих поведение радиойода в контейнменте, является радиолитическое окисление йодид-иона в водной среде до летучего молекулярного йода: $2I^- \rightarrow I_2$. Молекулярный йод распределяется между водной и газовой фазами и может выходить из атмосферы контейнента в окружающую среду при наличии неплотностей в ЗО. На скорость радиолитического окисления йода существенное влияние оказывает рН водной фазы: при снижении рН до значений менее 6,0 скорость окисления йода пропорциональна квадрату концентрации ионов водорода. рН водной среды определяется концентрацией протолитических примесей, часть из которых поступает с охлаждающими растворами, а часть образуется в ходе радиоллиза материалов, присутствующих в контейнменте, и отдельных компонентов газовой и водной сред. С охлаждающими растворами в воду прямка поступают борная кислота, аммиак и гидразин, ионы калия. В атмосфере ЗО при гамма-облучении протекает радиолитическое окисление азота с образованием окислов азота, азотной и азотистой кислот. При радиационном (и термическом) разложении полихлорвиниловых материалов и кабельной изоляции в газовую и водную фазы выде-

ляются хлор и соляная кислота. Радиационное и термическое разложение полимерных защитных покрытий, смазок, масел и т.п. органических материалов в конечном итоге приводит к выходу в воздушную и водную среды органических карбоновых кислот, из которых наибольшим выходом и радиационной стойкостью обладает уксусная кислота. По мере накопления продуктов разложения органических материалов и молекулярного йода наблюдается образование и накопление летучих йодорганических соединений, в отличие от молекулярного йода практически неконденсируемых и недостаточно эффективно улавливаемых системами фильтрации.

Следующим по значимости процессом, влияющим на степень летучести и утечку радиоактивного йода, является межфазный перенос образовавшихся летучих форм йода из водной фазы в газовую. Установлено и экспериментально подтверждено преимущественное образование летучих форм йода в аварийных условиях в водной фазе. Таким образом, в течение аварийного режима протекает непрерывный процесс радиолитического образования летучих форм йода в водной фазе и переноса их в атмосферу контейнента [73].

Заметное влияние на образование летучих форм йода оказывает и сорбция различных форм йода на внутренней поверхности ЗО, поверхностях помещений и оборудования. Сорбируясь на стали, молекулярный йод I_2 взаимодействует с железом, образуя FeI_2 . Йодид FeI_2 в воде гидролизуется с образованием гидроокиси железа и йодид-иона. Эти процессы протекают как в водной, так и в газовой фазах.

Молекулярный йод (и йодид-ион в водной фазе) сорбируется полимерными антикоррозионными покрытиями – эпоксидными, органосиликатными и др. На поглощение йода покрытиями влияет радиация, температура, присутствие воды и пара. В сухой атмосфере покрытия сорбируют I_2 , в фазе покрытия часть I_2 превращается в йодорганические соединения – RI. Таким образом, из покрытий йод десорбируется в виде двух форм – I_2 и RI.

Вышеперечисленные процессы массопереноса йода и химических примесей и их химические и радиолитические реакции составляют основу модели поведения йода в контейнменте при ТА (рис. 2.64).

Поведение в водной фазе и динамика физико-химических форм йода описывается следующим комплексом реакций:

радиолиз воды;

радиолитические реакции химических примесей ($N_2 \rightarrow NO_2, HNO_3;$
 $N_2H_4 \rightarrow NH_3 \rightarrow NO_2$);

радиационное разложение органических материалов (образование $Cl_2,$
 $HCl, R\cdot, RCOOH$ и др.);

радиолитическое окисление йодид-иона ($I \rightarrow I_2, IO_3$);

гидролиз I_2 ;

взаимодействие форм йода с примесями и продуктами радиолиза.

Модель динамики физико-химических форм йода в атмосфере контейнмента включает следующий комплекс взаимодействий и процессов:

радиолиз водяного пара и конденсата;
 радиолитическое образование окислов азота и азотной кислоты;
 терморрадиационное разложение органических материалов с выходом
 в атмосферу органических радикалов и соединений, хлора и HCl;
 радиолитическое окисление I₂ и RI;
 гидролиз молекулярного йода;
 радиационное образование и разложение HI;
 диссоциация и рекомбинация I₂;
 взаимодействие I₂ с водородом.

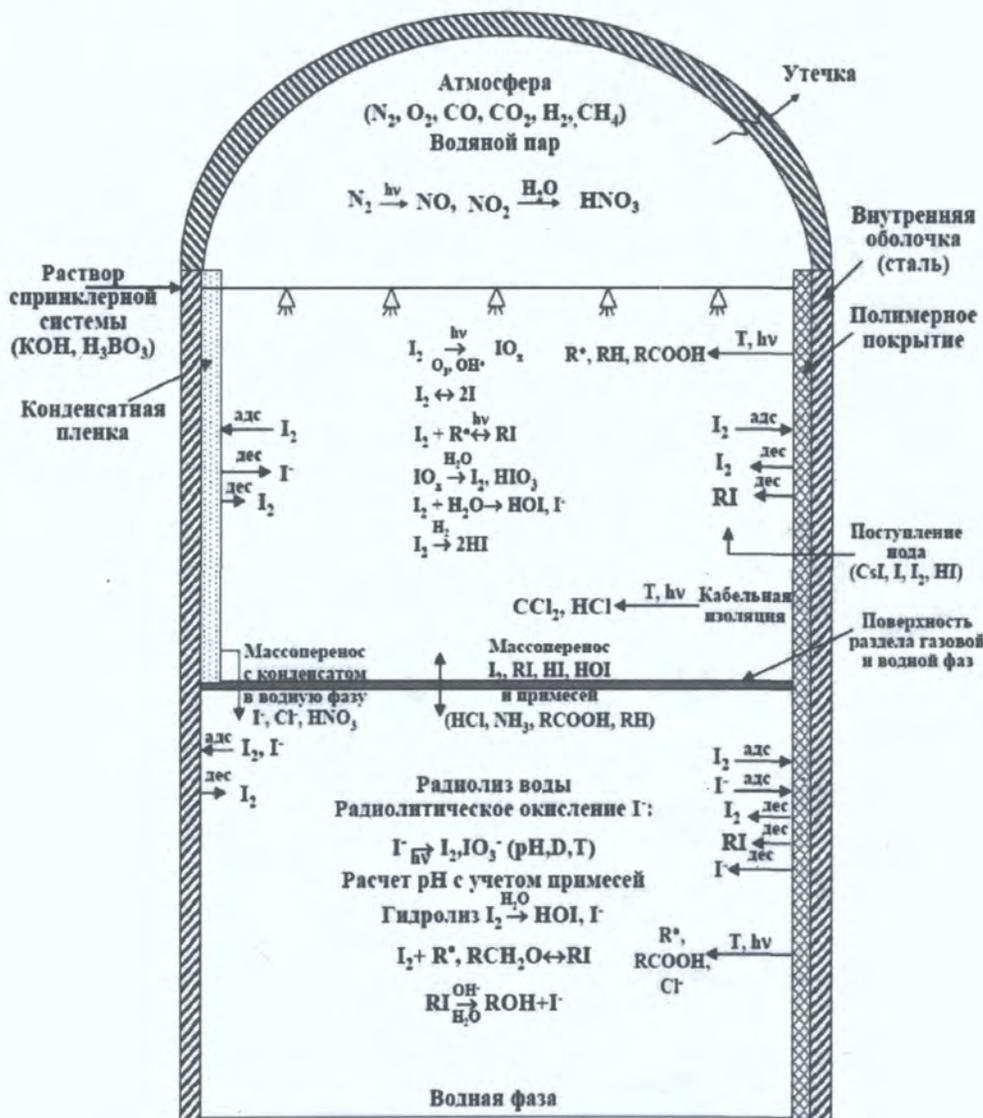


Рис. 2.64. Состав йодной модели.

Кроме того, в модели рассматриваются процессы межфазного массопереноса и распределения форм йода между водной и паровоздушной фазами контейнмента и адсорбции-десорбции форм йода на поверхности нержавеющей стали и полимерных покрытий в водной и газовой фазах.

Все перечисленные процессы и реакции могут быть описаны системами дифференциальных уравнений. Так, например, процессы адсорбции-десорбции йода на поверхностях в газовой фазе описываются следующей системой уравнений:

$$\begin{aligned} \frac{d[I_2]_{S,cm}}{dt} &= [k_{адс,cm}[I_2]_r - k_{дес,cm}[I_2]_{S,cm} - k_{дес,cm}^{H_2O}[I_2]_{S,cm}] \\ \frac{d[I_2]_{S,эн}}{dt} &= [k_{адс,эн}[I_2]_r - (k_{дес,эн} + 2k_{дес,эн}^I + 2k_{дес,эн}^{RI})[I_2]_{S,эн}] \\ \frac{d[I_2]_r}{dt} &= [-k_{адс,эн}[I_2]_r + k_{дес,эн}[I_2]_{S,эн}] \frac{S_{S,эн}}{V_r} + [-k_{адс,cm}[I_2]_r + k_{дес,cm}[I_2]_{S,cm}] \frac{S_{S,cm}}{V_r}, \\ \frac{d[RI]_r}{dt} &= 2k_{дес,эн}^{RI} [I_2]_{S,эн} \frac{S_{S,эн}}{V_r} \end{aligned}$$

где индексы S,cm , $S,эн$, $г$ – соответственно поверхность стали, поверхность эпоксидного покрытия и газовая фаза; $k_{адс,cm}$, $k_{адс,эн}$, $k_{дес,cm}$, $k_{дес,эн}$ – константы скорости адсорбции I_2 на поверхности стали и эпоксидного покрытия; $k_{дес,эн}^I$, $k_{дес,эн}^{RI}$ – константы скорости десорбции йода из эпоксидных покрытий в форме I (при конденсации пара на поверхности покрытия) и в форме RI(CH₃I). Суммарные концентрации $[I_2]_r$ и $[RI]_r$ рассчитывают с учетом их межфазного переноса и комплекса реакций в газовой фазе.

Для численного решения систем уравнений, описывающих динамику форм йода, необходимы базы данных по константам скорости (и равновесия) процессов и реакций, в которых участвуют исследуемые формы йода; комплексу реакций радиолитического распада воды и пара; массопереносу химических примесей, их взаимодействия с продуктами радиолитического распада и между собой. Также для расчетов необходимы такие входные данные, как динамика температуры и давления в контейнменте; масса и суммарная активность радиоактивного йода, поступившего в контейнмент; динамика объемов водной и газовой фаз, поступления воды, пара, охлаждающих сред, мощности поглощенной дозы излучения в водной и газовой фазах; состав сред, поступающих в контейнмент.

Решение систем дифференциальных уравнений, описывающих поведение радиоактивного йода в контейнменте реактора ВВЭР при ТА, можно осуществлять с помощью лицензированной версии MatLab Version 7.0.1.24704(R14) Service Pack 1.

Моделирование и анализ пространственных эффектов при распространении водорода в объеме контейнмента ВВЭР-1000 (В 392) при ТА проведен в [72] на основе оригинальной версии кода КУПОЛ-3Д.

В коде КУПОЛ-3D используется пространственная физико-математическая модель теплопереноса существенно дозвуковых течений (число Маха $M \ll 1$) сжимаемой среды (СДТ-модель), предназначенная для моделирования внутренних течений при наличии проницаемой границы с конкретным набором граничных условий. Верификация модели проводилась на основе экспериментальных данных Международной стандартной задачи ISP-47 по теплогидравлике контейнента. Экспериментальная часть ISP-47 включала в себя три серии опытов, проведенных в 2002 – 2003 гг. в рамках французской национальной программы по разработке контейментного кода TONUS. Первая серия экспериментов проведена на маломасштабной установке TOSQAN (объем 7 м^3), вторая серия – на установке MISTRA (объем 100 м^3), третья (заключительная) – на установке ThAI (объем 60 м^3). Сравнение расчетных результатов, полученных по двум кодам различного пространственного разрешения (КУПОЛ-М и КУПОЛ-3D), с экспериментальными данными показало, что для данного класса задач возможности кода в приближении сосредоточенных параметров ограничены. Поэтому для сложных трехмерных областей, где требуется информация о локальных характеристиках процессов необходимо использовать коды, обладающие достаточным уровнем детализации расчетных областей и протекающих в них процессов.

Представлены результаты моделирования аварии, сопровождающейся выбросом водорода в объем контейнента АЭС с ВВЭР-1000 (В-392). Были проведены три варианта расчетов:

- 1) выход закрыт, конденсации нет;
- 2) выход закрыт, конденсация есть;
- 3) выход открыт, конденсация есть.

График эволюции среднего давления для двух вариантов расчета изображен на рис. 2.65. Для варианта 2 приведены графики эволюции слива конденсата (рис. 2.66) и удельного потока конденсата с вертикальных стенок, пола и потолка (рис. 2.67).

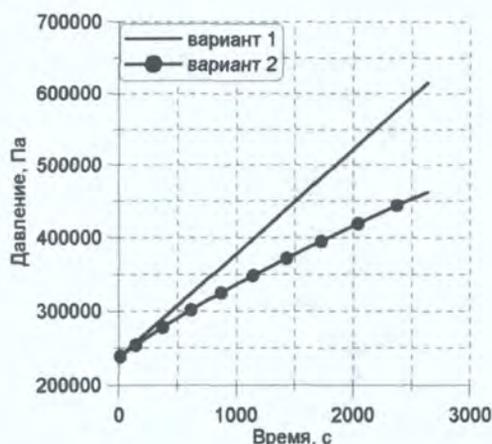


Рис. 2.65. Эволюция среднего давления: вариант 1 – без учета конденсации пара на стенках; вариант 2 – с учетом конденсации.

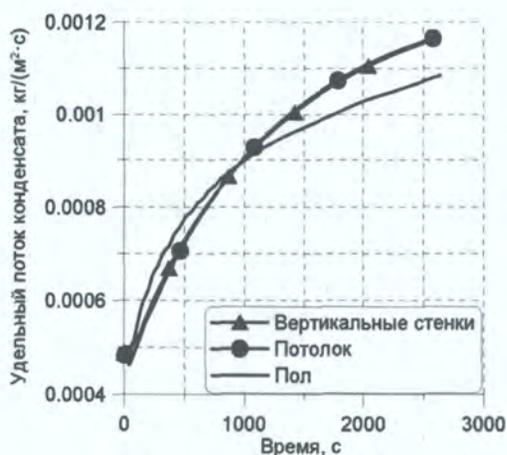


Рис. 2.66. Эволюция слива конденсата.



Рис. 2.67. Эволюция удельного потока конденсата.

Динамика заполнения водородом подкупольного пространства показывает, что в первые несколько минут после начала напуска происходит образование локального облака горючей смеси H_2-H_2O -воздух, на формирование которого существенное влияние оказывает взаимодействие со стенками оболочки, с последующим его распространением в верхнюю часть подкупольного пространства (рис. 2.68). В течение всего времени напуска водородсодержащей смеси существует достаточно существенное концентрационное расслоение при сильном влиянии естественной конвекции.

Для определения критерий поиска наиболее опасной области с точки зрения водородной безопасности в [72] используется диаграмма Шапиро (рис. 2.69).

Точка на этой диаграмме показывает долю каждого компонента в смеси в данном контрольном объеме в фиксированный момент времени. Динамика движения точки, расположенной в верхней части подкупольного пространства, по зонам с разными концентрациями пара, воздуха и водорода за промежуток времени 2600 с после начала подачи водородсодержащей смеси показывает, что рассматриваемая точка перемещается в зону дефлаграции, расположенную между квадратами и треугольниками. В зоне, расположенной между треугольниками и осью концентрации воздуха, возможна детонация.

Численное моделирование задачи о выбросе водорода в подкупольное пространство показало, что в первые минуты имеют место: формирование локального облака горючей смеси в объеме оболочки; взаимодействие его со стенками оболочки; выраженная стратификация водорода в помещении, моделирующем свободный объем контейнера при сильном влиянии естественной конвекции.

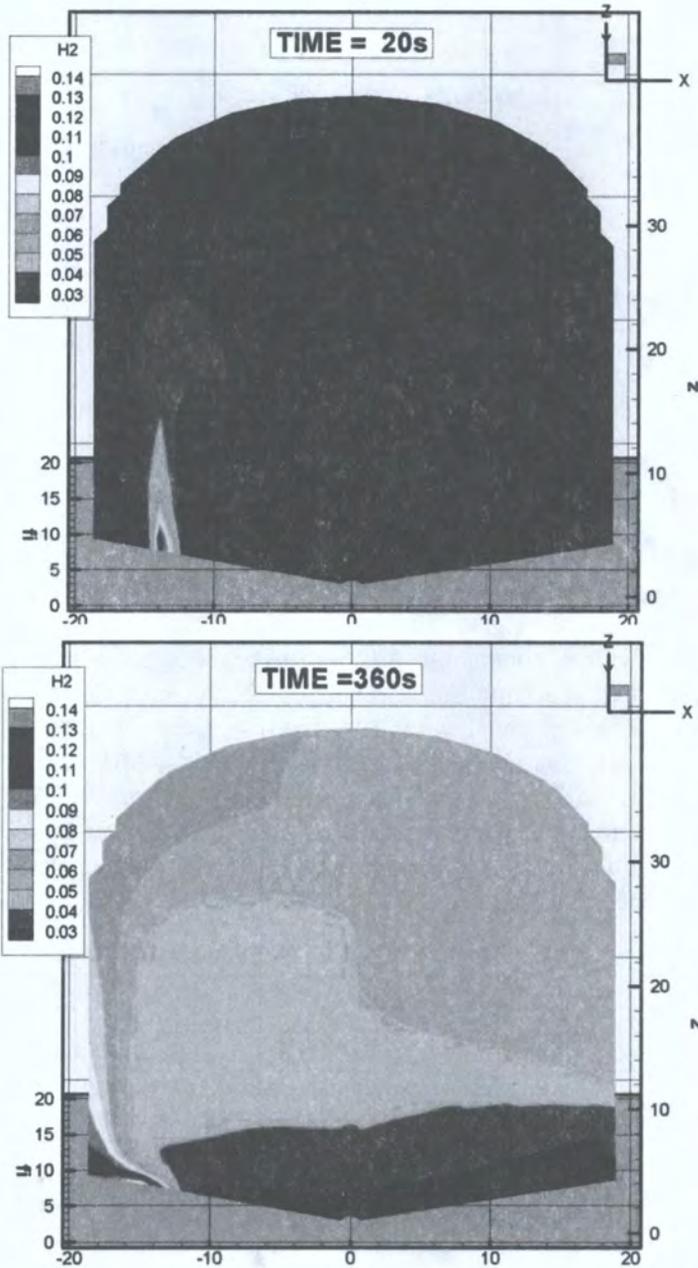
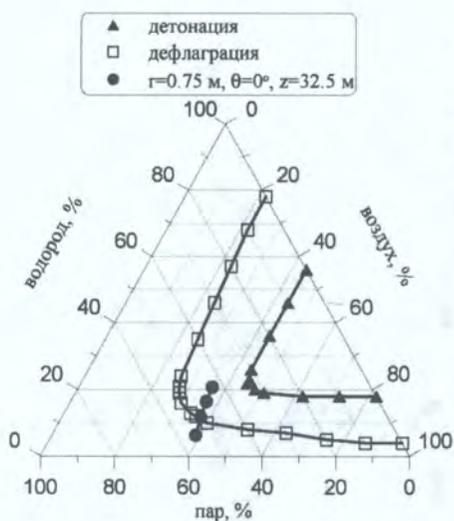


Рис. 2.68. Заполнение водородсодержащей смесью подкупольной области.

Большинство известных кодов ТА не разрабатывались непосредственно для ВВЭР. Поэтому важным вопросом их применимости является адаптация и валидация расчетных средств моделирования к условиям энергоблоков с ВВЭР. В качестве примера следует привести известные результаты валидации и адаптации кода ASTEC к условиям ВВЭР [90]. Структура кода



ASTEC позволяет запускать любой модуль в автономном режиме. Этот режим позволяет выполнить валидацию модуля по экспериментам для отдельного влияния или нескольких воздействий.

Рис. 2.69. Диаграмма Шапиро для точки, расположенной в верхней части подкупольного пространства, в течение 360 с после начала подачи водородсодержащей смеси.

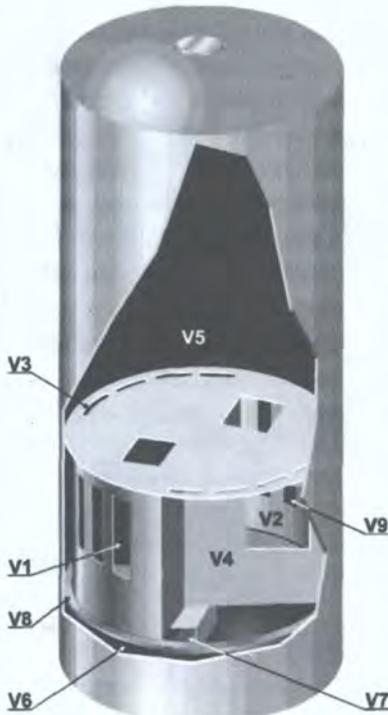
Матрица валидации по отдельным экспериментам, специфическим для ВВЭР, представленная ниже, включает все основные этапы протекания ТА, такие как осушение и деградация активной зоны, образование расплавленного кориума, закупоривание протока через активную зону, поведение объема расплавленного кориума в нижней камере (на днище) корпуса реактора, взаимодействие расплавленного кориума с бетоном в бетонной шахте реактора, распределение водорода в контейнменте, горение водорода и т.п. В настоящее время проходит валидация кода ASTEC в соответствии с намеченной матрицей валидации. Далее, для примера, представлены отдельные результаты валидации кода ASTEC (модуль CPA) по экспериментам, исследующим распределение водорода (HD) в соответствии с [90].

Матрица валидации ASTEC для ВВЭР

| Эксперимент | Цели экспериментов |
|------------------------|--|
| CORA-W1, CORA-W2 | Деградация сборки топливных элементов реактора типа ВВЭР и влияние регулирующих стержней на деградацию топливной сборки |
| CODEX-2, CODEX-B4C | Поведение сборки топливных элементов реактора типа ВВЭР при высоких температурах, деградация регулирующих стержней и окисление В ₄ С |
| RASPLAV AW-200-4 | Взаимодействие расплавленного кориума с днищем корпуса реактора |
| BETA V7.1 | Взаимодействие расплавленного кориума со серпантинитным бетоном, который используется при сооружении верхнего слоя бетонной шахты реактора ВВЭР-1000 |
| ACE L4 | Взаимодействие расплавленного кориума с двухслойным серпантинитным/известковым бетоном фундамента |
| HD-3, HD-6, HD-8, HD-9 | Распределение водорода в отсеках контейнмента ВВЭР-1000 |
| RUT Sth-6, Sth-9 | Горение смеси водород-пар-воздух при различном составе компонентов |

Модуль СРА, входящий в состав кода ASTEC, моделирует все основные процессы, имеющие место во контейнменте АЭС во время аварии, включая процессы распределения водорода. Этот раздел представляет результаты валидации модуля СРА по экспериментам, исследующим распределение водорода в системе связанных ячеек, которые моделируют основные отсеки контейнмента ВВЭР-1000.

Корпус (вертикальный цилиндр высотой 5,48 м, диаметром 2,2 м и объемом 20 м³) является основной частью экспериментального стенда. Части, размещенные внутри корпуса, разбиты на девять ячеек. Объемы ячеек пропорциональны соответствующим основным помещениям в контейнменте АЭС с реактором ВВЭР-1000 (такие же высотные отметки ячеек экспериментальной установки и проходные сечения для проходов, соединяющих ячейки экспериментальной установки). Общий вид экспериментальной установки для исследования распределения водорода показан на рис. 2.70.



Ячейки установки соответствуют следующим помещениям контейнмента ВВЭР-1000:

V1 и V2 – помещения ПГ;

V3 и V4 – помещения с основным оборудованием 1-го контура (ECCS);

V5 – объем под куполом контейнмента;

V6 – помещения для технического обслуживания вспомогательного оборудования в нижней части контейнмента;

V7 – прямоугольный резервуар без стенки с одной стороны, соответствующий тепловому помещению в нижней части контейнмента;

V8 и V9 – отсеки с вентиляторами и коридоры.

Рис.2.70. Экспериментальная установка по исследованию распределения водорода.

Были проведены эксперименты с подачей водорода в различных местах экспериментальной установки и при различных расходах подаваемого водорода. Всего было проведено 11 экспериментов.

Были отобраны четыре эксперимента HD-3, HD-6, HD-8, и HD-9 для того, чтобы осуществить валидацию модуля СРА, в которых места подвода водорода соответствуют наиболее типичным местоположениям поступления водорода в контейнмент ВВЭР-1000 при ТА. Эксперименты HD-3 и HD-6

смоделировали поступление водорода в одно из помещений ПГ через разрыв линии трубопровода 1-го контура; эксперимент HD-8 смоделировал образование водорода в бетонной шахте реактора в ходе взаимодействия расплава кориума с бетоном; эксперимент HD-9 моделировал поступление водорода в пространство под куполом ЗО через клапан КД.

Сравнение расчетных и измеренных концентраций водорода позволило определить пути совершенствования, обеспечивающие совпадения результатов – от схемы с девятью узлами к улучшенной схеме с большим количеством узлов (23 – 39). В случае нодализационной схемы с 39 узлами можно отметить удовлетворительное совпадение между расчетными и измеренными значениями концентраций водорода (рис. 2.71). Расчет удовлетворительно моделирует скорость увеличения и изменение концентрации по высоте ячейки во время поступления водорода в установку.

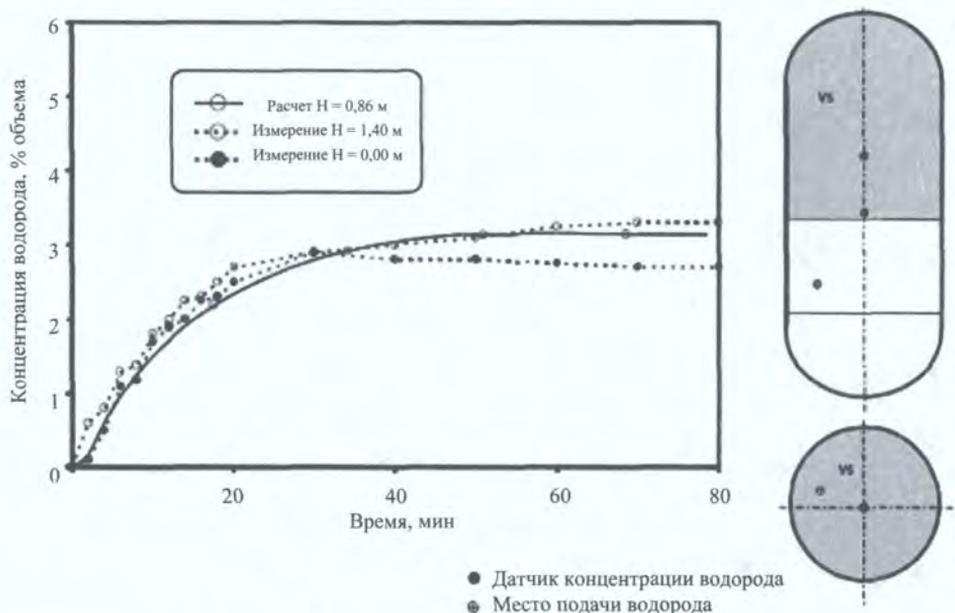


Рис. 2.71. Валидация ASTEC по экспериментам HD-3. Зависимость от времени концентрации водорода в ячейке V5 [90].

Хорошее совпадение расчетных значений концентраций водорода с экспериментальными данными для узлов, расположенных на среднем уровне экспериментальной установки, полученными в экспериментах HD-3 и HD-6, в которых источник водорода был расположен в средней части высоты макета (ячейка VI). Расхождение между расчетными и экспериментальными концентрациями не превышает 0,5 % (абсолютные значения). Перемешивание водородсодержащей среды имеет место во всех ячейках экспериментальной установки в эксперименте HD-8, в котором источник водорода был расположен в нижней части экспериментальной установки (ячейка V6). Расчетные

значения концентраций водорода вполне удовлетворительно совпадают с экспериментальными значениями. Расхождение результатов не превышает 0,5 % (абсолютные значения).

На основе удовлетворительных результатов валидации, можно полагать, что модуль CPA кода ASTEC применим для исследования распределения водорода в помещениях контейнента для анализа развития ТА на АЭС с ВВЭР-1000.

Применение кода ASTEC для моделирования реальных инцидентов на ВВЭР – важная часть работы по валидации и адаптации кода к ВВЭР. Моделировались два реальных инцидента: инцидент на Калининской АЭС с ВВЭР-1000 и инцидент на АЭС «Пакш» (Венгрия) с ВВЭР-440 [90].

В июле 1996 г. на 1-м блоке Калининской АЭС в России произошло срабатывание аварийной защиты первого рода, вызванное понижением уровня воды в 4-м ПГ при работе блока на 11-й топливной загрузке. Расход питательной воды в ПГ резко уменьшился из-за отказа запорного клапана на трубопроводе подачи питательной воды.

Станционные данные, собранные во время инцидента и полученные с помощью систем наблюдения и внутриреакторного контроля, использовались для подготовки технических условий для валидации модуля CESAR кода ASTEC.

Были использованы следующие параметры, измеренные во время переходного процесса ВВЭР-1000:

1) параметры 1-го контура: мощность реактора; давление в 1-м контуре; температура теплоносителя на входе/выходе из корпуса реактора; напор ГЦН; перепад давления в корпусе реактора; перепад давления в ПГ; приведенный уровень воды в КД;

2) параметры 2-го контура: давление в ПГ; приведенный уровень воды в ПГ; массовый расход питательной воды; температура питательной воды.

Резкое уменьшение расхода питательной воды к ПГ-4 было вызвано отказом запорного клапана на трубопроводе питательной воды. Принимается, что этот момент явился началом переходного процесса. Переходный процесс был определен работой следующих регуляторов: АРМ, РОМ и ускоренная предупредительная защита.

После отказа запорного клапана произошло резкое уменьшение расхода питательной воды в ПГ-4. 8 с спустя уровень воды в ПГ-4 начал уменьшаться, и при $t = 45$ с была достигнута уставка на отключение ГЦН-4. АРМ прекращает управлять мощностью реактора после выключения ГЦН-4. РОМ перемещает 10-ю группу регулирующих стержней с постоянной скоростью 20 мм/с в течение 8 с (из положения 88 % до 83,5 % от низа активной зоны). Из-за дополнительного отказа уровень воды в ПГ-4 понижается после выключения ГЦН-4 до 1600 мм, и произошло срабатывание АЗ.

Было получено хорошее согласование между измеренными и рассчитанными с помощью кода ASTEC значениями приведенного уровня воды в поврежденном ПГ-4 и неповрежденном ПГ-1, соответственно (рис. 2.72).

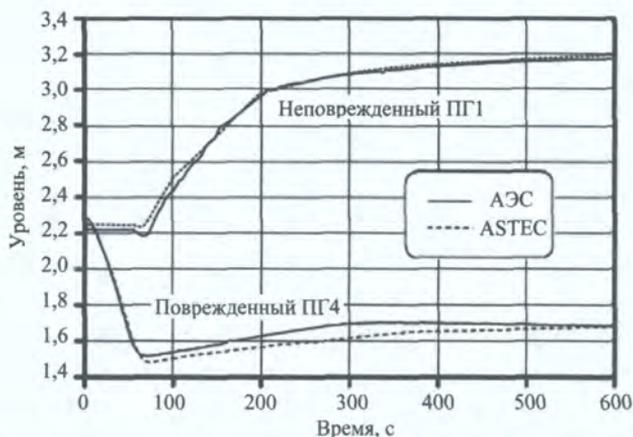


Рис. 2.72. Расчеты приведенного уровня воды в ПГ кодом ASTEC [90].

Код ICARE2, который планируют использовать в коде ASTEC для моделирования повреждения активной зоны (вместо упрощенного модуля DIVA), был использован для моделирования инцидента с контейнером очистки на 2-м блоке АЭС «Пакш», произошедшего 10 апреля 2003 г. В этом инциденте имело место тяжелое повреждение топливных сборок¹. В специальном контейнере под уровнем воды в бассейне хранения отработавшего топлива проходила очистка 30 топливных сборок, чтобы удалить отложения грязи. После окончания химической очистки сборки охлаждались за счет циркуляции воды в бассейне хранения. Из-за недостаточного отвода теплоты от твэлов в контейнере очистки произошло оголение (осушение) и разогрев топливных сборок. Произошло хрупкое разрушение всех топливных сборок при повторном заливе сборок после открытия затвора крышки контейнера очистки.

В [90] использовался следующий метод моделирования тепломеханического поведения оболочек. Рассматривались как отработавшие, так и перегружаемые сборки с различной глубиной выгорания от 9 до 27 МВт·сут/кг урана. Было учтено осевое распределение остаточных тепловыделений в твэлах. Моделирование поведения топлива описывается вздутием оболочек, образованием закупоривания протока, окислением материала оболочек и решеток. Кинетика окисления материала оболочек ($Zr + 1\% Nb$), характерного для ВВЭР, была внедрена в код ICARE2.

Использование кода ICARE2 позволило предсказывать поведение температуры топливных сборок, вздутие и разрыв оболочек твэлов, окисление оболочек и решеток в зависимости от типа сборки, глубины выгорания и

¹ 10 апреля 2003 г. на АЭС «Пакш» были повреждены 30 топливных кассет. Инцидент произошел при промывке кассет по технологии и на оборудовании фирмы Framatome ANP (сейчас – Areva NP). Причина – повреждение топливных сборок при проведении химической очистки их поверхности в специальном контейнере. Аварии был присвоен 3-й уровень по международной шкале оценки событий в сфере ядерной безопасности INES («серьезный инцидент»).

положения сборки в контейнере очистки. Зоны охрупчивания оболочек находятся на уровне от 1,3 до 2,7 м (в первом кольцевом ряду) топливныхборок и от 1,5 до 2,5 м (в третьем кольцевом ряду). Эти результаты расчета согласуются с результатами обследования поврежденных топливныхборок в контейнере, полученными с помощью видеокамер. Пример сравнения расчетного и наблюдаемого расположения зоны охрупчивания покрытия для топливной сборки № 13, расположенной во втором ряду, представлено на рис. 2.73.

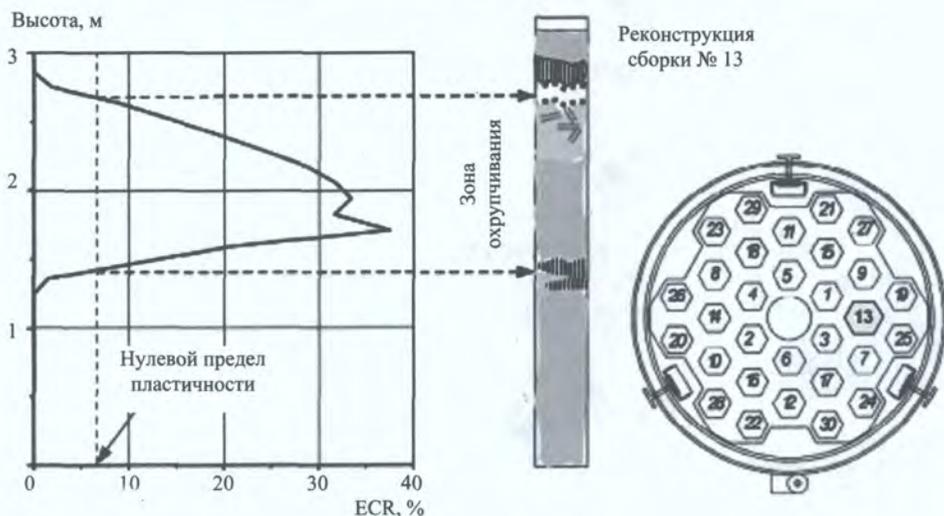


Рис. 2.73. Расчет зоны охрупчивания оболочек топливной сборки № 13 с помощью кода ICARE2 [90].

Отдельные результаты применения кода MELCOR для моделирования ТА на ВВЭР представлены в работе [104], в которой рассмотрен режим с аварийным снижением и последующим полным прекращением подачи питательной воды в один из ПГ на 1-м энергоблоке Калининской АЭС. Авария инициализируется в условный момент времени (0:00) резким неконтролируемым уменьшением расхода питательной воды в 4-й ПГ. К 8-й секунде уровень в аварийном ПГ падает ниже номинального и продолжает резко снижаться. На 45-й секунде по сигналу снижения уровня на 500 мм отключается ГЦН 4-й петли и РОМ начинает ввод в активную зону 10-й группы СУЗ с рабочей скоростью 20 мм/с в течение 8 с (от уровня 88 % до уровня 83,5 %, считая от дна активной зоны). В итоге работы РОМ мощность реактора должна быть снижена до 69 % от номинального значения. При этом по сигналу отключения одного ГЦН, в таких случаях, вводится блокировка срабатывания АЗ-1 при снижении уровня в соответствующем ПГ до 650 мм. Однако этого не происходит, и на 54-й секунде, когда уровень в четвертом ПГ снизился до 1600 мм, имеет место ложное срабатывание АЗ по сигналу АЗ-1. Этот аварийный режим был использован для построения нодализационных схем и валидации кода MELCOR к условиям ВВЭР (рис. 2.74 и 2.75).

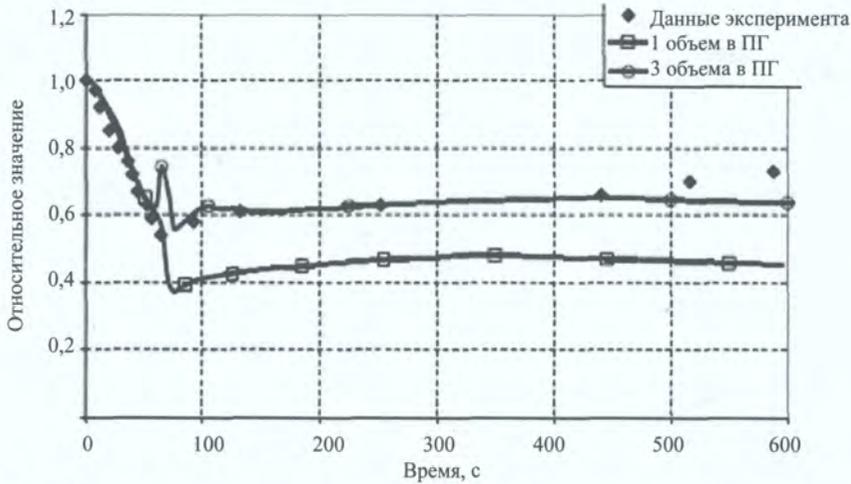


Рис. 2.74. Уровень теплоносителя в аварийном ПГ в аварии с прекращением подачи питательной воды для вариантов модели ПГ (ПГ-4) со стороны 2-го контура в виде одного расчетного объема и трех расчетных объемов.

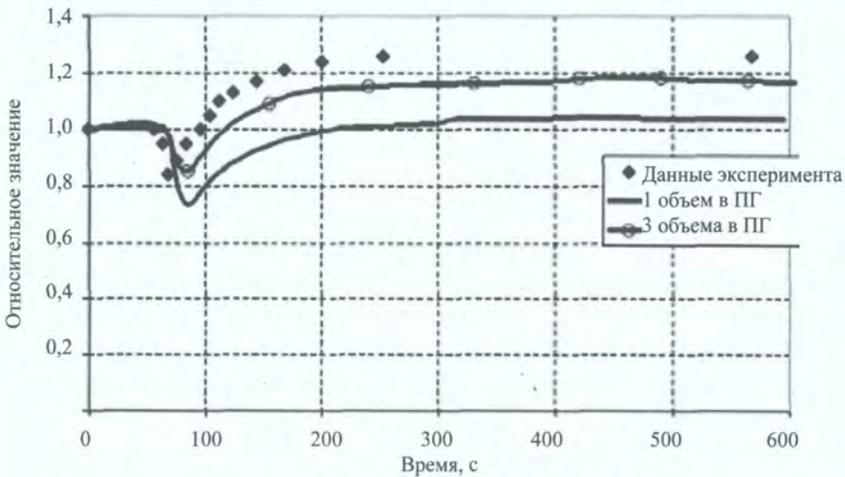


Рис. 2.75. Уровень теплоносителя в неаварийном ПГ (ПГ-3) в аварии с прекращением подачи питательной воды для вариантов модели ПГ со стороны 2-го контура в виде одного расчетного объема и трех расчетных объемов.

Анализ модели КД выполнен на основе экспериментальных данных для 3-го энергоблока КолаЭС [94]. В рассмотренном переходном режиме ГЦН были отключены СБ. Этот момент является началом переходного процесса. В базовом расчете КД моделировался в виде одного расчетного объема.

На рис. 2.76 тонкой линией показано давление в КД в расчете по базовой модели. На расчетной кривой давления в КД можно видеть скачок сразу после начала переходного режима, отсутствующий в эксперименте. В расчете скачок обусловлен резким ростом уровня в КД в момент ухудшения теп-

лоотвода во 2-й контур (из-за снижения расхода) при сохранении прежней мощности в активной зоне до момента срабатывания АЗ-1 через 3 с.

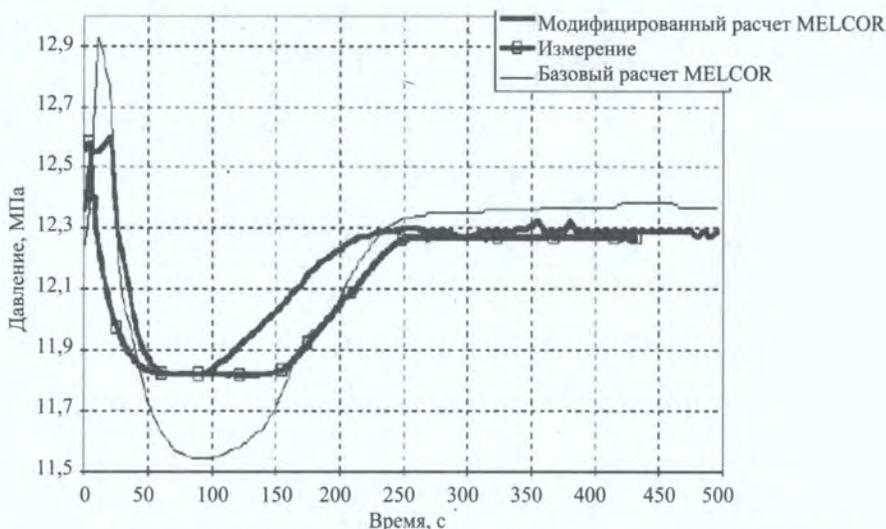


Рис. 2.76. Давление в КД (переходной режим – остановка ГЦН 3-го блока КолАЭС). Расчет с базовой и уточненной моделью КД.

Проведенный анализ показал, что при увеличении давления срабатывает система впрыска в паровой объем КД, которая и должна отработать этот скачок. Из сравнения можно заключить, что модель впрыска в используемом входном наборе недостаточно эффективна и требует корректировки. Далее следует столь же резкое падение давления в результате уменьшения тепловыделения в активной зоне и снижения средней температуры теплоносителя в 1-м контуре. Глубина падения давления в расчете определяется инерционностью блоков электронагревателей в модели реактора. В базовой нодализационной схеме модель КД представлена одним гидродинамическим элементом, частично заполненным водой. Для увеличения давления требуется разогрев всей имеющейся воды. Отличие состоит в том, что в реальной установке разогревается только часть теплоносителя, расположенная выше блоков электронагревателей, масса которой и, следовательно, температурная инерционность меньше.

Из рис. 2.76 видно, что давление удерживается практически на одном уровне некоторое время, соответствующее периоду полного оборота воды по замкнутому контуру, в результате разнонаправленного влияния работы блоков электронагревателей и снижения уровня теплоносителя в КД из-за снижения температуры во всей установке. После этого температура теплоносителя в реакторе достигает нового равновесного значения, падение уровня прекращается, и система поддержания давления 1-го контура выводит давление на уровень регулирования. Наклон кривой давления в этот период времени (100 – 250 с) почти полностью зависит от эффективности работы электро-

нагревателей. Как уже отмечалось, эффективность работы электронагревателей в базовой нодализационной схеме оказалась недостаточной, что подтверждается также меньшим наклоном кривой давления в рассматриваемый период аварии. Были выполнены расчеты с нодализацией КД в виде двух и трех контрольных объемов, разделенных по его высоте в различных пропорциях. Установлено, что требуемая эффективность блока электронагревателей КД достигается при его разбиении на два расчетных элемента. На графике давления, полученном по модифицированной нодализационной схеме (толстая линия на рис. 2.76), можно видеть хорошую сходимость с экспериментальными данными. В усовершенствованной модели КД также изменена модель системы впрыска в паровую часть КД. Впрыск моделируется как источник тумана в паровой области КД в виде CV603C1 MASS.2 (CF)XXX 3.

На рис. 2.77 и 2.78 представлены графики изменения уровня теплоносителя в области активной зоны реактора в аварии типа «большая течь» для различных вариантов нодализации [94]. Для нодализации из двух расчетных объемов наблюдается отставание скорости осушения активной зоны. Максимальное отличие времен полного выпаривания воды из корпуса реактора имеет место с вариантом нодализации из 12 расчетных объемов – около 3500 с. Анализ результатов показал, что такое отличие не связано с различным поведением уровня раздела фаз и различием количества истекающей воды на начальном этапе аварии.

Как показано на рис. 2.79, интегральное количество истекающей воды практически не различается в различных расчетах. Это говорит о хорошей устойчивости теплогидравлических результатов расчета по коду MELCOR-1.8.5 к нодализации контура охлаждения. Причина различий объясняется различием моментов начала плавления элементов и, следовательно, мощностей, расходуемых на выпаривание воды.

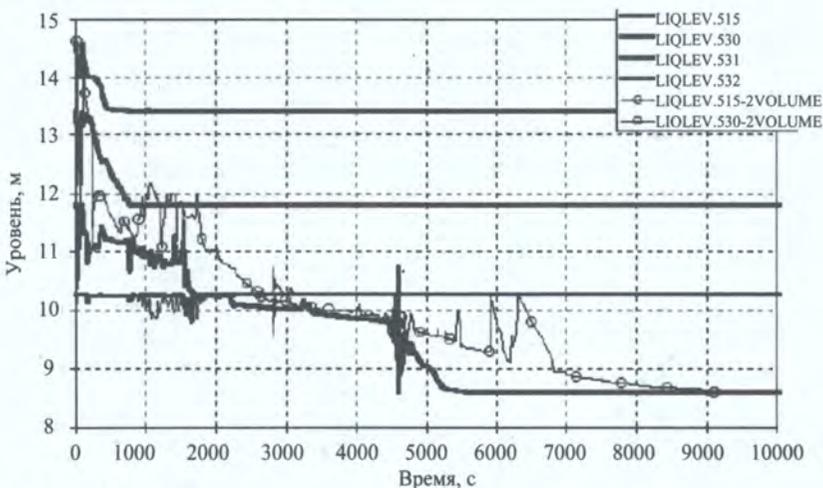


Рис. 2.77. Уровень теплоносителя в активной зоне и нижней камере реактора для вариантов расчета: 12 расчетных объемов в активной зоне; два расчетных объема в активной зоне.

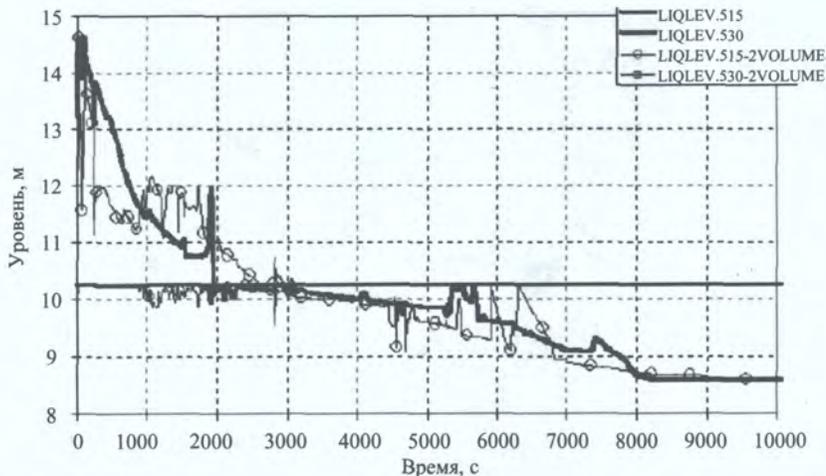


Рис. 2.78. Уровень теплоносителя в активной зоне и нижней камере реактора для вариантов расчета: 4 расчетных объема в активной зоне; два расчетных объема в активной зоне.

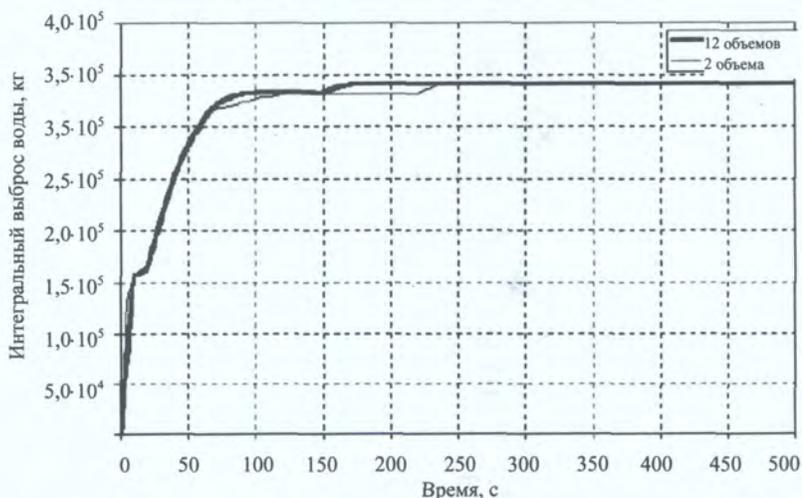


Рис. 2.79. Интегральный выброс воды из реактора для вариантов расчета: 12 расчетных объемов в активной зоне; два расчетных объема в активной зоне.

На рис. 2.80 и 2.81 представлены графики изменения температуры оболочек твэлов в верхней части активной зоны реактора для нодализации из четырех и 12 расчетных объемов соответственно. В расчете для нодализации из 12 расчетных объемов заметно раньше достигается температура плавления материалов и происходит разрушение твэлов. Расплавленный металл поступает под уровень теплоносителя и ускоряет выпаривание воды.

Что касается ТА с полным плавлением активной зоны и выходом корриума в шахту реактора, то результаты их моделирования могут быть оцене-

ны сравнением следующих интегральных параметров: масса образовавшегося в активной зоне водорода; время начала выхода кориума в шахту реактора; масса выходящего кориума. На рис. 2.82 показаны сравнительные результаты по образованию водорода в результате окисления циркония. Существенное занижение массы водорода для варианта нодализации из 12 расчетных объемов объясняется меньшим периодом времени от начала пароциркониевой реакции до момента разрушения твэлов. На рис. 2.83 представлены сравнительные результаты по массе кориума, поступающего в шахту реактора. Незначительные различия связаны с возникновением различий в стратификации материалов на днище корпуса реактора.

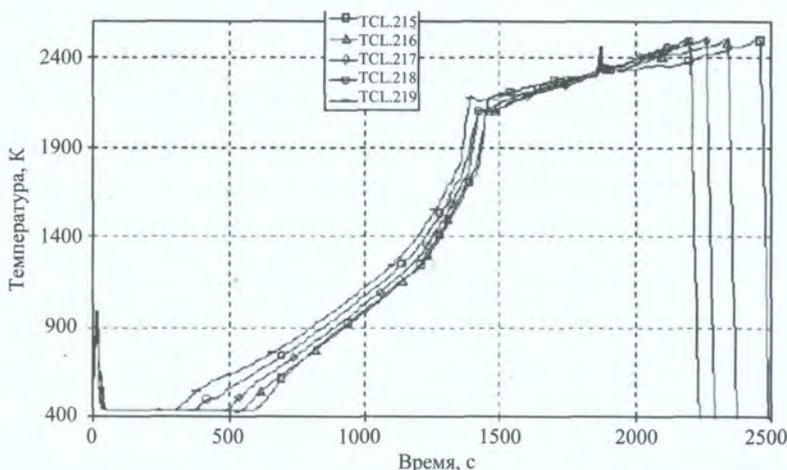


Рис. 2.80. Температура оболочек твэлов в наиболее энергонапряженной части активной зоны. Расчет с четырьмя расчетными объемами в активной зоне.

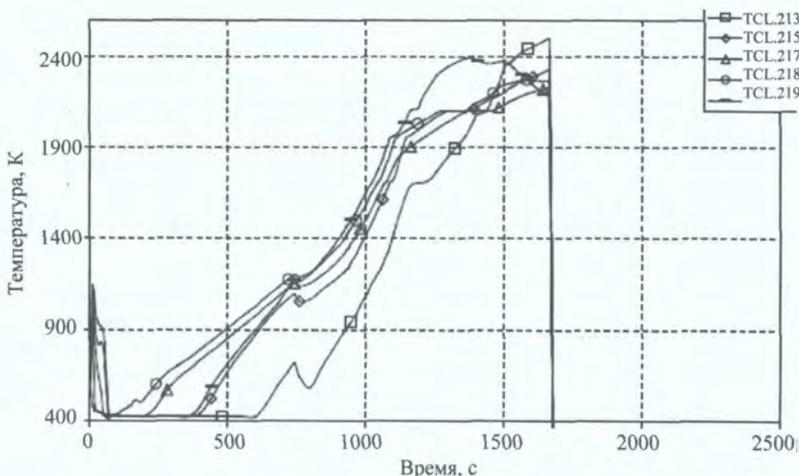


Рис. 2.81. Температура оболочек твэлов в наиболее энергонапряженной части активной зоны. Расчет с 12 расчетными объемами в активной зоне.

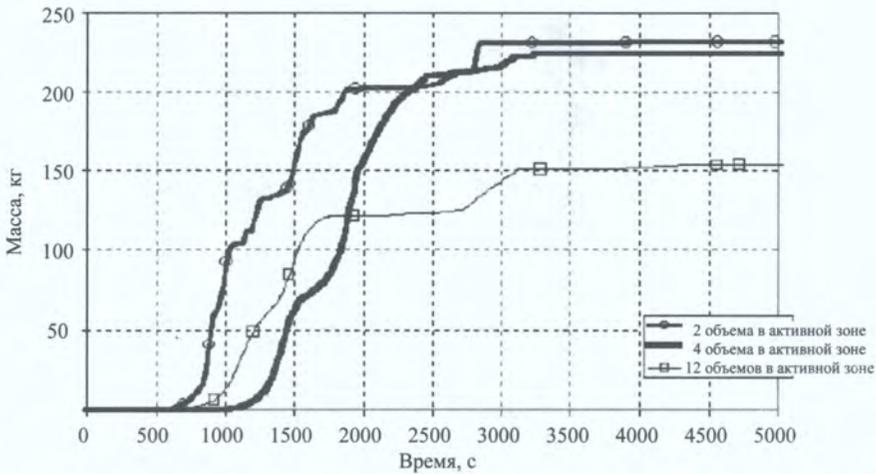


Рис. 2.82. Интегральная масса водорода, образующегося в результате реакции окисления циркония (без учета окисления стали), в расчетах с различным количеством расчетных объемов активной зоны (авария типа «большая течь»).

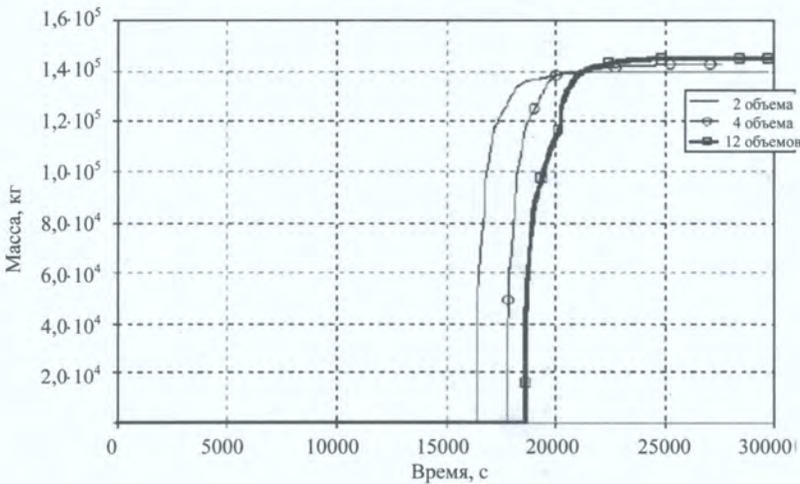


Рис. 2.83. Масса кориума, поступающего из реактора в бетонную шахту для вариантов расчета: 12 расчетных объемов в активной зоне; четыре расчетных объема в активной зоне; два расчетных объема в активной зоне.

Выполнен анализ результатов расчетов ТА реактора ВВЭР-1000 для модели активной зоны, состоящей из различного числа радиальных расчетных зон [94]. При этом каждая расчетная зона находилась в отдельном гидродинамическом объеме (пакет СУН). Априори можно утверждать, что увеличение числа радиальных зон позволит снизить мощность радиационного теплопереноса от центра активной зоны в радиальном направлении к выгородке. Это объясняется особенностями модели радиационного теплопереноса в коде MELCOR-1.8.5, использующей среднюю температуру расчетных элементов.

Как показывают расчеты, средняя температура расчетных элементов может превышать температуру поверхности на сотни градусов. Снижение радиационного теплопереноса к выгородке приводит к ускорению разрушения активной зоны, уменьшению области плавления выгородки и ее окисления.

На рис. 2.84 представлена интегральная масса водорода, образующегося в результате окисления циркония (без учета окисления стали) для двух моделей расчета: четыре радиальных зоны; семь радиальных областей.

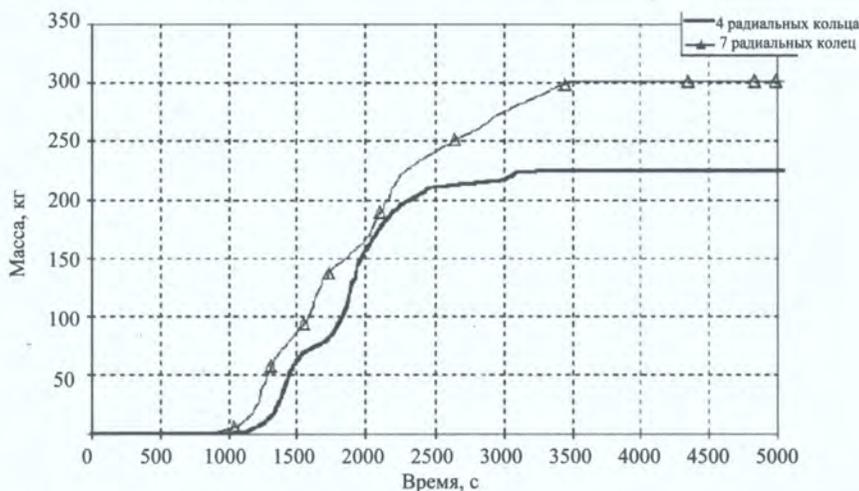


Рис. 2.84. Интегральная масса водорода, образующегося в результате реакции окисления циркония (без учета окисления стали), в расчетах с различным количеством радиальных расчетных зон (авария типа «большая течь»).

Превышение количества водорода в случае семи радиальных областей составляет ~75 кг (около 30 %). Это объясняется большей степенью усреднения температур в активной зоне в случае четырех областей и сокращением периода времени с начала реакции окисления до разрушения твэлов. Это можно наблюдать на графиках масс ZrO_2 , представленных отдельно по каждой радиальной расчетной области (рис. 2.85 и 2.86). Следует учитывать, что интенсивность окисления циркония после разрушения твэлов незначительна.

На рис. 2.87 представлены суммарные массы окислов стали для двух вариантов расчета. В случае четырех расчетных областей наблюдается заметное превышение массы образовавшихся окислов, что объясняется увеличением области температур начала окисления стали в выгородке, содержащей основное количество стали. Кроме этого, увеличивается масса расплавленной стали, поступающей из выгородки.

Выполнен анализ результатов расчетов ТА реактора ВВЭР-1000 для модели активной зоны, состоящей из различного числа аксиальных расчетных участков [94]. Во всех расчетах использовалась модель, включающая четыре радиальных расчетных области и соответствующие им гидродинамические объемы.

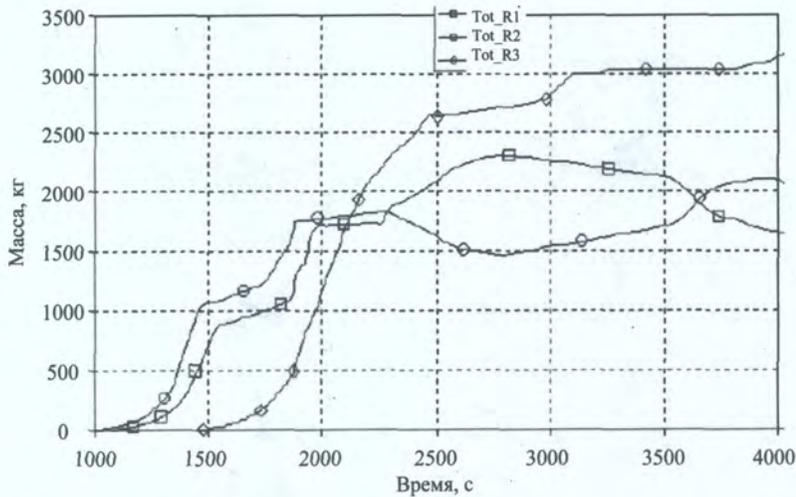


Рис. 2.85. Масса ZrO_2 в радиальных расчетных зонах (четырёхзонная модель).

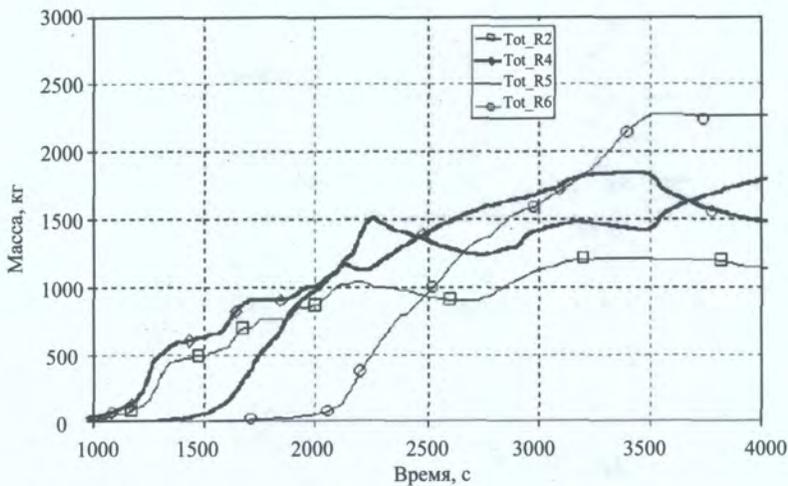


Рис. 2.86. Масса ZrO_2 в радиальных расчетных зонах (семизонная модель).

На рис. 2.88 представлена интегральная масса водорода, образующегося в результате окисления циркония (без учета окисления стали) для двух моделей расчета: семь аксиальных областей в обогреваемой части активной зоны; 13 радиальных областей. Полученный результат противоположен выводам сделанным в расчетах для различного количества радиальных областей – в случае менее детальной нодализации получено большее количество водорода.

Детальный анализ показал, что в данном случае определяющим является размер расчетных ячеек, попадающих на границу расплава в активной зоне, которые частично заполнены дебрисом при полном разрушении ячеек выше. В этих ячейках наблюдается практически 100 %-ное окисление метал-

лов. Пример подобной расчетной ячейки – COR310 на рис. 2.89. Таким образом, результат существенно зависит от дискретности входных данных – высоты расчетных ячеек. Чтобы этого избежать, следует уменьшать высоту расчетных ячеек в области предполагаемого уровня расплава до значений, при которых масса циркония в них составляет незначительную часть от общей массы циркония.

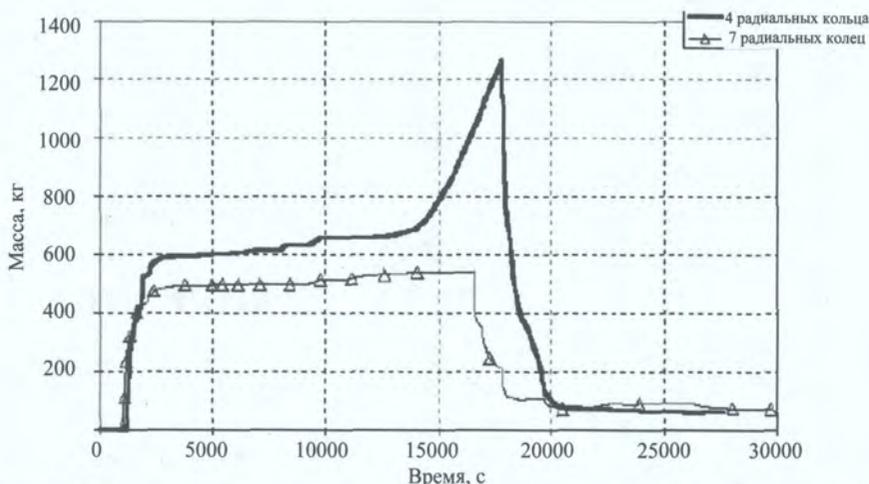


Рис. 2.87. Интегральная масса окислов стали в расчетах с различным количеством радиальных расчетных зон (авария типа «большая течь»).

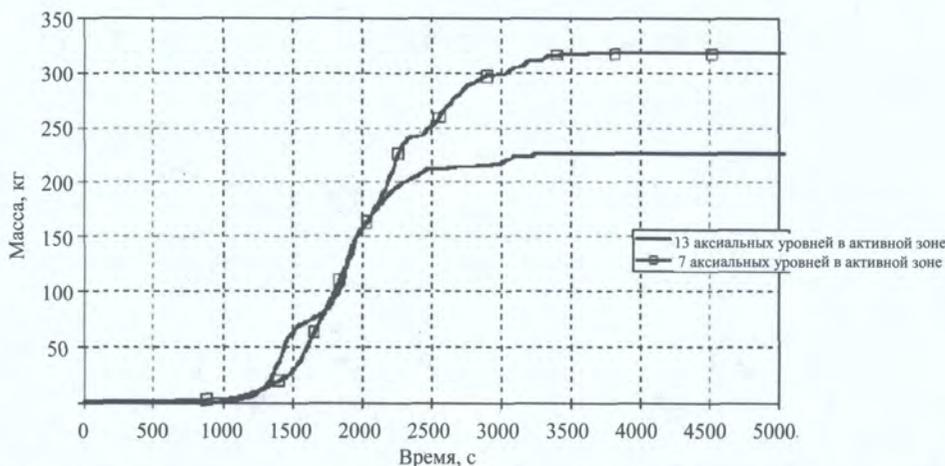


Рис. 2.88. Интегральная масса водорода, образующегося в результате реакции окисления циркония (без учета окисления стали), в расчетах с различным количеством аксиальных участков активной зоны (авария типа «большая течь»).

Все модели кода MELCOR предполагают взаимное расположение стержней твэлов по квадратной матрице. В реакторе ВВЭР-1000, как и в других реакторах советского производства, твэлы располагаются по гексаго-

нальной (треугольной) матрице. Влияние типа матрицы на теплогидравлические процессы в активной зоне может быть учтено [94], в частности влияние на поведение активной зоны при плавлении и деградации – через коэффициенты чувствительности. Коэффициенты чувствительности используются в модели расчета площади поверхности дебриса (conglomerate debris) и доли поверхности нерасплавленных элементов, заблокированных дебрисом. Различие результатов проявляется после момента начала плавления материалов в активной зоне и для гексагональной и квадратной матрицы составляет 8 % в аварии типа «большая течь». В авариях с более поздним началом осушения и разогрева активной зоны это различие возрастает и может достигать 15 %.

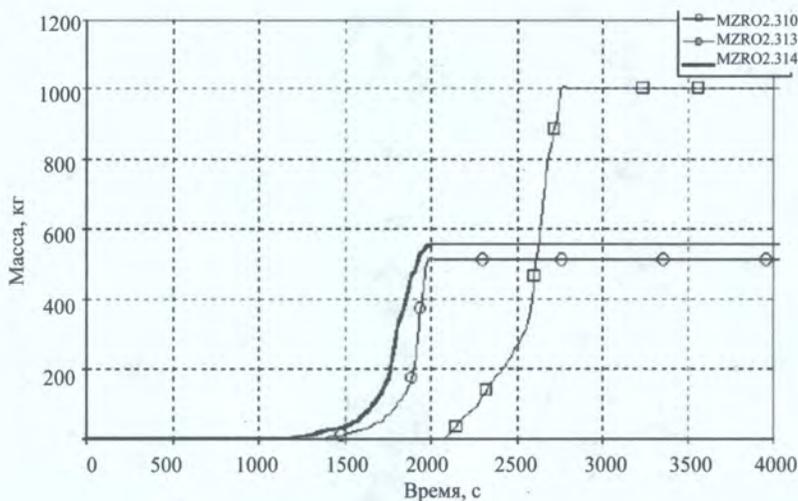


Рис. 2.89. Масса ZrO_2 в характерных расчетных ячейках активной зоны (семь аксиальных уровней в активной зоне).

В международной сети SARnet при анализе ТА для различных типов РУ наиболее широкое применение нашли детерминистические интегральные коды ASTEC, MAAP и MELCOR, детализированные коды COCOSYS, CONTAIN, RELAP, ATHLET, CATHARE, VICTORIA, WECHSL, TRAP-MELT и др., а также коды, позволяющие осуществлять трехмерное моделирование, CFX, GASFLOW, TONUS и MC3D.

Примерный перечень используемых кодов применительно к различным реакторам представлен в табл. 2.4 [105].

Используемые коды ТА формально прошли определенную процедуру валидации, которая определила примерный диапазон применимости моделей и пределы изменения параметров. Расчетные результаты полагаются физически обоснованными, за исключением следующих явлений:

- образование водорода, плавление активной зоны и последующее ее перемещение;
- распределение водорода, горение;

втекание расплава при высоком давлении (HPME – High Pressure Melt Ejection), прямой нагрев контеймента (DCH – Direct Containment Heating); остывание расплава и его взаимодействие с бетоном (MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction); паровой взрыв вне и внутри корпуса реактора.

Таблица 2.4. Коды, используемые применительно к различным реакторам

| Тип реактора | Организация | Серия реактора | Применяемый код |
|--|---|---|---|
| PWR | AREVA GRS IRSN IRSN SwedPower | Konvoi Konvoi 900 1300 Westinghouse | MELCOR (продолжается) MELCOR 1.8.4 ASTEC V0 ASTEC V1 MAAP |
| BWR | AREVA GRS SwedPower | German BL69 ASEA-ATOM | MELCOR (продолжается) MELCOR 1.8.5 MAAP |
| VVER | UJV, VEIKI UJV | 440/213 440/213 1000 | MELCOR MAAP4/VVER MELCOR 1.8.5 |
| Усовершенствованные реакторы (EPR, ESBWR, ...) | AREVA | EPR | MAAP4 |

Важность различных явлений ТА и сопоставление приоритета решения проблем их моделирования по оценкам экспертов представлены на рис. 2.90 [105]. Средняя оценка значимости явлений дана по десятибалльной шкале, а разброс в оценках экспертов характеризует стандартное отклонение. Приоритетность основных требований к применению кодов ТА по оценкам экспертов представлена на рис. 2.91 [105].

Анализ известных результатов моделирования ТА на текущий момент позволяет сделать следующие выводы.

1. Приведенные известные результаты расчетного и экспериментального моделирования ТА на РУ типа ВВЭР показывают, что, несмотря на недостаточную изученность процессов и неопределенность результатов моделирования, в настоящее время сложилась вполне определенная основа для разработки эксплуатационной документации по УТА на АЭС с ВВЭР. По мере развития и совершенствования расчетно-экспериментального моделирования всех этапов ТА руководства и инструкции по УТА могут корректироваться и дополняться.

2. По известным результатам адаптации и валидации зарубежных кодов наиболее перспективны для расчетного моделирования ТА на АЭС с ВВЭР: ASTEC, MAAP4/VVER, MELCOR, SCDAP/RELAP и CONTAIN (внутри- и внекорпусные стадии ТА); DOSE и MACCS (внеконтейнментная стадия); непосредственно разработанные для ВВЭР СОКРАТ (внутрикорпусная стадия), КУПОЛ и ГЕФЕСТ УЛР (внекорпусная стадия), COFAR/COMRA и ДОЗА (внеконтейнментная стадия).

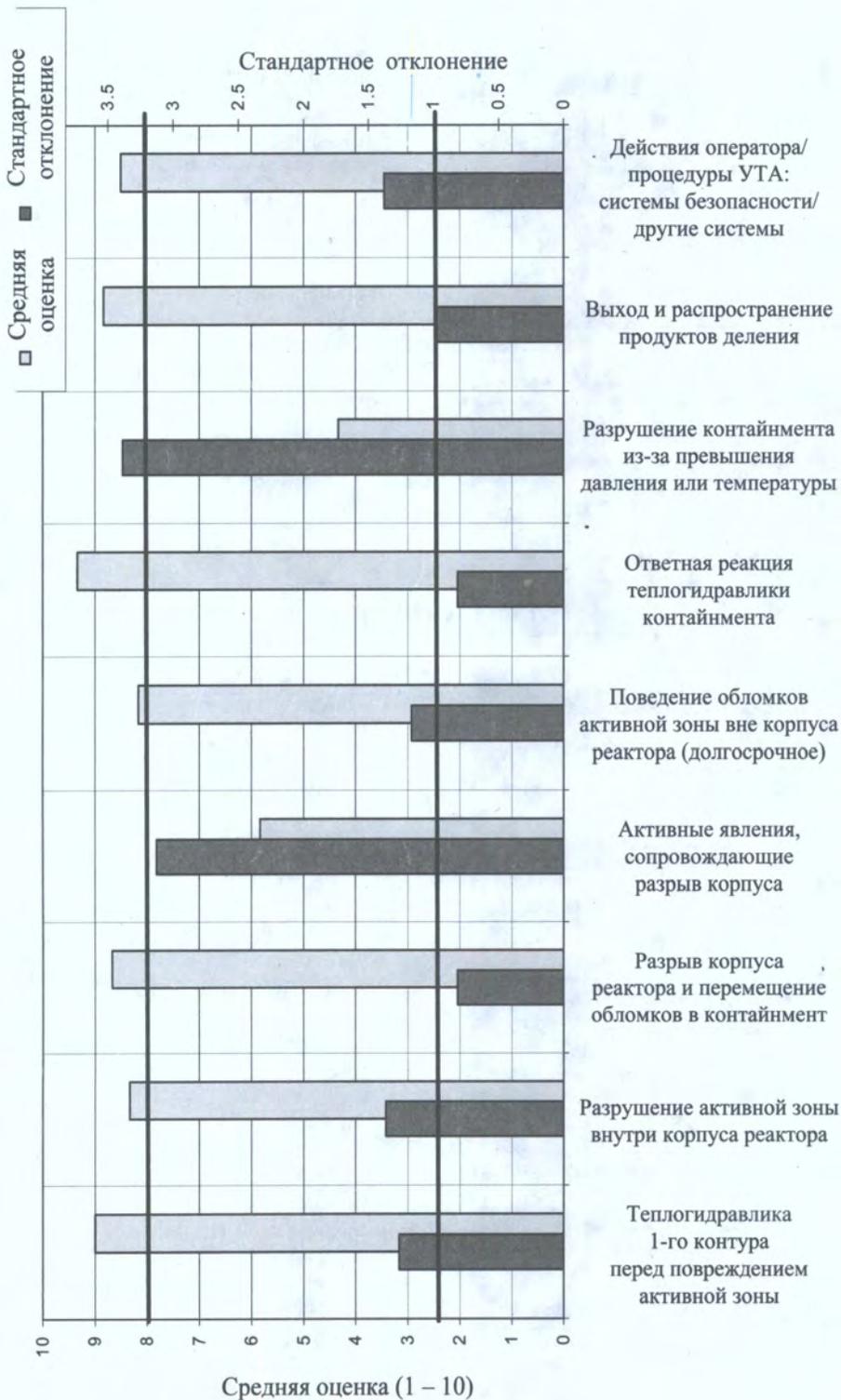


Рис. 2.90. Экспертные оценки приоритетности моделирования ТА [105].



Рис. 2.91. Экспертные оценки приоритетности требований к кодам ТА [105].

3. Основным направлением для адаптации зарубежных кодов к условиям ТА на ВВЭР является дальнейшая систематическая и всесторонняя валидация как на экспериментальных установках, так и в натуральных условиях. При использовании для валидации данных, полученных на экспериментальных установках, необходимо учитывать критерии подобия моделируемых процессов.

2.4. Основные принципы и требования к средствам моделирования и руководствам по управлению тяжелыми авариями

Анализ известных результатов исследований и моделирования ТА позволяет сформулировать основные требования к расчетным и экспериментальным средствам их моделирования на ВВЭР.

Расчетные средства моделирования тяжелых аварий (РСМТА) могут моделировать как отдельные процессы и/или этапы развития ТА (детализированные коды), так и в целом стадии развития ТА (интегральные коды).

Основные требования к применимости РСМТА основаны на следующих основных принципах: адаптации, валидации, оптимальности нодализационных схем и альтернативности.

Принцип адаптации определяет необходимость соответствия расчетных моделей конструкционно-техническим характеристикам оборудования и систем (а также их конфигураций), технологическим процессам, условиям и режимам эксплуатации моделируемого объекта.

Целесообразность принципа адаптации РСМТА для моделирования ТА на ВВЭР связана с тем, что большинство известных РСМТА разрабатывались непосредственно для других типов РУ.

Основные требования к РСМТА в рамках принципа адаптации:

1) расчетные модели должны учитывать конструкционно-технические характеристики оборудования и систем (а также их конфигураций) моделируемого объекта;

2) расчетные модели должны учитывать технологические процессы, условия и режимы эксплуатации моделируемого объекта.

Принцип валидации определяет необходимость соответствия результатов расчетного моделирования экспериментальным данным, полученным в адекватных натурным условиях, и/или опытным данным на натуральных установках.

Целесообразность принципа валидации РСМТА определяется следующим:

отсутствуют математические модели РСМТА (в том числе возможность их расчетной реализации), полностью адекватные реальным процессам в натуральных условиях;

область применения эмпирических и полуэмпирических соотношений для моделирования отдельных процессов ограничена условиями их экспериментальной верификации.

Основные требования к РСМТА в рамках принципа валидации:

1) применение РСМТА должно быть обосновано результатами их валидации к условиям ВВЭР, предполагающей сопоставление результатов расчетного моделирования с соответствующими эмпирическими данными, полученными на экспериментальных стендах (адекватных натурным условиям) и/или в натуральных условиях на действующем оборудовании;

2) конструкционно-технические характеристики экспериментальных стендов и условия проведения экспериментов, используемых для валидации РСМТА, должны соответствовать (или быть подобными) натурным условиям развития ТА;

3) используемые для валидации РСМТА данные, полученные в натуральных условиях, должны отражать процессы и этапы, характерные для развития ТА;

4) реализация валидации РСМТА должна быть основана на обобщенных матрицах валидации, которые содержат:

основные этапы и/или процессы, происходящие при возникновении и развитии ТА;

экспериментальные данные и/или данные по опыту эксплуатации, соответствующие этапам и/или процессам при ТА (в том числе область применимости этих данных;

критерии валидации;

5) критерии валидации определяют уровень соответствия результатов расчетного моделирования и эмпирических данных (полностью удовлетворительное, удовлетворительное, неудовлетворительное соответствие).

Уровни соответствия определяются комплексно по:

абсолютным и относительным значениям расхождений расчетных и эмпирических данных;

показателям погрешностей и неопределенности расчетных и эмпирических данных;

значимости процессов/этапов для последствий ТА.

Принцип оптимальности нодализационных схем определяет необходимость независимости результатов расчетного моделирования от принимаемых нодализационных схем при реализации РСМТА. Целесообразность принципа оптимальности нодализационных схем связана с необходимостью устранения зависимости результатов моделирования от детализации нодализационных схем и «эффектов пользователя». Основное требование к РСМТА в рамках этого принципа заключается в оптимизации нодализационных схем для достижения независимости результатов расчетного моделирования от них в пределах погрешностей/неопределенностей моделируемых параметров.

Принцип альтернативности определяет необходимость проведения аналогичного расчетного моделирования другими РСМТА, удовлетворяющими принципам адаптации, валидации и оптимальности нодализационных схем. Целесообразность принципа альтернативности связана с тем, что по опыту моделирования, во-первых, не всегда удается достигнуть полного соответствия принципам адаптации и валидации, а во-вторых, разные РСМТА,

удовлетворяющие требованиям их применимости для моделирования ТА, могут давать разные результаты моделирования одинаковых процессов/этапов развития ТА. В случае таких расхождений должны приниматься более консервативные результаты, т.е. наихудшие условия для последствий моделируемого процесса/этапа.

Стандартом ГП НАЭК «Энергоатом» (СТП 0.41.076-2008) введен в действие порядок использования для обоснования безопасности ЯЭУ расчетных кодов (в том числе для ТА), который в соответствии с ОПБУ-2008 и международными рекомендациями (IAEA Safety Glossary и NEA/CSNI/R(98)22) определяет:

- оценки применимости расчетных кодов и моделей;
- обеспечение качества при использовании расчетных средств;
- управление программным обеспечением.

Объектом оценки применимости кода является «замороженная» версия кода с уникальным идентификатором (обозначением) версии. Содержание версии должно включать: исполняемые файлы; файлы и библиотеки исходного кода (в случае, если такие данные доступны и не представляют коммерческой ценности); тестовые расчеты; информацию об опыте использования кода и состоянии его валидации.

Для оценки применимости расчетных кодов предоставляется:

общая информация о коде – название кода, наименование организации-разработчика и организации, ответственной за сопровождение кода, описание функциональных характеристик, перечень модулей кода, первичная классификация в части приложений, связанных с безопасностью;

назначение и область применения – перечень типов ЯЭУ, для которых может быть использован код, а также режимы, состояния и технологические процессы ЯЭУ, которые моделирует код;

описание кода – описание математических моделей, результатов испытаний, способов задания начальных и граничных условий;

обеспечение качества программного обеспечения – процедуры обеспечения качества в объеме данных разработчика, включая сопровождение кода, конфигурационный менеджмент, описание особенностей базовой версии и выпускаемых ревизий с учетом включения возможных модификаций;

обоснование методики расчетов – перечень расчетных параметров и критерии обоснования величины их максимального отклонения при задании шага расчетов, сведения о сходимости и устойчивости численных решений, методы их анализа, влияние шага интегрирования и другие особенности численного метода, условия сопряжения уравнений, описывающих различные физические процессы, учет пространственных эффектов.

Для выбранных методик расчетов должно быть представлено описание основных принципов, физических моделей и численных методов. Используемые для расчетов корреляции, полученные на основе экспериментальных данных, должны обосновываться путем представления экспериментальных данных, на основе которых они получены.

Расчетные методы должны быть адекватно верифицированы для моделирования рассматриваемых событий (как численные методы, так и физические модели). Численные методы должны быть верифицированы адекватными ссылочными расчетами. Физические модели должны быть верифицированы путем демонстрации способностей последних корректно моделировать тесты отдельных эффектов или интегральные тесты всей системы или переходных режимов станции. Также может применяться сравнение с ранее разработанными верифицированными моделями;

тесты разработчика – цели тестирования, план тестирования, проведение тестов, содержание тестовой матрицы, другие типы выбранных тестов;

пользовательские тесты – наиболее часто используемый элемент завершения процесса верификации и валидации расчетных кодов в ядерной энергетике. Включаемые в состав документации пользовательские тесты могут проводиться при поддержке разработчика в рамках различных оценочных проектов, могут быть предложены независимыми организациями (стандартные проблемы) или представлять собой задокументированные данные по использованию кода различными пользователями.

верификация и валидация – предпосылки для проведения верификации и валидации, краткое разъяснение важности и необходимости выполнения. Должно быть рассмотрено обоснование применимости программного обеспечения по отношению к специфическим особенностям ЯЭУ Украины. Рассматривается диапазон аварийных сценариев и физических явлений, описание процессов/явлений, специфических для типов ЯЭУ, используемых в Украине (степень применимости кода и не учитываемые кодом ситуации).

Также должна быть приведена информация о наличии специфических валидационных матриц. В матрице верификации (при наличии таковой для расчетного кода) описываются моделируемые режимы и состояния, физические явления, а также экспериментальные установки, на которых осуществлена проверка результатов расчетов.

Для вероятностных кодов должны быть представлены отчеты по верификации, содержащие описание математических моделей, методы их моделирования и тестовые расчеты;

описание экспериментальных установок – принципиальные схемы установок, схема измерений параметров, их перечень и диапазоны значений, погрешности измерения, обоснование достаточности количества выполняемых испытаний, методика и программа экспериментов, анализ источников погрешностей, информация о масштабном факторе и его влиянии на результаты расчетов;

результаты верификации – результаты сопоставления расчетов и экспериментальных данных с обоснованием и оценкой достоверности сопоставления с указанием, в какой области не получено удовлетворительного совпадения результатов.

Приводится обоснование улучшенной оценки или консервативности, а также адаптации кода и модели к реальному объекту и дается заключение о

полноте и достаточности приведенных сопоставлений с указанием погрешности расхождения данных, применимости кода для моделирования ЯЭУ.

Организация, использующая код, должна иметь действующую программу качества. Процедуры по обеспечению качества при использовании кода должны содержать требования к: квалификации персонала по выполнению, контролю и оценке результатов анализов; процедурам по приобретению, освоению, разработке, модернизации и верификации кода; наличию и независимому контролю процедур выполнения анализов; обоснованности расчетных методов, используемых для анализа; компьютерам, прочим техническим средствам и используемому дополнительному программному обеспечению; документированию и резервному копированию; снижению эффекта пользователя («Good Practices for User Effect Reduction», NEA/CSNI/R(98)22).

Для управления и контроля конфигурации программного обеспечения расчетных кодов должны быть предусмотрены мероприятия, связанные с получением и контролем различных версий кода в рамках процедуры оценки применимости расчетного кода.

Основным ограничением эффективного применения СТП 0.41.076-2008 является отсутствие необходимых и достаточных объективных критериев (оценки применимости расчетных кодов для решения конкретных задач). Заключение о применимости кодов фактически принимается субъективно на основе экспертных оценок представленной информации.

Также необходимо отметить, что в настоящее время для валидации кодов в натуральных условиях доступны (и то в ограниченном объеме) данные о ТА на АЭС ТМІ-2 и Чернобыльской АЭС. Применимость этих данных для ВВЭР также ограничивается тем, что на АЭС ТМІ-2 эксплуатировался реактор РWR и реализовалась только внутрикорпусная стадия ТА, а на 4-м блоке Чернобыльской АЭС эксплуатировался принципиально отличный тип реактора – РБМК. Поэтому оценки применимости кодов могут быть сделаны на основе верификационных отчетов с привлечением экспериментальных данных, полученных на модельных стендах/установках. Основное внимание должно быть уделено соответствию условий экспериментальных и натуральных установок по критериям подобия (в том числе масштабному фактору), а также погрешностям и доверительным интервалам экспериментальных данных.

Экспериментальные средства моделирования тяжелых аварий (ЭСМТА) основаны на эмпирических результатах поведения процессов при ТА, полученных на модельных стендах/установках.

Основные требования к применимости ЭСМТА:

1) выполнение *принципа адекватности* конструктивно-технических характеристик модельных стендов/установок и условий проведения экспериментов натурным характеристикам и условиям.

Выполнение принципа адекватности обосновано при идентичности критериев подобия моделируемых процессов, учитывающих конструктивно-технические характеристики оборудования/систем и условия протекания процессов на экспериментальных стендах/установках и в натуральных условиях;

2) ЭСМТА должны идентифицировать определяющие параметры протекания процессов/этапов ТА, включая показатели погрешностей и неопределенностей.

Учитывая определенные трудности обеспечения всех принципов применимости РСМТА и ЭСМТА, обосновано использование на практике комбинированных расчетно-экспериментальных средств моделирования.

Необходимо отметить, что до настоящего времени отсутствуют общепринятые принципы и требования к сертификации средств моделирования ТА. Согласно передовому международному опыту и рекомендациям МАГАТЭ обычно при выборе расчетных кодов нужно принимать во внимание следующие три фактора:

1) установление потенциальных областей применения расчетных кодов;

2) определение характерных для каждой области применения критериев приемлемости;

3) классификация и окончательный отбор потенциальных кодов.

В связи со все большей актуализацией требований регулирующих организаций включение рассмотрения ТА в проекты новых энергоблоков и снижение неопределенностей физических процессов, важных для безопасности, а, соответственно и применение специализированных кодов приобретает все большее значение. Типичными проблемами, которым посвящены данные коды, являются:

1) паровой взрыв и выброс расплава;

2) поведение (кориума) расплава;

3) разогрев конструкций реакторного контура;

4) прочностные расчеты;

5) повторная критичность;

6) удержание расплава в нижней камере смешения;

7) распределение водорода (локальные эффекты);

8) дефлаграция и детонация водорода;

9) перемещение/распространение расплава (в контайнменте).

Когда цели и задачи анализов ТА установлены (сформулированы), нужно определить одну из категорий кодов. Независимо от того, какой код будет выбран, пользователь всегда несет ответственность (должен гарантировать), что код соответствует области применения.

Валидации кода реалистичной оценки зависят от того, насколько хорошо валидированы отдельные модули и модели, входящие в его состав. «Хорошо валидированы» означает, что:

1) каждое физическое явление рассмотрено на тестовых сборках (стендах) в различных масштабах;

2) каждая отдельная модель (модуль) кода валидирована на отдельных тестовых эффектах, по возможности с различными масштабами;

3) модели должны быть валидированы на взаимосвязанных эффектах на предмет их взаимодействия и влияния масштабирования;

4) полная способность расчетного кода должна быть продемонстрирована посредством многочисленных «слепых» предиспытательных вычислений для различных типов экспериментальных установок.

Текущий статус расчетных кодов для анализа ТА, в том числе и интегрированных, таков, что ни один из них – даже наиболее популярный – не способен выполнять реалистичный анализ относительно всех аспектов, рассматриваемых в широком спектре сценариев ТА. Тем не менее выполнение такого анализа возможно, но лишь для ограниченного спектра сценариев. В любом случае реалистичный анализ должен быть обеспечен анализом чувствительности для главных областей применения кода, что обеспечивает определение погрешностей результатов кода для характерных сценариев.

Однако эти рекомендации излишне общи, а критерии приемлемости средств моделирования не конкретизированы.

Основные требования к РУТА заключаются в следующем.

В РУТА должны быть обоснованно идентифицированы:

ИС/группы ИС и критерии (условия) возникновения ТА;

характерные признаки изменения технологических параметров и значения параметров, контролируемых системами измерений/диагностики, при возникновении ИС/группы ИС ТА (первичные симптомы);

АП ИС/групп ИС и характерные этапы (фазы) и процессы их развития, определяющие последствия ТА;

характерные признаки изменения и значения технологических параметров, контролируемых системами измерений/диагностики, этапов и определяющих процессов развития ТА (вторичные симптомы);

набор и последовательность реализации необходимых ФБ для ликвидации или ограничения последствий АП ТА, обеспечиваемых ККС;

алгоритмы управления АП ТА для ликвидации или ограничения их последствий;

организационно-технические мероприятия по повышению эффективности УТА.

Целесообразность такой идентификации обусловлена следующим.

1. ИС ТА являются промежуточными событиями ЗА, вызванных внутренними и внешними событиями при нарушениях нормальных и безопасных условий эксплуатации, которые при определенных условиях развития и отказе КФБ могут привести к повреждению топлива. Следовательно, ИС ТА определяются «предысторией» возникновения и развития ИС ЗА.

Идентификация и группирование ИС ТА определяются:

начальными условиями развития возможных АП ЗА, приводящих к повреждению активной зоны;

характеристиками поврежденной зоны (критерии по объему и конфигурации повреждения активной зоны).

Первичные симптомы должны отражать факт повреждения активной зоны в процессе развития ЗА и удовлетворять принципам адекватности и минимальной достаточности, согласно которым набор и последовательность

реализации симптомов в целом должны быть адекватными только для идентифицируемого ИС, а также минимально достаточными для упрощения и, соответственно, более надежной идентификации ИС ТА.

2. Каждому ИС/группе ИС ТА соответствует в общем случае целый спектр возможных АП, который определяется:

отказами отдельных систем/оборудования, влияющими на развитие и последствия ТА;

действиями персонала;

дополнительными нарушениями пределов нормальной и безопасной эксплуатации и процессами, сопровождающими развитие ТА (горение, взрывы и т.п.).

Критериями успеха АП при ТА являются:

целостность физических барьеров безопасности (корпуса, контейнента);

устойчивое подкритичное состояние топлива (кориума);

отсутствие сверхнормативных выбросов и сбросов в окружающую среду.

В общем случае каждая АП ТА состоит из трех укрупненных стадий: процессы в реакторе и 1-м контуре; процессы в контейнменте; процессы в окружающей среде. На каждой стадии могут реализоваться различные взаимосвязанные физико-химические, гидрогазодинамические, теплофизические, механические и другие процессы. Таким образом, РУТА должны определять весь значимый для условий безопасности спектр возможных АП, учитывающих ИС ТА, возможные отказы систем/оборудования и ошибочные действия персонала, критерии успеха АП.

Вторичные симптомы необходимы для идентификации АП при протекании ТА из всего возможного спектра АП при идентифицированном ИС. Вторичные симптомы, как и первичные, должны удовлетворять принципам адекватности и минимальной достаточности для обеспечения надежного и эффективного УТА.

3. АУТА являются основной целью РУТА и определяют конкретные действия персонала и их последовательность для идентифицированных ИС (по первичным симптомам) и АП (по вторичным симптомам).

Основные требования к АУТА:

1) АУТА должны учитывать «предысторию» возникновения ИС ТА, т.е. фактическое состояние систем и оборудования, приведшее в процессе ЗА с внутренними или внешними ИСА к повреждению активной зоны;

2) АУТА должны быть определены для всех возможных АП при идентифицированных ИС ТА;

3) АУТА должны определять набор и последовательность действий персонала по:

контролю за состоянием реактора и автоматическим срабатыванием систем;

оперативному вмешательству в процесс развития ТА;

дублированию и восстановлению возможных отказов (повреждений) ККС и их элементов по обеспечению необходимых ФБ.

4. РУТА должны разрабатываться на основе результатов моделирования ТА расчетными и/или экспериментальными методами, соответствующими установленным к ним требованиям. В результате моделирования ТА должны быть определены:

перечень ИС/групп ИС (в том числе и максимально консервативных – полное разрушение активной зоны);

первичные и вторичные симптомы возникновения и развития ТА;

АП и основные процессы при развитии ТА, влияющие на последствия для безопасности и конечные состояния;

ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ, а также дефициты безопасности для всех возможных АП;

критерии успеха АП ТА.

Базовые принципы УТА относятся к следующим областям:

выполнение исследования ТА;

разработка РУТА;

внедрение руководств и их последующее применение в кризисных центрах и на АЭС.

Согласно передовому международному опыту и рекомендациям МАГАТЭ базовые принципы разработок и внедрения РУТА приведены в табл. 2.5.

Таблица 2.5. Сводная таблица базовых принципов МАГАТЭ по разработке и обоснованию РУТА

| Название принципа | Содержание | Область использования | Примечание |
|---|---|---|--|
| Превентивные и смягчающие меры управления аварией | Данный принцип состоит в последовательном разделении на превентивные и смягчающие меры с последующей спецификой применения в каждой из указанных областей | Выполнение исследований; разработка руководств; внедрение руководств и их последующее применение в кризисных центрах и на АЭС | Устанавливает связь с ранее установленными превентивными мерами в СОАИ. Специфика применения: для превентивных мер оборудование работает в проектном режиме; для смягчающих мер допускается использование оборудования |
| Развитие и фазы ТА | В области исследования потенцирует международный опыт с точки зрения феноменологии протекания аварии. В области | Выполнение исследований; разработка руководств; внедрение | Определяет специфические коды, которые необходимо применять в той или иной фазе |

| Название принципа | Содержание | Область использования | Примечание |
|--|--|---|---|
| | разработки руководств выделение фаз позволяет определять специфические действия для каждой фазы. В области применения разделение фаз аварии позволяет определить конкретный набор действий и ответственность за принятие решения | руководств и их последующее применение в кризисных центрах и на АЭС | аварии |
| Оценка уязвимостей и специфики проекта АЭС | В части «исследования» определяет уязвимость проекта в отношении ТА. В части «применения» – необходимость учета специфики конкретного энергоблока и АЭС для определения специфических особенностей управления аварией | Выполнение исследований; разработка руководств; внедрение руководств, последующее применение в кризисных центрах и на АЭС | Оценка уязвимости проекта в отношении ТА выполнена в рамках ВАБ-2 |
| Стратегии управления аварией | Состоит в необходимости разработки ОТО ЗП систем и оборудования для каждого типа энергоблока с точки зрения приоритета сохранения барьеров безопасности и обеспечения глубоко эшелонированной защиты | Выполнение исследований; разработка руководств | Стратегии управления должны являться итогом совместного анализа кандидатов действий высокого уровня значимости (КДВУ) и ОТО ЗП систем |
| Наличие информации для диагностики состояния | Учет доступности средств диагностики при разработке стратегий | Разработка руководств | Формирование симптомов на каждой фазе развития аварий |
| Дополнительное оборудование и ресурсы | Учет доступности дополнительного оборудования и ресурсов при разработке альтернативных стратегий управления | Выполнение исследований; разработка руководств; внедрение руководств | Конкретизирует работы, выполняемые в рамках разработки общих технических основ |
| Применение специализированных руководств | Принцип относится к статусу руководств, форме их изложения и распределению ответственности за принимаемые решения | Разработка руководств; внедрение руководств | Акцент смещается на квалифицированное принятие решений специализированным персоналом кризисных центров |

| Название принципа | Содержание | Область использования | Примечание |
|-----------------------|---|---|---|
| Фазы выполнения работ | Учет фаз выполнения работ состоит в выполнении планирования таким образом, чтобы при формировании задач, необходимых для создания и внедрения РУТА, был учтен как международный, так и собственный опыт Украины | Планирование проведения исследований, разработки и внедрения руководств | Изучение международного опыта и выполнение стратегического планирования выполнено в рамках данной программы |

Дополнительно к базовым принципам на основе опыта разработки РУТА для АЭС России можно выделить следующие требования.

1. РУТА должно быть полностью симптомно-ориентированным.
2. Все возможные угрозы для целостности барьеров на пути выхода продуктов деления должны быть рассмотрены в РУТА независимо от вероятности их возникновения.
3. Все возможные угрозы для целостности барьеров должны учитываться даже в том случае, если успех какой-либо стратегии управления аварий устраняет конкретную угрозу.
4. Не требуется гарантий, что стратегия управления аварией окажется успешной – ее использование должно основываться на уверенности, что положительные последствия перевесят любые негативные эффекты.
5. Различные стратегии, применяемые для устранения какой-либо конкретной угрозы должны быть приоритизированы на основе сравнения их эффективности и последствий. Приоритизация угроз целостности барьеров на пути выхода продуктов деления должно являться основой структуры РУТА.
6. РУТА, разработанные на основе базовых принципов и основных положений, должны внедряться на АЭС независимо от любых модификаций систем и оборудования в целях УТА. Учет таких модификаций АЭС в РУТА должен быть планомерным процессом с обоснованной периодичностью.

К моменту начала работ над аварийными сценариями должен быть выбран и обоснован перечень доминантных аварийных сценариев, подлежащих исследованию.

В соответствии с базовыми принципами выбор стратегии управления начинается после завершения разработки ОТО ЗП систем и оборудования рассматриваемого энергоблока, а также смежных систем других энергоблоков. Кроме того, к моменту начала работ над стратегиями должны быть выбраны и обоснованы перечни аварийных сценариев. Выбор перечней аварийных сценариев, приводящих к тяжелому повреждению активной зоны, необходимо выполнить на основе разработки ОТО ЗП. Выбор и обоснование перечня выполняется с учетом специфики проекта энергоблока, результатов ВАБ-1, ВАБ-2 и анализа ЗА пилотных энергоблоков и включает углубленное изучение уязвимости энергоблока к ТА.

Первым шагом при разработке стратегий управления для выбранных аварийных сценариев является обеспечение полного и сбалансированного понимания специфической реакции энергоблока, а также идентификация и ранжирование различных механизмов, которые могут нарушать физические барьеры и определение уязвимости энергоблока к этим воздействиям.

При выборе стратегий управления следует основываться на кандидатах для высокоэффективных действий в условиях ТА, а также состояниях повреждения АЭС.

Выбранные стратегии должны быть осуществимыми при физических условиях, возникающих при специфических нарушениях ФБ для которых эти стратегии предназначены. Отказ стратегии на одной из стадий ее выполнения должен предусматривать варианты того, чтобы достигнуть целей на последующих стадиях развития аварии.

Глава 3. Методические основы управления запроектными авариями

3.1. Основные положения методического обеспечения управления запроектными авариями

УЗА основано на регламентировании действий персонала и обеспечении организационно-технических мероприятий для ИС/группы ИС аварий/аварийных ситуаций (событийно-ориентированные подходы) или на признаках ИС (симптомно-ориентированные подходы), а также возможных последовательностей процессов их развития.

Эксплуатационная документация по УЗА (инструкции, руководства), основанные на событийно-ориентированных подходах, можно условно определить как СБОАИ; а на симптомно-ориентированных подходах – СОАИ. Такое разделение достаточно условно, так как в инструкциях/руководствах по УЗА могут реализоваться оба подхода, и принято для удобства обоснования методического обеспечения.

Основные задачи разработки СБОАИ (рис. 3.1, а):

1) идентификация исходного события (ИС) или группы исходных событий ($\overline{ИС}$) и возможных АП, для которых должен быть обоснован алгоритм УЗА (содержание и последовательность действий персонала);

2) обоснование АУЗА (для единичного ИС) или обобщенного алгоритма управления запроектной аварией – ОАУЗА (для группы $\overline{ИС}$);

3) обоснование организационно-технических мероприятий по повышению надежности УЗА.

Идентификация ИС в рамках СБОАИ возможна на основе прямых измерений средствами контроля непосредственных характеристик ИС. Например, для аварий с потерей теплоносителя такими средствами контроля могут быть средства измерений размера и местоположения течей, трубопроводов и корпусов оборудования реакторного контура.

В отличие от СБОАИ в симптомно-ориентированных подходах (СОАИ) АУЗА обосновываются непосредственно на основе косвенного контроля признаков (симптомов), S – по отклонениям технологических параметров или радиационной обстановки (рис. 3.1, б).

Целесообразность применения СБОАИ возможна в случае наличия средств контроля, обеспечивающих диагностику всех необходимых характеристик ИС аварии/аварийной ситуации. В СБОАИ признаки аварий/аварийных ситуаций имеют вспомогательное значение для идентификации ИС.

Основным преимуществом СОАИ является возможность применения ограниченных средств диагностики ИС, которые в этом случае имеют вспомогательное значение для идентификации АП, что особенно важно для доминантной (в отношении безопасности АЭС с ВВЭР) группы ЗА ПТ, так как создание и внедрение систем контроля, обеспечивающих достаточную диагностику всего многообразия возможных аварий с потерей теплоносителя (в том числе течи из 1-го контура во 2-й), является сложной и дорогостоящей

техническое задачей. Опыт эксплуатации АЭС с ВВЭР показывает, что штатные (проектные) системы контроля течей эту задачу не выполняют в полном объеме.

| I | I ₁ | I ₂ | ... | I _n |
|---------------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|-----|----------------------------------|
| АП/ИС АУЗА/ОАУЗА | ИС ₁ /ИС ₁ | ИС ₂ /ИС ₂ | ... | ИС _n /ИС _n |
| | АП ₁ /АП ₁ | АП ₂ /АП ₂ | ... | АП _n /АП _n |
| АУЗА ₁ /ОАУЗА ₁ | х | | | ... |
| АУЗА ₂ /ОАУЗА ₂ | | х | | |
| ⋮ | ⋮ | ⋮ | х | |
| АУЗА _n /ОАУЗА _n | | | | х |

а) принципиальная структура СБОАИ:

ИС – исходное событие, I – идентификаторы исходного события;
АУЗА – алгоритмы управления ЗА

| S (ИС/ИС) | S ₁ | S ₂ | ... | S _n |
|---------------------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|-----|-----------------------------------|
| АУЗА/ОАУЗА | ИС ₁ , АП ₁ | ИС ₂ , АП ₂ | ... | ИС _n , АП _n |
| АУЗА ₁ /ОАУЗА ₁ | х | | ⋮ | |
| АУЗА ₂ /ОАУЗА ₂ | | х | ⋮ | |
| ⋮ | | | х | |
| АУЗА _n /ОАУЗА _n | | | | х |

б) принципиальная структура СОАИ

Рис. 3.1. Принципиальная структура подходов УЗА.

Однако применение СОАИ по УЗА определяют более «жесткие» требования к обоснованию признаков (симптомов) аварий/аварийных ситуаций. Наборы и последовательности признаков должны:

- 1) однозначно соответствовать виду ЗА и отличаться от соответствующих наборов и последовательностей других ЗА (принцип адекватности ЗА);
- 2) быть минимальными, но достаточными для идентификации ЗА и оперативных действий по управлению аварийными процессами (принцип минимальной достаточности).

Формирование признаков, соответствующих указанным принципам, возможно на основе углубленного анализа безопасности с применением адекватного натурным условиям расчетного и экспериментального моделирования аварийных процессов.

Поэтому на практике обычно используются смешанные подходы, использующие СБОАИ и СОАИ.

Основные положения методического обеспечения УЗА следующие.

1. Каждому исходному событию ИС_і (или обобщенной группе исходных событий ИС_і) аварий/аварийных ситуаций соответствует определенный набор и последовательность реализации критических (минимальных) конфигураций систем (ККС_і), обеспечивающих выполнение КФБ_і,

$$ИС_i/\overline{ИС}_i \Rightarrow \sum_j ККС_j(КФБ_j). \quad (3.1)$$

Соответствие (3.1) обосновано фактическими конструктивно-техническими и технологическими характеристиками проекта энергоблока АЭС и результатами углубленного анализа безопасности вероятностными и детерминистскими методами.

Проектом АЭС предусмотрены ФБ, обеспечивающие предотвращение развития и ликвидацию последствий потенциально возможных ИС аварий/аварийных ситуаций, набор (перечень) которых также определяется проектными характеристиками и опытом эксплуатации. Типовой набор ФБ для серийных энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 для примера приведен в табл. 3.1.

Таблица 3.1. Перечень проектных функций безопасности ВВЭР-1000 (В-320)

| Код | Функции/подфункции безопасности | Требуемые системы и оборудование | Оперативное наименование |
|--|--|---|--------------------------|
| <i>ФБ-1 Управление реактивностью</i> | | | |
| A ₁ | Аварийный останов реактора | СУЗ – АЗ | АЗ |
| B ₁ | Ввод бора в 1-й контур | Система продувки-подпитки и борного регулирования | ТК + ТВ10 |
| B ₂ | Ввод бора в 1-й контур | САОЗ ВД | TQ13,23,33 |
| B ₃ | Ввод бора в 1-й контур | САОЗ ВД | TQ14,24,34 |
| B ₄ | Ввод бора в 1-й контур | ГЕ САОЗ | УТ |
| C | Отключение ГЦН аварийной петли (неуправляемый отбор пара) | ГЦН | УД |
| <i>ФБ-2 Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре</i> | | | |
| D ₁ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре системой ТК | Система продувки-подпитки и борного регулирования | ТК + ТВ10 |
| D ₂ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре САОЗ ВД | САОЗ ВД | TQ13,23,33 |
| D ₃ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре ГЕ САОЗ | ГЕ САОЗ | УТ |
| D ₄ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре САОЗ НД | САОЗ НД в режиме работы через прямок гермозоны | TQ12,22,32 |
| <i>ФБ-3 Отвод тепла по 2-му контуру</i> | | | |
| E ₁ | Подпитка ПГ | Система вспомогательной питательной воды (ВПЭН) | RL |

| Код | Функции/подфункции безопасности | Требуемые системы и оборудование | Оперативное наименование |
|---|--|---|--------------------------|
| E ₁ | Подпитка ПГ | Система аварийной питательной воды (АПЭН) | ТХ10,20,30 |
| E ₂ | Поддержание давления во 2-м контуре | БРУ-А | ТХ |
| E ₂ | Поддержание давления во 2-м контуре | БРУ-К | RC |
| E ₂ | Поддержание давления во 2-м контуре (защита 2-го контура от превышения давления) | ПК ПГ | ТХ |
| E ₃ | Расхолаживание по 2-му контуру | БРУ-А | ТХ |
| E ₃ | Расхолаживание по 2-му контуру | БРУ-К | RC |
| <i>ФБ-4 Отвод тепла по 1-му контуру</i> | | | |
| F ₁ | Расхолаживание по 1-му контуру и отвод остаточных тепловыделений | САОЗ НД в режиме планового расхолаживания | TQ12,22,32 |
| F ₂ | Расхолаживание по 1-му контуру и отвод остаточных тепловыделений | САОЗ НД в режиме работы из бака ГА-201 | TQ12,22,32 |
| F ₃ | Расхолаживание по 1-му контуру и отвод остаточных тепловыделений | САОЗ ВД в режиме работы из бака ГА-201 | TQ13,23,33 |
| <i>ФБ-5 Управление давлением 1-го контура</i> | | | |
| G ₁ | Управление давлением 1-го контура | Система компенсации давления 1-го контура (впрыск в КД от ГЦН) | УР |
| G ₁ | Управление давлением 1-го контура | Система компенсации давления 1-го контура (впрыск в КД от системы ТК) | ТК |
| G ₁ | Управление давлением 1-го контура | Система аварийного газоподудаления | УР |
| G ₂ | Защита 1-го контура от превышения давления | Система защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД) | УР |
| <i>ФБ-6 Изоляция ПГ</i> | | | |
| P ₁ | Изоляция ПГ по пару | БЗОК | ТХ |
| P ₂ | Изоляция ПГ по питательной воде | Регуляторы и задвижки основной и аварийной питательной воды | RL + ТХ |
| <i>ФБ-7 Обеспечение электроснабжения</i> | | | |
| R | Аварийное электроснабжение | Система надежного электроснабжения | DG |

Выполнение ФБ осуществляется предусмотренными проектом СБ, специально предназначенных для выполнения ФБ, а также системами нормальной эксплуатации. Характерной особенностью проектов ВВЭР является тот факт, что для большинства ФБ их выполнение осуществляется несколь-

кими функционально независимыми СБ, которые являются многоканальными, а каждый канал способен в полном объеме выполнить необходимую ФБ. Такие проектные принципы дублирования, независимости и резервирования определяют высокий уровень безопасности ВВЭР и имеют важное значение при УЗА.

Для каждого потенциального ИС/обобщенной группы ИС вероятностная модель углубленного анализа безопасности определяет возможные последовательности развития процесса (АП) – «ДС» – по оценкам вероятности выполнения системами проектных ФБ – «ДО» (по терминологии ВАБ). Промежуточные и конечные состояния АП, а также соответствия условиям безопасности определяются на основе детерминистских методов («критерии успеха»).

Для УЗА значение имеют только те АП, которые могут привести к тяжелому повреждению топлива и недопустимому выбросу РВ за их пределы. К таким последствиям могут привести только отказы критических (минимальных) конфигураций систем, обеспечивающих выполнение соответствующих КФБ. Остальные АП (не связанные с отказами ККС КФБ, а соответственно априори не приводящие к недопустимым последствиям) для обоснования мер по УЗА могут быть исключены (рассматриваются в проектных режимах).

Таким образом, каждому потенциальному ИС/обобщенной группе событий соответствует определенный («индивидуальный») набор и последовательность реализации ККС КФБ, отказы которых могут привести к недопустимым последствиям для безопасности, что и отражает условие (3.1).

2. При симптомно-ориентированном подходе набор и последовательность признаков (симптомов) аварии/аварийной ситуации \bar{S}_i для ИС/ $\bar{I}C_i$ также соответствует набору и последовательности соответствующей ККС, обеспечивающих выполнение КФБ,

$$\bar{S}_i (I C_i / \bar{I} C_i) \Rightarrow \sum_j K K C_j (K F B_j). \quad (3.2)$$

Соответствие (3.2) является следствием (3.1) и условия однозначного соответствия набора и последовательности реализации симптомов ИС/обобщенной группы ИС с учетом принципов адекватности ЗА и минимальной достаточности

$$\bar{S}_i (I C_i / \bar{I} C_i) \Leftarrow I C_i / \bar{I} C_i. \quad (3.3)$$

3. Наборы возможных АП, которые могут привести к недопустимым последствиям, также определяются соответствующим набором и последовательностей ККС КФБ, так как соответствуют конкретным ИС. С учетом (3.1)

$$A P_i (I C_i / \bar{I} C_i) \Leftarrow \sum_j K K C_j (K F B_j). \quad (3.4)$$

4. АУЗА должны соответствовать каждой последовательности, которая может привести к недопустимым последствиям. Следовательно,

$$\sum_j \text{ККС}_j (\text{КФБ}_j) \leftarrow \text{АП}_j (\text{ИС}_j) \Rightarrow \text{АУЗА}_j / \text{ОАУЗА}_j. \quad (3.5)$$

Таким образом, с учетом приведенных положений и условий соответствия (3.1) – (3.5) общую структуру метода обоснования алгоритмов управления запроектными авариями по ККС (УЗА ККС) можно представить в следующем виде (рис. 3.2).

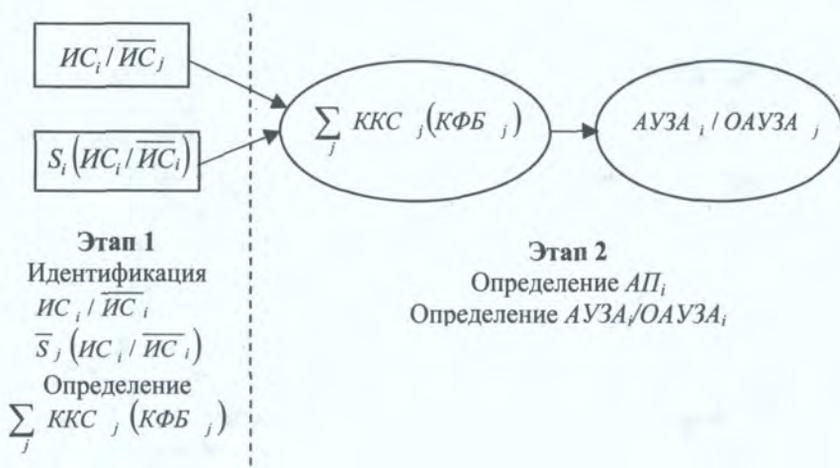


Рис. 3.2. Общая структура метода идентификации АУЗА по ККС, обеспечивающих выполнение КФБ (метод УЗА ККС).

Ключевым моментом метода УЗА ККС является определение необходимых и достаточных ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, которое может быть осуществлено в рамках углубленного анализа безопасности вероятностными и детерминистскими методами. В частности, для АЭС с ВВЭР такие обоснования получены в рамках методологии ВАБ. По ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, определяются наборы АП, которые могут привести к недопустимым последствиям, а также соответствующие им АУЗА. Кроме того, ККС КФБ фактически являются основным критериями обобщения групп ИС и соответствующих признаков аварий.

Реализация метода УЗА ККС может осуществляться в два этапа (см. рис. 3.2).

Этап 1. Идентификация ИС, симптомов (признаков) и ККС ЗА.

Этап 2. Идентификация АП, которые могут привести к недопустимым последствиям и АУЗА.

3.2. Идентификация обобщенных групп исходных событий и аварийных последовательностей

В основе идентификации обобщенных групп ИС и АП ЗА, которые могут привести к недопустимым последствиям, лежит общий критерий – единый набор ККС КФБ (см. формулы (3.1) – (3.4)).

Метод группирования ИС по формуле (3.1) обеспечивает возможность построения ОАУЗА, который является универсальным для всех возможных ИС в рамках одной группы. Универсальность ОАУЗА определяется: идентичностью набора и последовательности действия ККС; полнотой учета всех возможных запроектных АП в рамках исходной группы событий, которые могут привести к недопустимым последствиям.

Вопросы группирования ИС при построении ОАУЗА наиболее актуальны для доминантных в отношении безопасности ВВЭР аварий с потерей теплоносителя (течи 1-го контура в ГО и окружающую среду, течи из 1-го контура во 2-й), так как разнообразие размеров и местоположений возможных течей образует фактически неограниченное количество соответствующих ИС. При группировании ИС с потерей теплоносителя обычно применяют классификацию групп по диапазону эквивалентного диаметра течи. Такая классификация носит сугубо информативный характер, основанный на зависимости возможностей ККС (в частности, расхода подачи запасов теплоносителя СБ) обеспечения КФБ от размера (расхода) течи. Однако эта зависимость не однозначна и определяется корректностью моделирования аварийных процессов (например, расчетных значений расходов в течь). Возможно, этим можно объяснить тот факт, что формально для одних и тех же групп ИС с течами 1-го контура в гермообъем в отдельных случаях по результатам расчетного моделирования получают разные значения диапазонов эквивалентных диаметров течей¹. Кроме того, с учетом действующих систем контроля и диагностики АЭС с ВВЭР далеко не всегда представляется возможность достаточно точной идентификации размера и местоположения течи 1-го контура.

Для ИС с течами из 1-го контура во 2-й из конструктивных представлений можно, например, рассматривать две группы ИС ЗА: разрыв одной теплообменной трубки ПГ (малая течь) и отрыв крышки коллектора или более одной теплообменной трубки ПГ (средняя течь). Однако приемлемость такого подхода группирования ИС с течами из 1-го контура во 2-й требует дополнительных обоснований в части: идентичности набора последовательности и времени действий ККС для ИС с разрывом более одной трубки ПГ и ИС с отрывом крышки коллектора ПГ; исключения большой течи из 1-го контура во 2-й и др.

Более обоснованным при группировании ИСА с потерей теплоносителя является критерий (3.1). В случае успешного обеспечения выполнения КФБ соответствующими наборами ККС реактор будет находиться в конеч-

¹ Так, например, в ОАБ [37] большие течи LLOCA при эквивалентных диаметрах более 200 мм, а в ИЛА [22] – более 30 мм.

ном безопасном состоянии (ОК). Критериями безопасного конечного состояния для аварий с течами 1-го контура обычно являются [26]: подкритичность реактора не менее 2 %; давление 1-го контура ниже напора, развиваемого аварийными насосами низкого давления; длительный теплоотвод от активной зоны осуществляется или насосами САОЗ по линии рециркуляции через приемок гермозоны (для больших и средних течей), или через ПГ 2-м контуром с периодической подпиткой 1-го контура (для малых течей 1-го контура), или насосами САОЗ по ЛПР с периодической подпиткой 1-го контура (для малых течей 1-го контура); отсутствие повреждения ГО (контайнмента).

Для аварий с течами из 1-го контура во 2-й дополнительный критерием является отсутствие сверхнормативных радиоактивных выбросов в окружающую среду через систему ПСУ 2-го контура.

Развитие АП при успешном выполнении всех ККС соответствующих КФБ можно условно определить как *границную ЗА без тяжелых последствий*¹. Граничной ЗА такая АП является потому, что в ККС учитываются минимальные наборы каналов/оборудования, обеспечивающие выполнение КФБ, т.е. допускаются отказы сверх принципа единичного отказа, определенного для ПА [1]. При работоспособных конфигурациях систем больше, чем минимальные наборы ККС, АП ЗА также должны иметь безопасные конечные состояния вплоть до условий развития АП проектных аварий. В этом случае УЗА (включая граничную ЗА) сводится к обеспечению и контролю работоспособности минимальных конфигураций систем, которые в свою очередь обеспечивают выполнение КФБ. При конфигурациях меньших, чем в ККС, управление АП должно осуществляться в результате действий и технических мероприятий по восстановлению критических конфигураций и/или дублированию выполнения КФБ другими системами. Например, как следует из табл. 3.1, обеспечение КФБ «Управление реактивностью» по аварийному вводу борного раствора в 1-й контур может дублироваться при высоких давлениях системами продувки-подпитки ТК, борного регулирования ТВ10, аварийного охлаждения и ввода бора насосами высокого давления, а при низких – системой ГЕ и насосами низкого давления САОЗ.

Таким образом, ключевым вопросом при идентификации ИС и АП ЗА (а соответственно и разработке соответствующих АУЗА) является определение ККС, обеспечивающих выполнение КФБ. В общем случае определение ККС должно осуществляться на основе следующих последовательных этапов: анализ проектного назначения и технических характеристик СВБ; моделирование ПА при варьировании ИС; моделирование последовательностей развития и конечных состояний ЗА. По проектно-конструкторским характеристикам определяется полный набор систем, обеспечивающих выполнение ФБ (см., например, табл. 3.1.) и предварительную последовательность в хронологическом порядке их подключения в процессе развития аварии.

¹ В некоторых ВАБ (например, [26]) такая АП определена как проектное протекание аварии, что не вполне корректно, так как в ККС определена возможность дополнительных отказов сверх принципа единичного отказа.

По результатам моделирования ПА уточняют: перечень ФБ, обеспечение которого достаточно для проектного протекания аварий; хронологическую последовательность подключения систем и действий операторов при проектном протекании аварий.

По результатам моделирования ЗА: определяют ККС, обеспечивающих выполнение или дублирования КФБ, а также набор возможных запроектных АП и их конечных состояний; уточняют группирование ИСА, имеющих одинаковые ККС и хронологическую последовательность участия в развитии ЗА. При этом, в общем случае, процесс окончательного формирования критических конфигураций, ИС и АП ЗА носит итерационный характер по результатам моделирования.

При формировании конфигурации систем, обеспечивающих выполнение КФБ, обычно применяют два основных вероятностных метода, которые используются в общей методологии ВАБ: метод «малых ДС/больших ДО»; метод «больших ДС/малых ДО».

Метод «малых ДС/больших ДО» рассматривает в основном фронтальные системы, обеспечивающие выполнение КФБ, а системы, обеспечивающие фронтальные системы, рассматриваются в ДО. Соответственно метод «больших ДС/малых ДО» детализирует конфигурацию фронтальных и обеспечивающих систем. При корректном применении оба метода дают одинаковые конечные результаты. Однако с учетом необходимости минимизации количества алгоритмов УЗА более удобным является метод «малых ДС/больших ДО».

Общий метод формирования АП ЗА при определенных ИС и последовательности набора ККС (ККС), обеспечивающих КФБ, представлен на рис. 3.3.



Рис. 3.3. Общий метод формирования АП ЗП.

В основе метода (который также применяется в общей методологии ВАБ) используются следующие положения.

1. ККС образуют верхние события АП. При выполнении каждой ККС назначенных КФБ возможны два варианта развития АП: выполнение функций (\oplus) или невыполнение (\ominus). Последующие события формируют аналогичные ситуации.

2. Вероятность узлового развития АП определяется вероятностью отказа ККС на основе системного анализа надежности.

3. Конечное состояние АП (критерии успеха) определяются по результатам детерминистского моделирования (ОК – безопасное состояние, СД – состояние с тяжелым повреждением).

АП № 1 – граничная ЗА без тяжелых последствий.

При таком подходе идентификации АП для формирования алгоритмов УЗА отсутствует необходимость моделирования аварий с не критичным набором работоспособных каналов/оборудования. Как указывалось выше, для таких ЗА (включая граничную ЗА) алгоритм УЗА сводится к обеспечению и контролю условий работоспособности и надежности выполнения ФБ ККС. Для АП с отказами ККС выполнения КФБ УЗА сводится к дополнительным действиям и мероприятиям по восстановлению и/или дублированию нарушенных (невыполненных) КФБ.

В итоге метод идентификации групп ИС и АП ЗА по ККС, обеспечивающих выполнение, восстановление или дублирование КФБ в рамках событийно-ориентированных подходов позволяет достаточно обоснованно ограничиться разработкой алгоритмов управления авариями для ИС и АП, которые могут привести к недопустимым последствиям.

3.3. Метод идентификации признаков (симптомов) запроектных аварий

В случае отсутствия или недостаточной надежности прямых методов идентификации ИСА при любых подходах управления авариями основополагающим фактором построения алгоритмов управления являются идентификация признаков (симптомов) аварии. В рамках событийно-ориентированного подхода по признакам идентифицируются ИС, а при симптомно-ориентированных подходах – непосредственно алгоритм управления аварией.

В общем смысле под *признаками (симптомами – S) аварий/аварийных ситуаций* следует понимать отклонения от условий нормальной эксплуатации, которые характеризуют факт возникновения ИС и соответствующих последовательностей. Признаками аварий могут быть отклонения технологических параметров (реактивности, давления, температуры и т.п.) от условий нормальной эксплуатации в рабочих и переходных режимах РУ; срабатывание уставок технологических защит и блокировок; отказы в системах, обеспечивающих выполнение ФБ и др. При этом следует понимать, что не каждое отклонение технологических параметров является признаком аварии. Например, вибрация оборудования, различные виды теплогидродинамической и

нейтронно-физической неустойчивости, турбулентные пульсации теплоносителя и т.п. также характеризуются отклонениями технологических параметров, но могут и не быть признаками аварий. Признаками аварий являются только те отклонения, которые отражают непосредственные условия ИСА.

Идентификация таких признаков для конкретных ИС (в рамках СБОАИ) или АУЗА (в рамках СОАИ) может быть определена на основе моделирования АП.

Признаки аварий могут быть контролируруемыми системами измерений и диагностики или неконтролируемыми. Для идентификации ИС или алгоритмов управления могут быть использованы только *контролируемые признаки*.

Метод идентификации признаков (симптомов – S) ЗА регламентирует требования и порядок их определения. В основе метода находятся следующие положения:

1. В наборе признаков, идентифицирующих ИС и/или алгоритмы управления авариями, используются только контролируемые оператором, системами измерений и диагностики (*принцип контролируемости* симптомов).

2. Используются две группы симптомов:

набор и последовательность симптомов для идентификации непосредственного ИСА (*симптомы ИС*);

набор и последовательность симптомов промежуточных исходных состояний ЗА, связанных с отказами систем, обеспечивающих выполнение ФБ (*симптомы ЗА*).

Симптомы ИС $S_{ИС}$ определяются набором и последовательностью характерных для ИС отклонений контролируемых технологических параметров S_1 и набором и последовательностью характерных для ИС срабатываний уставок защит и блокировок S_2

$$S_{ИС} = S_{ИС}(S_1, S_2). \quad (3.6)$$

Симптомы ЗА $S_{ЗА}$ определяются набором и последовательностью контролируемых отказов систем, обеспечивающих выполнение ФБ, $S_{ом}$:

$$S_{ЗА} = S_{ЗА}(S_{ом}). \quad (3.7)$$

Наборы и последовательности реализации симптомов ИС и ЗА определяются по результатам моделирования аварийных процессов с учетом критерия соответствия ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, или опыта управления/ликвидации аварий в натуральных условиях.

3. При формировании наборов и последовательностей симптомов ИС применяются принципы минимальной достаточности и адекватности ИС.

Принцип минимальной достаточности определяет необходимость применения минимального набора симптомов, но достаточных для идентификации ИСА

$$S_{ИС} \rightarrow \min(S_1, S_2). \quad (3.8)$$

Выполнение принципа минимальности и достаточности необходимо для упрощения, а соответственно и повышения надежности действий оператора по идентификации ИС или по выбору алгоритмов управления аварией.

Принцип адекватности ИС определяет необходимость дополнительного условия по различию достаточных наборов и последовательностей симптомов между другими ИС/обобщенными группами ИС. Очевидно, что в случае невыполнения этого принципа идентификация ИС или выбор алгоритмов управления необоснованны.

4. Идентификация симптомов обобщенных групп ИС должно осуществляться на основе *принципа идентичности* симптомов обобщаемых ИС.

Этот тезис можно подтвердить на простейшем примере для двух ИС ЗА: ИС₁ и ИС₂, каждое из которых имеет определенные наборы симптомов (признаков) $S_1(t)$ и $S_2(t)$.

Обобщающий набор симптомов $S_0 = f_1(S_1, S_2)$ и определяется общими симптомами для двух множеств S_1 и S_2 . Графически этот результат представлен на рис. 3.4. В случае наличия общих симптомов, каждый из которых является характерным и необходимым условием возникновения и развития ЗА, эти симптомы и определяют набор обобщающих симптомов (см. рис. 3.4, а).



Рис. 3.4. Графическая интерпретация обобщающих симптомов.

Принципиальным вопросом при определении обобщающего набора симптомов S_0 является необходимость подтверждения того, что входящие в набор S_0 симптомы являются характерными и необходимыми условиями возникновения и развития обобщаемых ЗА. В случае отсутствия таких симптомов обобщающий (огибающий) набор симптомов S_0 не обоснован.

Таким образом, первым условием построения обобщаемых симптомов \bar{S}_0 группы ИС и АП является наличие одинакового набора характерных и необходимых симптомов при выполнении принципов минимальной достаточности и адекватности ИС

$$\bar{S}_0 = idem \{ S_j \}. \quad (3.9)$$

Однако условие (3.9) не является достаточным для идентификации обобщенных алгоритмов, так одинаковые симптомы разных группированных ИСА могут иметь, в общем случае, разные временные интервалы реализации:

$$\text{idem} \{ S_j \} = \begin{pmatrix} C_1(t_{j1}) \\ C_2(t_{j2}) \\ \vdots \\ C_n(t_{jn}) \end{pmatrix}, \quad (3.10)$$

где C_n – набор одинаковых и необходимых симптомов группируемых j -х ИС с t_{jm} временем реализации в процессе развития аварийного процесса ($m = 1, \dots, n$).

Поэтому при обобщении симптомов в общем случае необходимо рассматривать диапазоны временных интервалов одинаковых наборов симптомов, для которых должны выполняться принципы минимальной достаточности и адекватности обобщаемой группы ИС

$$\Delta t_m \in \{ t_{jm} \}. \quad (3.11)$$

Тогда окончательное условие принципа идентичности симптомов обобщаемых ИС

$$\bar{S}_0 = \text{idem} \{ S_j \} = \{ C_m(\Delta t_m) \}. \quad (3.12)$$

Реализация принципа идентичности симптомов обобщаемых ИС неразрывна с реализацией принципов минимальной достаточности и адекватности ИС.

Таким образом, в соответствии с представленным методом идентификации признаков (симптомов) ИС и последовательностей ЗА предлагается следующий алгоритм их формирования.

1. По результатам моделирования аварийных процессов конкретных ИС/обобщенных групп ИС с учетом критерия соответствия ККС КФБ определяются наборы и последовательность реализации всех возможных признаков (симптомов) ИС и последовательностей ЗА.

2. Для отдельных ИС ЗА определяется конечный набор и последовательность их реализации на основе принципов контролируемости, минимальной достаточности и адекватности.

3. Симптомы обобщенных групп ИС определяются в соответствии с принципом идентичности симптомов (3.12) и последующей проверкой на соответствие принципу адекватности ИС и последовательностям ЗА.

3.4. Обобщенный алгоритм управления запроектными авариями

Построение ОАУЗА основывается на методе УЗА ККС, основные положения которого изложены в предыдущих разделах. Согласно этому методу управление запроектными АП (имеющими условия граничной запроектной последовательности с безопасным конечным состоянием) осуществляется

алгоритмами при проектном протекании аварийных процессов. Для ЗА с возможными тяжелыми последствиями ОАУЗА для каждой группы ИС и/или симптомов ИС может быть определен по индивидуальному набору и последовательностей ККС, обеспечивающих выполнение, восстановление и дублирование КФБ:

Схематично ОАУЗА, реализация которого осуществляется поэтапно, представлен на рис. 3.5.

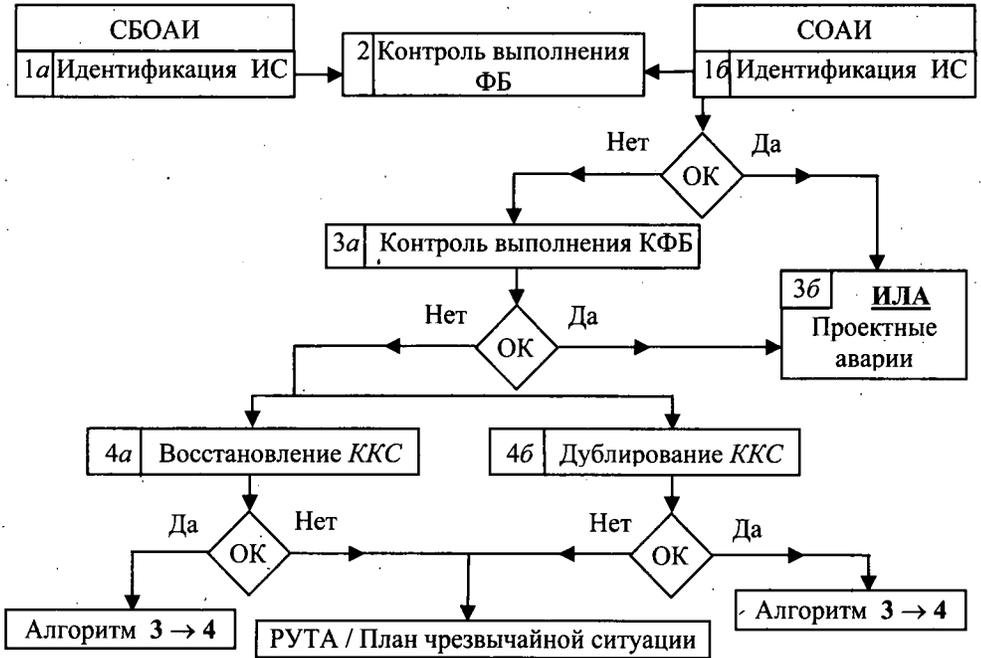


Рис. 3.5. Обобщенный алгоритм управления ЗА.

Этап 1. На начальном этапе оператор по контролируемым признакам или прямым методам измерений идентифицирует: принадлежность события к обобщенным симптомам ИС, имеющих общий алгоритм управления аварией; принадлежность события к обобщенным группам ИСА, имеющих общий алгоритм управления аварией.

По результатам идентификации ИС и их симптомов определяется соответствующий индивидуальный набор ККС КФБ и алгоритм управления аварией.

Этап 2. Далее оператор осуществляет контроль выполнения ФБ и управление аварией в проектном режиме (по ИЛА).

Этап 3. В случае невыполнения условий развития ПА возникают условия ЗА и на этом этапе оператор осуществляет контроль выполнения КФБ соответствующими конфигурациями систем, обеспечивающих их выполнение. В случае успешного выполнения КФБ (вплоть до минимальных конфи-

гураций систем, обеспечивающих их выполнение) дальнейшее управление аварией осуществляется в проектном режиме по ИЛА.

Этап 4. В случае отказа на любом этапе развития аварийного процесса системы по обеспечению соответствующей КФБ возникают два одновременных этапа дальнейшего управления аварией: восстановление работоспособности каналов системы (этап 4а) и дублирование выполнения КФБ другими СБ (этап 4б).

Восстановление работоспособности системы может осуществляться как периодическим повторением включения отказавших каналов системы, так и диагностикой и устранением причин отказов. Дублирование выполнения КФБ должно осуществляться, в первую очередь, другими системами, обеспечивающими по проекту выполнение аналогичных ФБ. Если по технологическим причинам невозможно одновременное управление аварией по восстановлению отказавших каналов системы и по дублированию выполнения КФБ другими системами, приоритет отдается дублированию.

В случае успешных действий по дублированию и/или по восстановлению выполнения КФБ за время, отведенное для осуществления этих действий t_{li} , АУЗА повторяется для последующих ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, вплоть до конечного безопасного состояния аварийного процесса.

Этап 5. В случае невыполнения успешных действий по дублированию и по восстановлению выполнения КФБ за время, отведенное для осуществления этих действий, могут возникнуть недопустимые последствия (тяжелое повреждение топлива, сверхнормативные радиоактивные выбросы). Дальнейшие мероприятия должны осуществляться либо в соответствии с РУТА, либо планами чрезвычайных ситуаций.

Важно отметить, что в проектных решениях, критериях безопасности и результатах углубленного анализа безопасности ВВЭР заложен значительный уровень консерватизма, который определяет, в общем случае, необязательное наступление недопустимых последствий при невыполнении отдельных КФБ. Такое положение надо учитывать при управлении дальнейшими аварийными процессами. Только по результатам соответствующего контроля можно констатировать факт наступления недопустимых последствий.

Представленный обобщенный алгоритм действий по УЗА определяет общие необходимые организационно-технические мероприятия.

1. Техническое обеспечение системами контроля и диагностики возникновения ИСА и их симптомов.

2. Автоматизация идентификации ИСА и АУЗА по обобщенным признакам (симптомам) с учетом принципов минимальности, достаточности и адекватности.

3. Разработка дополнительных технических средств и мероприятий по восстановлению/дублированию КФБ, а также ослаблению последствий ЗА.

4. Техническое обеспечение системами контроля и диагностики выполнения назначенных ФБ (в том числе для управляющих и обеспечивающих СБ).

5. Организация оперативного реагирования по диагностике и восстановлению отказавших систем, обеспечивающих выполнение КФБ.

6. Автоматизация дублирования выполнения КФБ разными системами.

7. Техническое обеспечение диагностики и автоматической изоляции аварийного оборудования.

8. Модернизация и повышение надежности СВБ.

9. Разработка руководств и инструкций по УТА и планов мероприятий в чрезвычайных ситуациях.

Характерным примером дополнительных мероприятий по УЗА являются проекты ВВЭР нового поколения (в частности, НВАЭС-2 с ВВЭР 392М и ТАЭС), в которых предусмотрены:

1) две ЗО для снижения последствий радиоактивных выбросов в окружающую среду и падений тяжелых объектов;

2) дополнительные пассивные (СПОТ) и активные ЛСБ;

3) «ловушки» топливного расплава при ТА (УЛР);

4) система контроля и удаления водорода из помещений системы ГО;

5) ограничители разрыва трубопроводов 1-го контура и др.

В работах «Атомэнергопроект» (Санкт-Петербург, Россия) по обоснованию безопасности ВВЭР нового поколения в качестве примера представлены технические решения, направленные на повышение эффективности УЗА: система двойной ЗО; система контроля и удаления водорода; система локализации расплава топлива; система ограничителей разрыва трубопроводов 1-го контура.

Современные общеевропейские требования (EUR) к УЗА на АЭС определяют необходимость независимости систем отвода тепла контайнмента от других систем, которые используются для предотвращения разрушения активной зоны, и отсутствия активных элементов систем отвода тепла от контайнмента внутри него. Система отвода тепла от контайнмента при ЗА должна быть рассчитана на единичный отказ, 72 ч автономной работы при невмешательстве оператора в течение 12 ч с начала аварии. Оборудование, предусмотренное для смягчения последствий ТА, должно быть независимо от оборудования, предусмотренного для проектных режимов.

Глава 4. Управление запроектными авариями с потерей теплоносителя на номинальной мощности реактора

4.1. Основные результаты моделирования запроектными авариями с потерей теплоносителя

На основе приведенного в предыдущем разделе метода построения ОАУЗА по ККС (метод УЗА ККС) идентификация групп ИСА, обобщенных АП и алгоритмов управления (ОАУЗА) ЗА осуществляется по набору и последовательности КФБ и соответствующих ККС, обеспечивающих их выполнение или дублирование, которые для ЗА с потерей теплоносителя (ЗА ПТ) могут быть определены по результатам моделирования вероятностными и детерминистскими методами в рамках углубленного анализа безопасности (ВАБ/ОАБ).

Для конкретизации ниже приведены результаты ВАБ серийного энергоблока с ВВЭР-1000 [37]¹. Принятое группирование ИСА и основные положения при моделировании ЗА ПТ приведены в табл. 4.1, а КФБ и конфигурации систем, обеспечивающих их выполнение, – в табл. 4.2 (технологические обозначения систем для ВВЭР-1000 (В-320) приведены в табл. 4.1). Рис. 4.1 – 4.5 представляют смоделированные АП для каждой группы ИС.

С учетом целей УЗА, которые связаны с действиями и техническими мероприятиями как для предотвращения, так и для ослабления тяжелых последствий, по результатам моделирования АП ЗА в рамках углубленного анализа можно сформулировать достаточный перечень ЗА ПТ для серийных энергоблоков с ВВЭР-1000:

- 1) большая неизолируемая течь 1-го контура в ГО с отказами ГЕ САОЗ и/или САОЗ НД и/или САОЗ ВД и/или ЛСБ;
- 2) средняя неизолируемая течь 1-го контура в ГО с отказами АЗ и/или САОЗ ВД и/или ГЕ САОЗ и/или САОЗ НД и/или ЛСБ;
- 3) малая некомпенсируемая системой подпитки продувки течь 1-го контура в ГО с отказами АЗ и/или САОЗ ВД и/или ВПЭН и/или АПЭН и/или ПСУ (открытие-закрытие) и/или ГЕ САОЗ и/или САОЗ НД и/или YR и/или ЛСБ;
- 4) малая компенсируемая системой подпитки-продувки течь 1-го контура в ГО с отказами ТК и/или АЗ и/или САОЗ и/или САОЗ НД и/или YR и/или ЛСБ;
- 5) малая течь 1-го контура во 2-й с отказами ТК и/или АЗ и/или САОЗ ВД и/или ВПЭН и/или АПЭН и/или изоляции аварийного ПГ и/или ПСУ (открытие-закрытие) и/или YR и/или ГЕ САОЗ и/или САОЗ НД;
- 6) средняя течь 1-го контура во 2-й с отказами АЗ и/или изоляции аварийного ПГ и/или ВПЭН и/или АПЭН и/или ПСУ и/или YR и/или САОЗ ВД (включение-отключение) и/или ГЕ САОЗ и/или САОЗ НД.

¹ Результаты ОАБ пилотного энергоблока с ВВЭР-1000/В320 приведены в качестве примера. Необходимо учитывать, что эти результаты непрерывно уточняются и дополняются.

Таблица 4.1. Группирование ИС и основные положения моделирования ЗА ПТ [37]

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|---|---|
| <i>S1 Большие течи 1-го контура (200 – 850 мм)</i> | |
| <p>Эта группа включает неизолируемые течи теплоносителя в пределах ГО, при которых энергия, отводимая с течью, больше энергии остаточных тепловыделений и достаточна для быстрого снижения параметров 1-го контура до давления, обеспечивающего подачу раствора борной кислоты в 1-й контур насосами САОЗ НД без дополнительного отвода тепла по 2-му контуру.</p> <p>В результате выброса горячего теплоносителя давление и активность под ГО резко возрастают. Наиболее опасным вариантом большой течи является мгновенный разрыв полным сечением холодной нитки петли на участке между реактором и ГЦН при работе РУ до аварии на номинальной мощности.</p> <p>Безопасным конечным состоянием для данного вида течей является «холодный останов»</p> | <p>Зависимые отказы 1-го канала САОЗ НД от места разрыва и отказ ГЕ САОЗ, связанный с разрывом соединительной линии с реактором, смоделированы в явном виде в функциональных ДО, связывающих ДО систем с ДС.</p> <p>Функция «Ввод бора» обеспечивается работой 1-го канала САОЗ НД от бака ГА-201 и впрыском от двух ГЕ САОЗ. Концентрация бора в теплоносителе прямка ГО гарантированно будет выше стояночной концентрации, даже если консервативно рассматривать возникновение ИСА в конце кампании, когда концентрация борной кислоты в теплоносителе 1-го контура минимальна.</p> <p>Работа двух каналов САОЗ ВД может успешно заменить канал САОЗ НД в области низких давлений. Указанная взаимозаменяемость смоделирована в функциональных ДО, связывающих ДО систем с ДС.</p> <p>АЗ реактора не является критичной для данного вида течей. Возможность дублирования отказов ГЕ САОЗ насосами высокого давления не учитывалась.</p> <p>ФБ по обеспечению снижения давления и герметичности СГО не учитывались</p> |
| <i>S2 Средние течи 1-го контура (50 – 200 мм)</i> | |
| <p>Эта группа включает некомпенсируемые течи теплоносителя в пределах ГО, при которых энергия, отводимая с течью, больше или равна энергии остаточных тепловыделений. Расход теплоносителя через течь достаточен для быстрого снижения параметров 1-го контура до давления, развивае-</p> | <p>Функция «Расхолаживание КД» не требуется по условиям протекания процесса.</p> <p>Функции долговременного поддержания запаса теплоносителя 1-го контура и расхолаживания по 1-му контуру в диапазоне низких давлений могут быть выполнены одним каналом САОЗ НД.</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|---|---|
| <p>мого насосами САОЗ НД. Отвод тепла с использованием систем 2-го контура для данного вида течей не является необходимым.</p> <p>До начала подачи раствора борной кислоты насосами САОЗ НД в 1-й контур функция обеспечения запаса теплоносителя обеспечивается работой одного насоса аварийного расхолаживания высокого давления ТQ13(23,33) или двух ГЕ САОЗ.</p> <p>В результате выброса горячего теплоносителя давление и активность под ГО резко возрастают. Снижение параметров 1-го контура приводит к инициированию срабатывания защит САОЗ и запуску механизмов систем обеспечения безопасности. Безопасным конечным состоянием для данного вида течей является «холодный останов»</p> | <p>Действия оператора по отключению насосов ТQ13-33 перед вводом в работу насосов ТQ12-32 не моделируются ввиду того, что эти действия предписаны действующей ИЛА.</p> <p>АЗ является критичной.</p> <p>ФБ по обеспечению снижения давления и герметичности СГО не учитывались</p> |
| <i>53 Малые некомпенсируемые течи 1-го контура (11 – 50 мм)</i> | |
| <p>Эта группа включает неизолируемые течи 1-го контура в пределах гермозоны эквивалентным диаметром от 11 до 50 мм, которые не могут быть компенсированы системой подпитки-продувки 1-го контура. Штатной системой для преодоления такой аварии является САОЗ ВД (ТQ13-33), запускаемая автоматически по сигналу «$\Delta T_{slk} < 10 \text{ }^\circ\text{C}$» или «$P_{го} > 0,3 \text{ кгс/см}^2$».</p> <p>Энергия, выносимая в течь, меньше энергии остаточных тепловыделений, и для проектного протекания аварии обязательно требуется работа систем 2-го контура в режиме поддержания давления (для АП с работающим САОЗ ВД) или расхолаживания (для АП с отказом САОЗ ВД).</p> | <p>В случае отказа высоконапорных систем поддержания запаса теплоносителя 1-го контура 2-й контур не позднее чем через 30 мин должен быть переведен в режим расхолаживания со скоростью не менее $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$. Такой режим работы 2-го контура позволит (без оголения активной зоны) снизить давление 1-го контура до давления срабатывания ГЕ САОЗ.</p> <p>Возникновение причин, нарушающих условие хладноломкости корпуса реактора, не рассматривается.</p> <p>Действия оператора по отключению насосов ТQ13-33 перед вводом в работу насосов ТQ12-32 не моделируются ввиду того, что эти действия предписаны действующей ИЛА, просты в исполнении, и персонал располагает достаточным запасом времени (несколько часов) для выполнения действий.</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|---|--|
| <p>Безопасным конечным состоянием для АП, в которых САОЗ ВД (ТQ13-33) проектно функционирует, является «горячий останов», для последовательностей с отказом САОЗ ВД – «холодный останов»</p> | <p>Под отказом ПСУ понимается только отказ на открытие, так как отказ на закрытие после открытия при расхолаживании не является критичным.</p> <p>По причине того, что подача аварийной питательной воды моделируется на уровне отдельных ПГ, ручные действия по объединению баков и по заполнению баков от системы UA10 включаются в системные ДО.</p> <p>При отказе по ЛПР оборудования теплоотвод от активной зоны осуществляется за счет работы БРУ-А, БРУ-К в режиме расхолаживания</p> |
| <i>S4 Малые компенсируемые течи (до 11 мм)</i> | |
| <p>В этой группе рассматриваются неизолируемые течи 1-го контура в пределах ГО, которые могут быть компенсированы работой системы подпитки-продувки 1-го контура. Рассматриваются ИСА, при которых расход в течь превышает 0,7 м³/ч (более 2 м³/ч при известном месте течи), т.е. требующие остановки блока в плановом порядке с переводом его в режим «холодный останов».</p> <p>При проектном протекании аварии срабатывания АЗ и защит САОЗ не происходит.</p> <p>Характерными особенностями аварий данного класса являются:</p> <p>энергия, выносимая в течь, меньше энергии остаточных тепловыделений, и для проектного протекания аварии обязательно требуется работа систем 2-го контура в режиме поддержания давления (для АП с работающим САОЗ ВД) или расхолаживания (для АП с отказом САОЗ ВД);</p> <p>максимальный расход в течь при эквивалентном диаметре 11 мм компенсируется работой системы подпитки-продувки.</p> | <p>При наличии течи 1-го контура отсутствие действий персонала приведет через некоторое время к полному опорожнению деаэратора ТК10В01 и отключению насосов подпитки по фактору снижения давления на их всасе. Чтобы этого не произошло, оператору необходимо своевременно привести в работу насосы борного концентрата ТВ10, чтобы обеспечить подачу борированной воды от баков запаса ТВ10. Дополнительным средством для выполнения данной функции может служить система ТВ30 при условии наличия в баках раствора борной кислоты не менее стояночной.</p> <p>Проводя расхолаживание по 2-му контуру, оператор должен одновременно расхолаживать КД и поддерживать соответствие между температурой и давлением 1-го контура. Это достигается открытием арматуры аварийного газоудаления YR (предварительно объединив арматуру согласно действующей процедуре). В противном случае, эффект «паровой подушки» КД может вызвать зависание давления 1-го контура на уровне выше, чем уставка срабатывания САОЗ НД TQ12 в случае отказа</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|---|--|
| <p>Безопасным конечным состоянием для АП, в которых система ТК или САОЗ ВД проектно функционирует, является «горячий останов», для последовательностей с отказом САОЗ ВД – «холодный останов»</p> | <p>системы подпитки-продувки.</p> <p>В случае отказа систем ТК и TQ13 функция ввода бора может быть выполнена двумя каналами системы ввода бора высокого давления TQ14-34.</p> <p>В случае отказа высоконапорных систем поддержания запаса теплоносителя 1-го контура 2-й контур не позднее чем через 30 мин должен быть переведен в режим расхолаживания с максимально возможной скоростью. Такой режим работы 2-го контура позволит (без оголения активной зоны) снизить давление 1-го контура до давления срабатывания ГЕ САОЗ.</p> <p>Возникновение причин, нарушающих условие хладноломкости корпуса реактора, не рассматривается.</p> <p>Под отказом ПСУ понимается только отказ на открытие, так как отказ на закрытие после открытия при расхолаживании не является критичным.</p> <p>Для данного вида течей подпитка 1-го контура при наличии расхолаживания 2-м контуром не является критичным в течение более 25 ч, таким образом, аварийный процесс будет оставаться стабильным, даже если система ТК исчерпает свои ресурсы (баки запаса борированной воды ТВ10).</p> <p>По причине того, что подача аварийной питательной воды моделируется на уровне отдельных ПГ, ручные действия по объединению баков и по заполнению баков от системы UA10 включаются в системные ДО.</p> <p>При отказе по ЛПР из-за ошибки оператора или дефекта оборудования теплоотвод от активной зоны осуществляется за счет БРУ-А, БРУ-К в режиме расхолаживания</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|--|--|
| <i>Т41 Малые течи из 1-го контура во 2-й (13 мм)</i> | |
| <p>Событие связано с явной течью Ду 13 мм теплоносителя 1-го контура в межтрубное пространство ПГ вследствие разрыва трубки ПГ или неплотности нескольких трубок/коллектора аналогичного диаметра. В качестве аварии-представителя группы с максимальными консервативными последствиями выбран случай с двусторонним разрывом трубки ПГ.</p> <p>В результате разрыва трубки ПГ происходит истечение теплоносителя 1-го контура с расходом, зависящим от перепада давления между 1-м и 2-м контуром. В начальный период аварии течь не компенсируется работой одного насоса подпитки (расход в течь более 50 т/ч).</p> <p>При снижении давления 1-го контура до 152 кг/см² расход в течь становится соизмерим с расходом подпиточного агрегата, наступает стабилизация параметров 1-го контура, и могут быть не достигнуты уставки срабатывания АЗ.</p> <p>Отличительной особенностью данного ИСА является сложность идентификации аварийного ПГ. Параметры 2-го контура не изменяются (либо изменяются незначительно), так как при поступлении теплоносителя в аварийный ПГ регулятор уровня снижает расход питательной воды на аварийный ПГ. Поскольку величина течи намного меньше номинального расхода питательной воды, то изменение уровня или снижение расхода питательной воды в аварийный ПГ будут практически незаметны. Только после срабатывания АЗ по изменению параметров аварийного ПГ можно идентифицировать аварийный ПГ.</p> <p>Безопасным конечным состоянием для данного вида течей (в случае невозможности ее изолировать) является «холодный</p> | <p>Поступление теплоносителя в ПГ (с расходом до 80 т/ч) не вносит больших возмущений в работу основных регуляторов уровня ПГ. Предполагается, что основной регулятор уровня ПГ успешно снизит расход питательной воды на аварийный ПГ, так как номинальный расход через регуляторы составляет около 1500 т/ч. Отказ регуляторов приводит к медленному росту уровня в аварийном ПГ со скоростью, недостаточной для быстрой (в течение нескольких минут) идентификации аварийного ПГ.</p> <p>Если на ранней стадии аварии оперативный персонал не изолирует аварийный ПГ по основной и аварийной питательной воде, то после срабатывания АЗ и превышения расхода теплоносителя 1-го контура в течь (около 65 т/ч) над расходом питательной воды в ПГ (около 40 т/ч) регулятор будет продолжать регулирование уровня в ПГ и постепенно прикрываться вплоть до его полного закрытия. Если регулятор не закрылся, то изоляция аварийного ПГ произойдет автоматически по росту уровня в ПГ до 470 мм. Таким образом, вероятность изоляции аварийного ПГ по питательной воде незначительна.</p> <p>В начальный период аварийного процесса расход теплоносителя 1-го контура в течь составляет около 80 т/ч, что требует включение второго насоса ТК. Однако снижение параметров 1-го контура (снижение перепада между давлениями 1-го и 2-го контуров) приводит к снижению расхода в течь до величины, соизмеримой и даже меньшей, чем расход одного насоса ТК. В анализе консервативно рассматривается работа только одного насоса ТК, так как включение второго насоса ТК требуется только в начальный период аварии и помогает персона-</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|--------------------|--|
| останов» | <p>лу идентифицировать течь 1-го контура. Кроме того, в этом случае персонал быстрее нажмет ключ АЗ и, соответственно, быстрее идентифицирует аварийный ПГ.</p> <p>В случае невозможности обеспечения требуемого расхода подпитки 1-го контура (60 – 80 т/ч) персонал должен обеспечить подпитку 1-го контура насосами TQ13(23,33)D01 и TQ14(24,34)D01.</p> <p>После снижения давления 1-го контура и, соответственно, 2-го контура ниже уставки открытия БРУ-А оператор должен изолировать аварийный ПГ закрытием БЗОК.</p> <p>Предполагается, что стабильное конечное состояние будет достигнуто при условии выполнения функции управления реактивностью и подпитки 1-го контура и долговременном отводе тепла от РУ по 2-му контуру по замкнутому циклу (ПГ – БРУ-К – конденсаторы ТГ – КЭН – ВПЭН (или ТПН) – ПГ) либо по разомкнутому циклу ПГ – БРУ-А – АПЭН (подача питательной воды в ПГ одним насосом АПЭН с использованием минимум двух из трех баков ТХ10,20,30В01).</p> <p>Отказ САОЗ ВД на отключение приводит к большему выбросу РВ за пределы ГО, при этом происходит долговременное истечение пароводяной смеси через БРУ-А или ПК-ПГ. Действия персонала по переводу САОЗ ВД на рециркуляцию моделируются в явном виде в функциональном ДО «Управление давлением 1-го контура».</p> <p>По причине того, что подача аварийной питательной воды от ТХ10,20,30 моделируется на уровне отдельных ПГ, ручные действия по объединению баков ТХ (HEP2-EFW-TNK) и по заполнению баков от системы UA10 (HEP3-REC-UA10) включаются в системные ДО</p> |

| Характеристика ИСА | Основные положения моделирования АП |
|---|---|
| <i>T42 Средние течи из 1-го во 2-й контур (100 мм)</i> | |
| <p>Событие связано с течью теплоносителя 1-го контура в межтрубное пространство ПГ вследствие отрыва крышки коллектора ПГ эквивалентным диаметром 100 мм или неплотности нескольких трубок/коллектора аналогичным диаметром.</p> <p>Начальный период аварии протекает без участия персонала и характеризуется быстрым снижением параметров 1-го контура, срабатыванием АЗ и защит САОЗ 1-го контура с запуском СБ. Давление 1-го контура резко снижается и стабилизируется на уровне 67 – 70 кгс/см², вследствие снижения перепада давления между 1-м и 2-м контурами, расход теплоносителя 1-го контура в течь снижается. Происходит выброс теплоносителя 1-го контура в конденсатно-питательный тракт турбины по линии: аварийный ПГ – паропроводы – БРУ-К – конденсатор турбины. Безопасным конечным состоянием для данного вида течей является «холодный останов».</p> <p>Отличительная особенность данного ИСА – возникновение течи за пределы ГО и выброс радиоактивности через паропровод аварийного ПГ в атмосферу или в системы 2-го контура.</p> <p>Невыполнение функции снижения (поддержания) давления 1-го контура ниже уставок открытия ПСУ (БРУ-А, ПК ПГ) аварийного ПГ приведет к открытию ПСУ. Работа ПСУ в непроектном режиме (не рассчитаны на работу с пароводяной средой) с высокой вероятностью ведет к их отказу на закрытие. Такое протекание аварийного процесса является достаточно серьезным с точки зрения выхода радиоактивности за пределы ГО и повреждения активной зоны вследствие потери запасов борированной воды баков САОЗ и теплоносителя 1-го контура через открытое ПСУ</p> | <p>Для предотвращения повреждения активной зоны вследствие течи 1-го контура Ду 100 за пределы ГО требуется выполнение следующих функций:</p> <p>подпитка 1-го контура насосами САОЗ ВД и ГЕ САОЗ; ускоренное расхолаживание 1-го контура; отвод остаточных тепловыделений насосами САОЗ НД по ЛПР;</p> <p>прекращение потери теплоносителя 1-го контура через аварийный ПГ путем поддержания давления в 1-м контуре ниже 4 – 5 кгс/см². Аналогично, в случае неизоляции аварийного ПГ посредством БЗОК развивается течь 1-го контура за пределы ГО.</p> <p>Для обеспечения теплоотвода через 2-й контур требуется изолировать аварийный ПГ и восстановить перепад температуры между средой 1-го и 2-го контуров.</p> <p>Отказ САОЗ ВД на отключение приводит к большему выбросу РВ за пределы ГО, при этом происходит долговременное истечение пароводяной смеси через БРУ-А или ПК-ПГ.</p> <p>Действия персонала по переводу САОЗ ВД на рециркуляцию моделируются в явном виде в функциональном ДО «Управление давлением 1-го контура».</p> <p>Если оператор до момента закрытия БЗОК аварийного ПГ выполнит открытие линии газовых сдувок из КД, то это позволит обеспечить максимально быстрое восстановление запаса теплоносителя 1-го контура (заполнение КО до номинального уровня и выше) без увеличения давления 1-го контура до уставки открытия БРУ-А аварийного ПГ</p> |

Таблица 4.2. Критические ФБ и конфигурации систем при ЗА ПТ [37]

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|-----------------------------|---|---|-------------------|-------------------------------|
| S1 | CAOЗ ВД | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа двух каналов | Автоматически | Не ограничивается |
| | ГЕ CAOЗ | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа 1/2 ГЕ CAOЗ в верхнюю камеру смешения реактора и 1/2 ГЕ CAOЗ в нижнюю камеру смешения реактора | Автоматически | До исчерпания рабочего объема |
| | CAOЗ НД | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре. Отвод остаточных тепловыделений в области низких давлений | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |
| S2 | A3 | Аварийный останов реактора | Формирование сигнала A3 и ввод ОР СУЗ в активную зону | Автоматически | Быстродействующая |
| | CAOЗ ВД | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре. Отвод остаточных тепловыделений | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |
| | ГЕ CAOЗ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре. Ввод бора в 1-й контур | Работа 1/2 ГЕ CAOЗ в верхнюю камеру смешения реактора и 1/2 ГЕ CAOЗ в нижнюю камеру смешения реактора | Автоматически | До исчерпания рабочего объема |
| | CAOЗ НД | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре. Отвод остаточных тепловыделений | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|---------------------------------------|--|---|-------------------------|---|
| S3 | АЗ | Аварийный останов реактора | Формирование сигнала АЗ и ввод ОР СУЗ в активную зону | Автоматически | Быстродействующая |
| | Система подачи бора высокого давления | Ввод бора в 1-й контур | Работа двух каналов системы | Оператор | До исчерпания баков запаса |
| | САОЗ ВД | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |
| | ГЕ САОЗ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа 1/2 ГЕ САОЗ в верхнюю камеру смешения реактора и 1/2 ГЕ САОЗ в нижнюю камеру смешения реактора | Автоматически | До исчерпания объема |
| | САОЗ НД | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |
| | ВПЭН RL51,52D01 | Подпитка ПГ | Работа минимум одного насоса | Автоматически | Не ограничивается |
| | АПЭН | Подпитка ПГ | Работа минимум одного канала | Автоматически, оператор | До полного использования запаса ХОВ в баках |
| | БРУ-К | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа минимум одного клапана | Оператор | Не ограничивается |
| | БРУ-А | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа минимум одного клапана | Оператор | Не ограничивается |
| | БРУ-К | Поддержание давления 2-го контура | Работа минимум одного клапана | Автоматически | Не ограничивается |

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|---|---|---|---|---|
| | БРУ-А | Поддержание давления 2-го контура | Работа минимум одного клапана | Автоматически | Не ограничивается |
| | Система аварийного газоудаления | Управление давлением 1-го контура | Работа системы с объединенной арматурой всех газовых сдувок | Оператор | Не ограничивается |
| S4 | АЗ | Аварийный останов реактора | Формирование сигнала АЗ и ввод ОР СУЗ в активную зону | Воздействи-ем на ключ управления или автома-тически | Быстродействующая |
| | Система продувки 1-го контура совместно с системой ТВ10 | Ввод бора в 1-й контур Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа одного насоса ТК и двух насосов ТВ10 | Автоматически, оператор | До полного использования запаса раствора бора в баках ТВ10. Перерыв на время локализации ГО |
| | САОЗ ВД | Ввод бора в 1-й контур. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа одного канала | Автоматически | Не ограничивается |
| | ГЕ САОЗ | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа 1/2 ГЕ САОЗ в верхнюю камеру смешения реактора и 1/2 ГЕ САОЗ в нижнюю камеру смешения реактора | Автоматически | До исчерпания объема |
| | САОЗ НД | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Работа одного канала на подпитку теплоносителя 1-го контура | Автоматически | Не ограничивается |

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|---|---|--|-----------------------------|---|
| | Система подачи бора высокого давления | Ввод бора в 1-й контур | Работа двух каналов системы | Оператор | До исчерпания баков запаса |
| | ВПЭН | Подпитка ПГ | Работа минимум одного насоса | Автоматически | Не ограничивается |
| | АПЭН | Подпитка ПГ | Работа минимум одного канала | Оператор | До полного использования запаса ХОВ в баках |
| | БРУ-К | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа минимум одного клапана | Оператор | Не ограничивается |
| | БРУ-А | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа минимум одного клапана | Оператор | Не ограничивается |
| | БРУ-К | Поддержание давления 2-го контура | Работа минимум одного клапана | Автоматически | Не ограничивается |
| | БРУ-А | Поддержание давления 2-го контура | Работа минимум одного клапана | Автоматически | Не ограничивается |
| | Система аварийного газоудаления | Управление давлением 1-го контура | Работа системы с объединенной арматурой всех газовых сдувок | Оператор | Не ограничивается |
| T41 | A3 | Аварийный останов реактора | Формирование сигнала A3 подсистемой A3 и ввод ОР СУЗ в активную зону | Оператор либо автоматически | Быстродействующая система |
| | Системы продувки-подпитки и борного концентрата | Поддержание запаса теплоносителя 1-го контура и ввод бора | Работа 1/3 насосов ТК совместно с 1/3 ТВ10 | Оператор | Длительный промежуток времени |

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|--|---|---|--------------------------|--|
| | САОЗ ВД | Ввод бора и поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Работа 1/3 TQ13-33D01 | Автоматически, оператор | Длительный промежуток времени |
| | Система аварийного ввода раствора борной кислоты высокого давления | Ввод бора | Работа 2/3 TQ14-34D01 | Оператор | В течение ограниченного промежутка времени |
| | Система YR или впрыск в КД от ГЦН или системы ТК | Управление давлением 1-го контура | Снижение давления 1-го контура менее 73 кгс/см ² | Оператор | В течение ограниченного промежутка времени |
| | Система вспомогательной питательной воды | Отвод тепла по 2-му контуру | Работа 1/2 ВПЭН | Автоматически, оператор | В течение всего времени работы ПГ |
| | Система аварийной питательной воды | Отвод тепла по 2-му контуру | Работа 1/3 АПЭН | Автоматически и оператор | В течение всего времени работы ПГ |
| | БРУ-К | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа 1/4 БРУ-К в режиме расхолаживания | Оператор | В течение всего времени работы ПГ в пароводяном режиме |
| | Система ПСУ | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа 1/3 БРУ-А в режиме расхолаживания | Оператор | В течение всего времени работы ПГ в пароводяном режиме |

Продолжение табл. 4.2

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|--|---|--|-----------------------------|--|
| | БЗОК | Изоляция поврежденного ПГ по пару | Закрытие БЗОК | Оператор | Быстродействующая система |
| | ГЕ САОЗ | Поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Срабатывание 1/2 + 1/2 ГЕ | Пассивная система | В течение времени опорожнения |
| | Система САОЗ НД | Поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Работа 1/3 каналов системы по линии подпитки 1-го контура | Автоматически | Длительный промежуток времени (до 24 ч) |
| | САОЗ НД | Отвод тепла по 1-му контуру | Работа 1/3 каналов системы по ЛПР | Оператор | Длительный промежуток времени (до 24 ч) |
| T42 | АЗ | Аварийный останов реактора | Формирование сигнала АЗ подсистемой АЗ и ввод ОР СУЗ в активную зону | Оператор либо автоматически | Быстродействующая система |
| | САОЗ ВД | Ввод бора и поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Работа 1/3 TQ13-33D01 | Автоматически | Длительный промежуток времени |
| | Система YR | Управление давлением 1-го контура | Снижение давления 1 контура менее 73 кгс/см ² | Оператор | В течение ограниченного промежутка времени |
| | Система вспомогательной питательной воды | Отвод тепла по 2-му контуру | Работа 1/2 ВПЭН | Автоматически | В течение всего времени работ ПГ |
| | Система аварийной питательной воды | Отвод тепла по 2-му контуру | Работа 1/3 АПЭН | Автоматически и оператор | В течение всего времени работы ПГ |

Продолжение табл. 4.2

| Код ИСА | Системы, обеспечивающие КФБ | КФБ | Критерии успешного выполнения КФБ | Способ управления | Время работы системы |
|---------|-----------------------------|---|---|-------------------|--|
| | Система ПСУ | Расхолаживание по 2-му контуру | Работа 1/3 БРУ-А в режиме расхолаживания | Оператор | В течение всего времени работы ПГ в пароводяном режиме |
| | БЗОК | Изоляция поврежденного ПГ по пару | Закрытие БЗОК | Оператор | Быстродействующая система |
| | ГЕ САОЗ | Поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Срабатывание 1/2 + 1/2 ГЕ | Пассивная система | В течение времени опорожнения |
| | САОЗ НД | Поддержание запаса теплоносителя 1-го контура | Работа 1/3 каналов системы по линии подпитки 1-го контура | Автоматически | Длительный промежуток времени (до 24 ч) |
| | САОЗ НД | Отвод тепла по 1-му контуру | Работа 1/3 каналов системы по ЛПР | Оператор | Длительный промежуток времени (до 24 ч) |

| Малая некомпенсируемая течь. ДС для спецрасчетов | Управление реактивностью | Управление реактивностью. Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Отвод тепла по 2-му контуру | Отвод тепла по 2-му контуру | Управление реактивностью | Управление давлением 1-го контура | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Номер АП | Конечное состояние |
|---|--------------------------|--|--|---|--------------------------|-----------------------------------|--|--|----------|--------------------|
| | А3 | 1/3 TQ13 | (1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН) + (1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К в режиме P = const) | (1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН) + (1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К в режиме расхолаживания) | 2/3 TQ14 | YR | 1/2 + 1/2 YТ | 1/3 TQ12 | | |
| | Автоматически | Автоматически | Автоматически Оператор | Автоматически Оператор | Оператор | Оператор | Автоматически | Автоматически | | |
| S3-HSD | S3-A | S3-B2D2 | S3-E1E2 | S3-E1E3 | S3-B3 | S3-G1 | S3-D3 | S3-D4 | | |
| | | | | | | | | | 1 | OK |
| | | | | | | | | | 2 | CD |
| | | | | | | | | | 3 | OK |
| | | | | | | | | | 4 | CD |
| | | | | | | | | | 5 | CD |
| | | | | | | | | | 6 | CD |
| | | | | | | | | | 7 | CD |
| | | | | | | | | | 8 | CD |
| | | | | | | | | | 9 | ATWS |

Рис. 4.3. ДС «Малая некомпенсируемая течь 1-го контура в пределах ГО».

| Малая компенсируемая течь. ДС для спецрасчетов | Управление реактивностью и обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Управлен- ные реак- тивно- стью | Управлен- ные реак- тивно- стью | Управление реактивностью и обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Отвод тепла по 2-му контуру | Отвод тепла по 2-му контуру | Управле- ние дав- лением 1- го конту- ра | Управ- ление реак- тивно- стью | Обеспе- чение запаса теплоносителя в 1-м кон- туре | Обеспече- ние запаса теплоноси- теля в 1-м контуре | Номер АЦ | Конечное состояние |
|---|---|--|--|---|--|--|--|---|--|--|----------|--------------------|
| | 1/3 ТК + (ТВ10) | АЗ | АЗ | 1/3 TQ13 | (1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН) + (1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К в режиме P = const) | (1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН) + (1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К в режиме расхо- лаживания) | УР | 2/3 TQ14 | 1/2 + 1/2 УТ | 1/3 TQ12 | | |
| | Автомати- чески Оператор | Оператор | Автомати- чески | Автомати- чески | Автомати- чески Оператор | Автоматически Оператор | Оператор | Опера- тор | Автомати- чески | Автомати- чески | | |
| S4-HSD | S4-B1D1 | S4-A-1 | S4-A-2 | S4-B2D2 | S4-E1E2 | S4-E1E3 | S4-G1-2 | S4-B3 | S4-D3 | S4-D4 | | |
| | | | | | | | | | | | 1 | OK |
| | | | | | | | | | | | 2 | CD |
| | | | | | | | | | | | 3 | ATWS |
| | | | | | | | | | | | 4 | OK |
| | | | | | | | | | | | 5 | CD |
| | | | | | | | | | | | 6 | OK |
| | | | | | | | | | | | 7 | CD |
| | | | | | | | | | | | 8 | CD |
| | | | | | | | | | | | 9 | CD |
| | | | | | | | | | | | 10 | CD |
| | | | | | | | | | | | 11 | CD |
| | | | | | | | | | | | 12 | ATWS |

Рис. 4.4. ДС «Малая течь 1-го контура в пределах ГО, компенсируемая системой ТК».

| Средняя течь из 1-го во 2-й контур | Управление реактивностью | Изоляция ПГ | Отвод тепла по 2-му контуру | Управление давлением 1-го контура | Управление реактивностью поддержание запаса теплоносителя | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре | Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре. Отвод тепла по 1-й контуру | Номер АЦ | Конечные состояния |
|------------------------------------|--------------------------|--|---|-----------------------------------|---|--|--|----------|--------------------|
| | АЗ | 1/1 БЗОК + изоляция по питательной воде 1/1 БРУ-А закрытие после открытия | (1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН) + 1/3 БРУ-А в режиме расхолаживания | УР или отключение САОЗ ВД | 1/3 TQ13 | 1/2 + 1/2 УТ | 1/3 TQ12 + 1/3 TQ12 по ЛПП | | |
| | Автоматически | Автоматически Оператор | Автоматически Оператор | Оператор | Автоматически | Автоматически | Автоматически Оператор | | |
| T42 | T42-A | T42-P1P2 | T42-E1E3 | T42-G1 | T42-B2D2 | T42-D3 | T42-F1F2D4 | | |
| | | | | | | | | 1 | OK |
| | | | | | | | | 2 | CD |
| | | | | | | | | 3 | CD |
| | | | | | | | | 4 | CD |
| | | | | | | | | 5 | OK |
| | | | | | | | | 6 | CD |
| | | | | | | | | 7 | OK |
| | | | | | | | | 8 | CD |
| | | | | | | | | 9 | CD |
| | | | | | | | | 10 | CD |
| | | | | | | | | 11 | CD |
| | | | | | | | | 12 | ATWS |

Рис. 4.5. ДС «Средняя течь из 1-го во 2-й контур (отрыв крышки холодного коллектора ПГ)».

Представленный расширенный перечень ЗА ПТ определен по обобщенным группам ИСА и отказам фронтальных систем, обеспечивающих КФБ, в рамках метода моделирования «малые ДС/большие ДО». Поэтому более глубокая детализация алгоритмов УЗА должна быть на уровне ДО обеспечивающих и управляющих СБ. Для практического применения расширенного перечня ЗА ПТ необходимы, как указывалось выше, дополнительные обоснования соответствия группирования ИС течей из 1-го контура во 2-й по ККС, обеспечивающих КФБ, и принятого в ОАБ метода группирования таких течей по конструктивным признакам.

Представленный перечень ЗА ПТ значительно отличается от соответствующего перечня РНД [31], который был приведен в предыдущих разделах. Основная причина заключается в том, что перечень ЗА [31] не был основан на результатах углубленного анализа безопасности. Однако представленный перечень ЗА ПТ также существенно отличается от соответствующих перечней, полученных по результатам углубленного анализа безопасности в рамках ОАБ (например, [34] – см. главу 1). Основная причина таких расхождений заключается в том, что при обоснованиях перечней ЗА ОАБ из рассмотрения исключались АП, которые не вносят существенного вклада в суммарную ЧПАЗ. Такой подход менее обоснован с позиции разработки алгоритмов и технических мероприятий по УЗА по следующим причинам.

1. Критерии исключения отдельных АП ЗА в общем случае недостаточно обоснованы, а суммарный вклад исключенных АП ЗА может быть существенным (см. главу 1).

2. В оценках ЧПАЗ основным критерием безопасности является возможность повреждения топлива. Однако для отдельных ЗА (в том числе и для течей из 1-го контура во 2-й) основным критерием безопасности также являются радиоактивные выбросы в контайнмент и окружающую среду.

3. Даже в случае незначительного влияния отдельных АП ЗА на показатели безопасности ЧПАЗ не исключается необходимость определения действий и технических мероприятий по управлению такими ЗА [9].

Для большинства ЗА ПТ (кроме аварий с большой течью 1-го контура в ГО) критичной системой является АЗ реактора. Отказ АЗ приводит к переходным процессам – АТWS. Характерной особенностью АТWS является то, что отказ АЗ накладывает на ИСА, являющееся первопричиной формирования сигнала на срабатывание. Оперативный персонал может идентифицировать отказ АЗ по следующим основным признакам: сработала аварийная звуковая («Сирена») и световая сигнализация срабатывания АЗ-1 и прошло выпадение табло первопричины. Под отказом АЗ понимается невыполнение ввода управляющих стержней в активную зону с необходимой скоростью или застревание в промежуточном положении при достижении уставок срабатывания АЗ, или при инициализации АЗ оператором.

Возникновение требований на срабатывание АЗ и отказ на снижение мощности РУ ведет, в общем случае, к росту параметров 1-го контура и открытию ПК КД. Истечение теплоносителя 1-го контура через ПК КД про-

должается в течение нескольких минут, после чего давление снижается ниже уставки закрытия. Увеличение температуры 1-го контура благодаря эффекту обратной связи приводит к вводу отрицательной реактивности и уменьшению мощности реактора. После открытия ПК КД параметры 1-го контура снижаются, реактивность возрастает и стабилизируется при значениях, близких к нулю, мощность стабилизируется при значениях, близких к 15 % номинала. Энергия, генерируемая в активной зоне, отводится работой ПСУ 2-го контура, уровни в ПГ стабилизируются при значениях ниже номинальных, обеспечивается надежное охлаждение активной зоны. Подпитка ПГ производится от ВПЭН или АПЭН (при разрыве напорного трубопровода подпитки ПГ, система ВПЭН находится в состоянии зависимого отказа). БРУ-К или БРУ-А работают в режиме поддержания давления. Дальнейшее развитие событий определяется действиями персонала, направленными на выполнение функции «Управление реактивностью» путем ввода бора и создание стояночной концентрации в 1-м контуре. При неподаче ПК КД достигаются уставки срабатывания защит САОЗ и автоматически начинает подавать раствор борной кислоты, снижение мощности РУ происходит автоматически. Оперативному персоналу необходимо перевести блок в состояние холодного останова, что требует отвода остаточных тепловыделений системой САОЗ НД. Для этого необходимо выполнить расхолаживание 2-го контура.

В ОАБ [37] АТWS моделируется при следующих допущениях.

1. Отказ на закрытие ПК КД не рассматривается ввиду того, что он приводит не просто к потере функции управления давлением 1-го контура, а к течи 1-го контура S2, требующей другой стратегии управления аварией.

2. Отказ на закрытие СК ТГ не рассматривается, так как в схеме главных паропроводов и в системе регулирования ТГ имеются дополнительные запорные органы – 4 ГПЗ и 4 РК ТГ.

3. Отказ на закрытие ПСУ (БРУ-А и БРУ-К) после открытия не рассматривается ввиду того, что приводит не просто к потере функции теплоотвода по 2-му контуру, а к паровым течам, требующим других стратегий управления авариями.

4. Основными ФБ, влияющими на протекание АТWS, являются: управление реактивностью вводом бора; отвод тепла 2-м контуром (подпитка ПГ от ВПЭН или АПЭН); поддержание давления 2-го контура (работа БРУ-К или БРУ-А); управление давлением 1-го контура ПК КД.

На рис. 4.6 приведено ДС для АТWS, а в табл. 4.3 – перечень доступного оборудования и критерии успеха АТWS при ИСА ЗА ПТ [37].

Необходимо отметить ряд замечаний непосредственно к результатам моделирования АП ЗА ПТ в ОАБ [37] (которые, в основном, характерны и для других ОАБ серийных энергоблоков с ВВЭР-1000), полученных авторами в экспертных оценках [38].

1. В ДС АТWS; используемом в большинстве доминантных групп ИСА, для которых срабатывание АЗ является критичным, имеет место не полный набор КФБ.

| | | | | | |
|--|-----------------------------------|-----------------------------|---------------------------|----------|--------------------|
| Переходный процесс без срабатывания АЗ | Управление давлением 1-го контура | Отвод тепла по 2-му контуру | Управление реактивностью | Номер АП | Конечное состояние |
| | Открытие 1/3 ПК КД | | | | |
| | Автоматически | Автоматически Оператор | Автоматически Оператор | | |
| АТWS | АТWS-G2 | АТWS-E1E2 | АТWS-B1B2B3 | | |

| | | | | | |
|--|--|--|--|---|----|
| | | | | 1 | OK |
| | | | | 2 | CD |
| | | | | 3 | CD |
| | | | | 4 | CD |

Рис. 4.6. ДС «Переходный процесс без срабатывания АЗ реактора» [37].

Таблица 4.3. Перечень доступного оборудования и критерии успеха АТWS при ИС ЗА ПГ

| ИСА | Ввод бора | Отвод тепла по 2-му контуру | Примечание |
|-----|--------------------------|---|--------------------------------------|
| S1 | | | Не рассматривает АТWS |
| S2 | 2/3 TQ14 или 1/3 TQ13 | 1/2 ВПЭН, 1/3 АПЭН, 1/4 БРУ-А, 1/4 БРУ-К | Работа систем 2-го контура на 1/4 ПГ |
| S3 | 2/3 TQ14, 1/3 TQ13 | 1/2 ВПЭН, 1/3 АПЭН, 1/4 БРУ-А, 1/4 БРУ-К | Работа систем 2-го контура на 1/4 ПГ |
| S4 | 2/3 TQ14, 1/3 TQ13 | 1/2 ВПЭН, 1/3 АПЭН, 1/4 БРУ-А, 1/4 БРУ-К | Работа систем 2-го контура на 1/4 ПГ |
| T41 | 2/3 TQ14, 1/3 TQ13 | 1/2 ВПЭН, 1/3 АПЭН, 1/3 БРУ-А, 1/4 БРУ-К | Работа систем 2-го контура на 1/3 ПГ |
| T42 | 2/3 TQ14, 1/3 TQ13 | 1/2 ВПЭН, 1/3 АПЭН, 1/3 БРУ-А, 1/4 БРУ-К | Работа систем 2-го контура на 1/3 ПГ |

Согласно допущениям, принятым в ВАБ [37] при моделировании АТWS, критическими функциями являются управление реактивностью, управление давлением в 1-м контуре и отвод тепла по 2-му контуру. Вместе с тем в ДС ИСА S2, S3, S4 (средние и малые течи 1-го контура), T41, T42 (течи из 1-го контура во 2-й) одной из критических функций является обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре; для ИСА S2, T41, T42 – отвод тепла по 1-му контуру САОЗ НД на ЛПР. Для ИСА T41, T42, критичной также является функция изоляции ПГ по 2-му контуру. Эти функции не вошли в набор КФБ ДС АТWS, которое должно быть индивидуальным для каждой группы аварий.

Непосредственно в отношении ДС АТWS следует отметить, что необоснованное исключение из критериев успеха «Закрытие после открытия 3/3 ПК КД» привело к необоснованной «потере» конечного состояния со средней течью из 1-го контура. Кроме того, в том виде, как сформулированы критерии успеха для большинства групп ИСА, обобщенные критерии успеха по

функциям управления реактивностью и давлением 1-го контура, а также по отводу тепла через 2-й контур будут значительно «жестче». В конечном итоге формальные значения вероятности отказов граничных конфигураций систем с учетом ДС АТWS и количественные оценки их вкладов в суммарную ЧПАЗ должны быть больше, чем в основных результатах ВАБ [37].

2. ФБ по отводу тепла через 2-й контур в режимах расхолаживания и поддержания давления (верхние события *E1E2*, *E1E3*), используемые во многих АП (в том числе и в ИСА с потерей теплоносителя), смоделированы некорректно в части построения функциональных деревьев, разработанных в ВАБ. Успешное выполнение ФБ требует отвода тепла по 2-му контуру через БРУ-К или БРУ-А и подачи питательной воды от ВПЭН либо АПЭН. Для обеспечения отвода тепла через БРУ-К необходимо поддерживать вакуум в конденсаторе и работу ВПЭН. Отказ ВПЭН не может быть компенсирован работой АПЭН, что приведет к превышению уровня в деаэраторе и отключению КН I и II ступени. Таким образом, для успешного отвода тепла с использованием БРУ-К необходима только совместная работа с ВПЭН.

Для обеспечения отвода тепла по 2-му контуру с использованием БРУ-А необходима работа АПЭН. ВПЭН может компенсировать отказ АПЭН лишь при условии, что после исчерпания запаса воды в баке деаэратора будет задействована система UA20 (аварийная подпитка деаэраторов). При моделировании данных функции система UA20 не учитывалась, и поэтому в рамках разработанной модели отказ АПЭН не может быть компенсирован работой ВПЭН.

Таким образом, при моделировании АП, связанных с отводом тепла по 2-му контуру, необходимо изменить функциональные деревья по ФБ *E1E2*, *E1E3*, предусмотрев конфигурации систем, необходимые для успешного выполнения функций:

- БРУ-А + АПЭН,
- БРУ-А + ВПЭН + UA20,
- БРУ-К + ВПЭН.

С учетом этого замечания в [38] было переработано функциональное дерево *S4-E1E2*, в котором учитывается возможность выполнения функции отвода тепла по 2-му контуру, только при конфигурациях БРУ-К + ВПЭН и БРУ-А + АПЭН. Дополнительно было разработано функциональное дерево, учитывающее возможность отвода тепла по 2-му контуру при конфигурации оборудования БРУ-А + ВПЭН + UA20. Результаты расчетов по SAPHIRE (7.08) сведены в табл. 4.4. Из этих результатов следует, что при корректном учете конфигурации систем по функции отвода тепла по 2-му контуру при прочих равных условиях, вероятность отказа функции *S4-E1E2* возрастает в 2,5 раза.

3. В функциональных деревьях не моделируются возможные отказы на запрет отключения механизмов и управления арматурой СБ. Например, для ИСА S1 (большие течи 1-го контура) регламентными, но не критичными являются действия персонала по контролю подачи борного раствора насоса-

ми систем TQ12/TQ13 и закрытие быстродействующей запорной арматуры YТ11-14S01,02 при снижении уровня в YТ11-14B01 до 135 см. При этом системы TQ12/TQ13 и YТ являются критичными для группы ИСА S1. Ошибочные действия персонала (отключение насосов или открытие запорной арматуры) могут привести к дополнительным отрицательным последствиям по действию критических систем на аварийные процессы.

Таблица 4.4. Сравнение расчетов АП S4-HSD

| Расчет | Вероятность S4-E1E2 | Частота, 1/год | |
|---|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| | | S4-HSD-2 | S4-HSD-5 |
| ВПЭН или АПЭН + БРУ-А (БРУ-К) | $1,727 \cdot 10^{-5}$ | $2,33 \cdot 10^{-6}$ | $6,29 \cdot 10^{-7}$ |
| БРУ-К + ВПЭН и БРУ-А + АПЭН | $4,345 \cdot 10^{-5}$ | $6,788 \cdot 10^{-6}$ | $6,667 \cdot 10^{-7}$ |
| БРУ-К + ВПЭН и БРУ-А + АПЭН и БРУ-А + ВПЭН + UA20 | $1,747 \cdot 10^{-5}$ | $2,360 \cdot 10^{-6}$ | $6,338 \cdot 10^{-7}$ |

4. В ДС ИСА S3 и S4 (малые течи) не учтена в режиме конечного безопасного состояния «горячий останов» критичность функции управления давлением 1-го контура системой аварийного газоудаления YR, определенная расчетным обоснованием критериев успеха: возможный отказ YR при прочих сработавших граничных конфигурациях в критериях успеха должен формально привести к конечному состоянию с повреждением активной зоны (СД). В ДС ИСА S3 и S4 при отсутствии критичности «1/3 TQ12 на ЛПП» эта АП не учтена. С технической стороны отказ YR может привести к «...зависанию давления 1-го контура на уровне выше, чем уставка срабатывания САОЗ НД (TQ12)». Также указывается, что «...персонал обязан в соответствии с ИЛА при снижении температуры 1-го контура управлять давлением 1-го контура с помощью арматуры YR...» для устранения «...причин, нарушающих условие хладноломкости корпуса реактора».

5. АП № 4 в ДС ИСА S4 определяет необходимость срабатывания TQ13 при отказе системы ТК, но не предусматривает необходимость ФБ управление давлением 1-го контура. В соответствии с ИЛА персонал должен «сразу после срабатывания защиты на запуск каналов СБ по сигналу «dts < 10 °С» открыть арматуру системы аварийного газоудаления, объединяющую воздушник реактора и ПГ с паровым объемом КД». Требуется расчетное обоснование не критичности данных действий. В расчетах для ИСА S3, S4 обоснования не критичности системы YR имеют противоречивый характер.

В соответствии с ИЛА «... сразу же после срабатывания защиты на запуск механизмов каналов СБ по сигналу «dts < 10 °С» открыть арматуру системы аварийного газоудаления, объединяющую воздушник реактора и ПГ с паровым объемом КД, т.е. открыть YR01,02,03S01, YR11-41S01, YR12-42S01, YR51,52,53S01».

Эти действия обеспечивают поддержание давления в 1-м контуре в пределах $85 - 95 \text{ кгс/см}^2$ и возможность работы системы TQ13 на 1-й контур. В частности, в ДС S4 содержится ФБ S4G1-2 по управлению давлением 1-го контура, которая выполняется за счет системы YR. Функциональное дерево

для данной СБ имеет трансфер на YR-100, в котором учитывается газоудаление от КД (открытие задвижек YR51,52,53S01). Газоудаление от реактора и ПГ, которое также является важным для поддержания давления в 1-м контуре, в функциональное ДО не включено.

6. Учитывая тот факт, что критичность системы TQ13 в ДС ИСА S4 определена недостаточно корректно, критичность системы YR в ДС ИСА S4 также необоснованно исключена в АП с «горячим остановом» реактора.

Согласно результатам моделирования АП для ДС ИСА S3, S4 критичность системы аварийного газоудаления YR возникает только при совместном отказе 1/3 ТК (с ТВ10) и 1/3 TQ13 в режиме «холодного останова», что также требует дополнительных обоснований.

7. При описании действий персонала по ликвидации аварии, связанной с течью теплоносителя 1-го контура (компенсируемых системой ввода бора TQ13, TQ14 при отказе системы ТК), указывается, что наряду с расхолаживанием БРУ-А и БРУ-К необходимо также проводить расхолаживание КД: «...Расхолаживание КД вести открытием YP24S01,02». Данная процедура без обоснований не учитывалась как при моделировании феноменологических, так и функциональных зависимостей ДС.

8. В критерии успеха групп ИСА T41 (малая течь из 1-го контура во 2-й) и T42 (средняя течь из 1-го контура во 2-й) согласно расчетному обоснованию входит функция отвода тепла по 1-му контуру с единственным критерием «1/3 САОЗ НД на ЛПП + VF». Это противоречит ДС для соответствующих групп ИСА: критичность функции отвода тепла без обоснований не учитывается в ДС ИСА T41, T42 при изоляции «аварийного» ПГ.

9. Согласно результатам анализа критериев успеха в большинстве ДС доминантных групп ИСА (за исключением больших и средних течей 1-го контура) требуется использование БРУ-А/БРУ-К по функции отвода тепла через 2-й контур. При срабатывании БРУ-А/БРУ-К дополнительным необходимым критерием успеха, входящим в верхние события АП, является «закрытие после открытия БРУ-А/БРУ-К». Отказ на выполнение этой функции приводит к трансферам, связанным с течами паропроводов. Однако для отдельных групп ИСА, для которых действие БРУ-А/БРУ-К является критичным, верхнее событие «закрытие после открытия БРУ-А/БРУ-К» в ДС необоснованно исключено. В первую очередь этот вывод относится к группам ИСА S3, S4 (малые течи 1-го контура): при критичности БРУ-А/БРУ-К по функции отвода тепла 2-го контура верхнее событие «закрытие после открытия БРУ-А/БРУ-К» отсутствует. Таким образом, в ДС ИСА S3, S4 не учтены возможные АП, связанные с «разрывами» паропроводов при одновременных течах 1-го контура. В ДС ИСА T41 (малые течи из 1-го контура во 2-й) необоснованно исключено верхнее событие «закрытие после открытия БРУ-К».

Выполнение функции по управлению давлением 1-го контура системами аварийного газоудаления YR и КД требует не только открытия арматуры этих систем для снижения давления в 1-м контуре, но и закрытия на определенном этапе для ограничения потерь теплоносителя из 1-го контура. Отказ

на «закрытие после открытия YR/ПК КД» приводит к трансферам ИСА с течами 1-го контура.

Указанное верхнее событие «закрытие после открытия YR/ПК КД» необоснованно не учтено в ДС ИСА S3, S4, T41, T42.

10. Для группы ИСА S4 (малая некомпенсируемая течь) ФБ *BIDI* имеет критерий успеха «1/3 ТК + ТВ10», который не отражает требования по поддержанию запаса расходуемых ресурсов. Запас воды в деаэраторе ТК10B01 составляет 19 м³, в баках ТВ10B01,02 – 190 м³ каждый. Согласно расчетным обоснованиям максимальный расход в течь для ИСА S4 составляет 40 т/ч и стабилизируется на уровне ~39 т/ч на всем интервале до окончания расчета, а запаса воды будет достаточно только для ~10 ч работы системы ТК. Следовательно, АП № 1 для ИСА S4, предполагающая перевод РУ в безопасное конечное состояние «горячий останов», не может быть реализована на интервале рассмотрения 24 ч из-за исчерпания запаса воды.

В описании АП разработчиками ВАБ указано что «подпитку 1-го контура можно также осуществлять системой ТК из баков ТВ30B01,02 при наличии в них концентрации не ниже стояночной». Подпитка 1-го контура от баков системы ТВ10B01,02 или от системы ТВ30 отнесена к критическим действиям персонала. Однако при моделировании система ТВ30 не учитывалась возможность исчерпания запаса воды в баках ТВ10B01,02, приводящая к отказу системы ТВ10. Действия персонала по подключению баков ТВ30 к системе ТК также не учтены при моделировании.

11. Недостаточно аргументировано принятое допущение об отсутствии учета ошибок действия персонала при отключении насосов TQ13-33 перед вводом в работу насосов TQ12-32. Основной аргумент принятого допущения – достаточное время для выполнения соответствующих действий персоналом (около нескольких часов). При таком подходе, согласно сводным результатам оценки располагаемого времени действий персонала, около 70 % всех возможных ошибочных действий персонала можно не учитывать: в частности, для открытия YR (кроме ИСА T42), для восстановления питания ПГ от АПЭН (кроме ИСА T42, S3) и т.п. Таким образом, допущение об отсутствии учета ошибок в действиях персонала при отключении насосов TQ13-33 перед вводом в действие TQ12-32 требует дополнительного обоснования.

Анализ известных результатов углубленного анализа безопасности серийных энергоблоков с ВВЭР-1000 в отношении ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, которые являются принципиальными вопросами для разработки алгоритмов управления ЗА ПТ показывает следующее.

1. Для ИСА S1 «Большие течи 1-го контура в пределах ГО» КФБ является «Обеспечение запаса теплоносителя» с критическими конфигурациями

$$1/2 \text{ и } 1/2 \text{ ГЕ САОЗ} + 1/3 \text{ САОЗ НД или } 2/3 \text{ САОЗ ВД.} \quad (4.1)$$

Для расширения возможностей управления такими ЗА целесообразно дополнительно рассмотреть возможность дублирования отказавших ГЕ САОЗ выполнения КФБ «Обеспечение запасов теплоносителя» до включения

защит САОЗ НД системами подачи борного раствора насосами высокого давления ТQ13-33. Основными ограничениями такого дублирования при отказе ГЕ САОЗ является время срабатывания, «транспортного» запаздывания и запасов теплоносителя, необходимых для устранения недопустимого разогрева активной зоны до момента включения САОЗ НД. В частности, расчетные обоснования [37] для большей течи 2×279 мм на линии ГЕ САОЗ (сценарий № 7) показали, что начало подачи насоса борного раствора в реактор начинается с 40 с, а начало работы ГЕ САОЗ – 100 с. Следовательно, для таких размеров больших течей возможно дублирование КФБ «Обеспечение запасов теплоносителя» при отказе ГЕ САОЗ насосами высокого давления САОЗ до момента подключения САОЗ НД. Кроме того, нижняя граница ИС *S1* (200 мм) выбрана в [37] консервативно, так как граничная ЗА с безопасным конечным состоянием согласно расчетам при ККС (4.1) обеспечивалась до течей 86 мм, при которых подача борного раствора в реактор, САОЗ ВД могла осуществляться значительно раньше возможного подключения ГЕ САОЗ.

Следует также отметить, что расчетное обоснование нижней границы ИСА *S1* (или верхней границы средней течи ИС *S2* – 210 мм) проведено в [37] не вполне корректно (сценарий № 4). В этом расчете ККС задавался при работе 1/3 САОЗ ВД и 1/2 и 1/2 ГЕ САОЗ. Согласно расчетам подача борного раствора от САОЗ ВД осуществляется с 21-й секунды, а от ГЕ САОЗ – с 200-й секунды. При этом условия подключения САОЗ НД (давление ниже 20 кг/см^2) возникали с 300-й секунды до посадки отсеченной арматуры ГЕ САОЗ. Вместе с тем, согласно расчетам около 3000-й секунды возникает недопустимый рост температуры оболочек твэлов, что, по всей видимости, и послужило основанием полагать неприемлемость критической конфигурации 1/3 САОЗ ВД для размеров течи более 210 мм. Однако, как следует из граничных условий расчетного обоснования сценария № 4, все каналы САОЗ НД принимались в отказе. В противном случае, отсутствуют причины недопустимого роста температуры оболочек твэлов после возникновения условий подключения после 300-й секунды процесса САОЗ НД, конфигурации которой (1/3 САОЗ НД) на ЛПР достаточно для перевода реактора в безопасное конечное состояние.

Расширение возможностей ККС ИСА *S1* в области относительно небольших размеров больших течей приводит к целесообразности дополнительного группирования ИСА *S1* для обоснований соответствующих ОАУЗА. Для больших течей, в которых обосновано дублирование отказов ГЕ САОЗ на этапе до включения САОЗ НД системами САОЗ ВД, ККС КФБ «Обеспечение запасов теплоносителя»

$$1/2 \text{ и } 1/2 \text{ ГЕ САОЗ или } 2/3 \text{ САОЗ ВД} + 1/3 \text{ САОЗ НД} + \text{ЛСБ.} \quad (4.2)$$

ККС ИС *S1* должны быть дополнены критическими конфигурациями ЛСБ в ГО. Для обоснований ОАУЗА с большими неизоллируемыми течами 1-го контура в КФБ и ККС целесообразно дополнительно включать ФБ по обеспечению снижения давления в ГО ЛСБ и/или альтернативными органи-

зационно-техническими мероприятиями, а также по обеспечению герметичности СГО.

2. Для ИСА S2 (средние неизолируемые течи 1-го контура эквивалентным диаметром от 50 до 200 мм) КФБ являются управление реактивностью и обеспечение запаса теплоносителя при ККС [37]

$$\text{АЗ или АТWS} + 1/3 \text{ САОЗ ВД} + (1/2 + 1/2) \text{ ГЕ САОЗ} + 1/3 \text{ САОЗ НД.} \quad (4.3)$$

Критичность «1/3 САОЗ ВД» до включения ГЕ САОЗ может быть не для всего диапазона ИСА S2, так как из представленных в [37] расчетных обоснований следует значительное сокращение интервалов времени между срабатыванием САОЗ ВД и ГЕ САОЗ с увеличением размеров течей, а ККС (4.1) обеспечивались вплоть до размеров течи 80 мм (сценарий № 5).

Поэтому в отношении формирования ОАУЗА ИСА S2 целесообразно определение двух ККС:

для течей от 90 до 200 мм

$$\begin{aligned} \text{АЗ или АТWS} + (1/2 + 1/2) \text{ ГЕ САОЗ или } 1/3 \text{ САОЗ ВД} + 1/2 \text{ САОЗ НД} \\ \text{или } 2/3 \text{ САОЗ ВД} + \text{ЛСБ}; \end{aligned} \quad (4.4)$$

для течей от 50 до 90 мм

$$\begin{aligned} \text{АЗ или АТWS} + 1/3 \text{ САОЗ ВД} + (1/2 + 1/2) \text{ ГЕ САОЗ или } 1/3 \text{ САОЗ ВД} + \\ + 1/3 \text{ САОЗ НД или } 2/3 \text{ САОЗ ВД} + \text{ЛСБ.} \end{aligned} \quad (4.5)$$

3. Для идентификации диапазонов размеров и соответствующих ККС малых течей 1-го контура, не компенсируемых системой подпитки-продувки ТК (ИСА S3), в [37] выполнены два расчетных обоснования по:

оценке верхнего граничного диаметра течи, для которого допустима ККС (сценарий № 2)

$$1/3 \text{ САОЗ ВД} + 1/4 \text{ БРУ-А} + 1/2 \text{ ВПЭН или } 2/3 \text{ АПЭН}; \quad (4.6)$$

оценке максимально допустимого времени начала расхолаживания по 2-му контуру со скоростью 60 °С/ч при граничной конфигурации систем (сценарий № 9)

$$\begin{aligned} 1/3 \text{ САОЗ ВД (ТQ14)} + 2/4 \text{ ГЕ САОЗ} + 1/3 \text{ САОЗ НД} + 1/4 \text{ БРУ-А} + 1/2 \text{ ВПЭН} \\ \text{или } 1/3 \text{ АПЭН.} \end{aligned} \quad (4.7)$$

Ключевым вопросом для УЗА ИСА S3 является срабатывание САОЗ ВД (ТQ13) для управления реактивностью и обеспечения запаса теплоноси-

теля: в случае срабатывания ККС САОЗ ВД (TQ13) отвод тепла по 2-му контуру осуществляется в режиме поддержания постоянного давления, а в случае отказа ККС САОЗ ВД (TQ13) – в режиме расхолаживания по 2-му контуру. В первом случае ККС ИС S3 фактически является

$$\begin{aligned} & \text{A3 или ATWS} + 1/3 \text{ САОЗ ВД (TQ13)} + 1/2 \text{ ВПЭН или } 2/3 \text{ АПЭН} + 1/4 \text{ БРУ-А} \\ & \text{или } 1/4 \text{ БРУ-К (} P = \text{const)}. \end{aligned} \quad (4.8)$$

Во втором случае (при полном отказе САОЗ ВД (TQ13) ККС ИС S3:

$$\begin{aligned} & \text{A3 или ATWS} + 1/2 \text{ ВПЭН или } 2/3 \text{ АПЭН} + 1/4 \text{ БРУ-А} \\ & \text{или } 1/4 \text{ БРУ-К (в режиме расхолаживания)} + 2/3 \text{ TQ14} + \text{YR} + 2/4 \text{ ГЕ САОЗ} + \\ & \text{+ } 1/3 \text{ САОЗ НД} + \text{ЛСБ}. \end{aligned} \quad (4.9)$$

4. Для идентификации верхней границы малых течей 1-го контура, компенсируемых системой подпитки-продувки ТК (ИСА S4) и соответствующих ККС, в [37] также было проведено фактически только два расчетных моделирования для оценки верхнего граничного размера течи и максимального допустимого времени начало расхолаживания со скоростью 60 °С/ч по 2-му контуру.

Для управления этой запроектной группой аварий ключевым вопросом является срабатывание хотя бы одного канала системы подпитки-продувки. При этом в случае успешного подключения насосов борного концентрата ТВ10 работоспособность ТК не более 25 ч. Однако для ИСА S4 отказы ТК могут дублироваться САОЗ ВД (1/3 TQ13 или 2/4 TQ14). В случае выполнения функций управление реактивностью и обеспечение запасом теплоносителя высоконапорными системами отвод тепла по 2-му контуру осуществляется в режиме поддержания постоянного давления. В противном случае перевод реактора в безопасное состояние осуществляется в режиме расхолаживания.

Эти результаты расчетного моделирования определяют две основные ККС для ИСА S4:

при срабатывании ККС высоконапорных систем

$$1/3 \text{ ТК} + \text{ТВ10 или } 1/3 \text{ TQ13 или } 2/3 \text{ TQ14} + 1/2 \text{ ВПЭН}$$

$$\text{или } 1/3 \text{ АПЭН} + 1/4 \text{ БРУ-А}$$

$$\text{или } 1/4 \text{ БРУ-К (в режиме поддержания давления)} + \text{ЛСБ}; \quad (4.10)$$

при полном отказе ККС высоконапорных систем

АЗ или АТWS + 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К + YR +
+ 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД (в режиме расхолаживания) + ЛСБ. (4.11)

5. Расчетные обоснования АП малой течи из 1-го контура во 2-й (ИСА T41) и средней течи (ИСА T42) в [37] выполнены в основном для оценки максимально допустимого времени начала расхолаживания через 2-й контур со скоростью 60 °С/ч и для перевода САОЗ НД на плановое расхолаживание при полном открытии и заклинивании БРУ-А на аварийном ПГ.

ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, для группы ИСА T41:

1/3 ТК + (ТВ10) или 1/3 TQ13 или 2/3 TQ14 + АЗ или АТWS + 1/2 ВПЭН
или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или БРУ-К (в режиме расхолаживания) +
+ 1/1 БЗОК + изоляция RL + закрытие БРУ-А (после открытия) + YR
или впрыск в КД от ТК или закрытие после открытия САОЗ ВД +
+ 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД на ЛПР. (4.12)

В основе стратегии управления аварией с малой течью из 1-го контура во 2-й находятся действия персонала по снижению давления в 1-м и 2-м контурах (аварийный ПГ) ниже 70 кгс/м² для предотвращения потери теплоносителя через БРУ-А в случае отказа его закрытия и загрязнения окружающей среды. После снижения давления 1-го контура ниже 70 кгс/м² необходимо закрыть БЗОК и не допускать роста давления в аварийном ПГ выше уставок открытия ПСУ.

6. ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, для группы ИСА T42:

АЗ или АТWS + 1/3 TQ13 или 2/3 TQ14 + 1/1 БЗОК +
+ изоляция RL (по питательной воде) + 1/1 БРУ-А (закрытие после открытия)
+ 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А
или 1/4 БРУ-К (в режиме расхолаживания) + YR
или закрытие САОЗ ВД после открытия + 2/4 ГЕ САОЗ +
+ 1/3 САОЗ НД на ЛПР. (4.13)

При ИСА «Средняя течь из 1-го контура во 2-й» работа автоматики и СБ без вмешательства персонала не позволяет справиться с последствиями аварии и перевести РУ в безопасное стабильное состояние. Действия персонала направлены на прекращение потери теплоносителя 1-го контура и утеч-

ки РВ в окружающую среду, что достигается снижением давления 1-го контура в поврежденном ПГ ниже уставок срабатывания ПСУ путем аварийного расхолаживания по 2-му контуру и открытия линий аварийного газоудаления КД, а также переводом на рециркуляцию насосов САОЗ ВД после восстановления уровня в КД. Длительная работа насосов САОЗ ВД на 1-й контур при непринятии мер персоналом приводит к росту давления в аварийном ПГ до уставок открытия БРУ-А и ПК ПГ с высокой вероятностью их отказа на закрытие.

С точки зрения управления авариями наибольшие трудности представляют малые течи 1-го контура в ГО и из 1-го контура во 2-й, так как такие аварии имеют относительно большие наборы ККС, большинство действий осуществляется оператором, а идентификация ИСА средствами контроля и диагностики затруднительна или запаздывает для принятия эффективных решений по управлению авариями.

4.2. Идентификация признаков (симптомов) исходных событий аварий с потерей теплоносителя

Признаки (симптомы) аварий с потерей теплоносителя в общем случае должны определяться на основе результатов моделирования АП после возникновения ИСА с учетом технологических зависимостей и уставок срабатывания защит и блокировок систем, обеспечивающих выполнение различных ФБ. Основные требования к идентификации признаков аварий (в том числе и для ИСА с потерей теплоносителя) были рассмотрены ранее.

В табл. 4.5 и 4.6 приведены идентифицированные признаки аварий с потерей теплоносителя для энергоблоков с ВВЭР-1000 в соответствии с:

Инструкцией по ликвидации аварий и аварийных ситуаций без углубленного анализа безопасности (ИЛА-ТОБ [39]);

Инструкцией по ликвидации аварий и аварийных ситуаций с учетом углубленного анализа безопасности (ИЛА-ОАБ [22]);

Углубленным анализом безопасности АП ЗА ПТ (ОАБ [26]);

Руководствами по управлению ЗА без углубленного анализа безопасности (РУЗА-ТОБ [23, 29]).

Анализ представленных в этой проектно-эксплуатационной документации признаков возникновения аварий с потерей теплоносителя позволяет сделать следующие оценки.

1. Отсутствует однозначная идентификация ИСА «Большие течи 1-го контура» по эквивалентному диапазону размеров течей. Так, в ИЛА [22, 39] к таким ИСА относятся течи более 30 мм, в РУЗА-ТОБ [23, 29] – более 150 мм, ОАБ [26] – более 200 мм.

В отношении группирования ИСА «Большие течи» по размеру течей для обоснования АУЗА целесообразно использование последнего значения, так как оно в большей степени соответствует критерию группирования ИС по обеспечению ККС для выполнения КФБ.

Таблица 4.5. Идентифицированные признаки (симптомы) аварий с потерей теплоносителя для серийного энергоблока с ВВЭР-1000 в соответствии с инструкциями по ликвидации аварий и аварийных ситуаций

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|---|
| <i>S1 Большие течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i></p> <p>Срабатывание АЗ РУ по одному из следующих сигналов: «Давление над активной зоной < 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках > 260 °С и N > 75 % N_{НОМ}»; «Давление над активной зоной < 140 кгс/см² при температуре в горячих нитках > 260 °С и N < 75 % N_{НОМ}»; «Тз – Тгн < 10 °С».</p> <p>Падение всех ОР СУЗ на КВН.</p> <p>Резкое снижение давления и уровня в КД – НУ15, УВС.</p> <p>Повышение давления и температуры под оболочкой.</p> <p>Срабатывание табло сигнализации: «Давление под оболочкой больше 0,003 кгс/см²»; «Давление под оболочкой больше 0,2 кгс/см²»; «Давление под оболочкой больше 0,3 кгс/см²».</p> <p><i>Дополнительные признаки</i></p> <p>Запуск механизмов каналов СБ сначала по сигналу «ts – ttn < 10 °С», затем по сигналу Р под оболочкой > 0,3 кгс/см².</p> <p>Срабатывание табло сигнализации «Ступенчатый пуск».</p> <p>Отключение всех ГЦН.</p> <p>Закрытие СК ТГ.</p> <p>Срабатывание всех четырех ГЕ САОЗ.</p> <p>Повышение активности в ГО.</p> <p><i>Основные признаки аварии (для максимальной проектной аварии).</i></p> <p>Срабатывание АЗ РУ по одному из следующих сигналов: «Давление над активной зоной < 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках > 260 °С и N > 75 % N_{НОМ}»;</p> | <p><i>Рассматриваемые режимы</i></p> <p>Неплотность 1-го контура и истечение теплоносителя под оболочку с расходами, некомпенсируемыми системами ТК и ТQ (Q > 200 т/ч). Указанные расходы реализуются для неплотностей с эквивалентным диаметром более 30 мм.</p> <p>Размер течи обуславливает различия в протекании процесса на начальной стадии нарушения, поэтому рассматриваются два варианта ситуации:</p> <p>некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура со срабатыванием сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения 1-го контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С»;</p> <p>некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура без срабатывания сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С»;</p> <p>некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура с формированием сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения 1-го контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С».</p> <p><i>Изменения в режиме работы блока</i></p> <p>Срабатывание АЗ по фактору «Давление над активной зоной < 148 кгс/см² при Т_{Г.Н.} > 280 °С и при N > 75 % N_{НОМ}» или «Давление над активной зоной < 140 кгс/см² при Т_{Г.Н.} > 280 °С и при N < 75 % N_{НОМ}».</p> <p>Быстрое снижение давления в 1-м контуре.</p> <p>Повышение давления и температуры под оболочкой.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|--|
| <p>«Давление над активной зоной $< 140 \text{ кгс/см}^2$ при температуре в горячих нитках $> 260 \text{ }^\circ\text{C}$ и $N < 75 \% N_{\text{ном}}$»; «dTс $< 10 \text{ }^\circ\text{C}$».</p> <p>Падение всех ОР СУЗ на КВН.</p> <p>Повышение давления под оболочкой.</p> <p>Срабатывание табло сигнализации:</p> <p>«Давление под оболочкой больше $0,003 \text{ кгс/см}^2$»; «Давление под оболочкой больше $0,2 \text{ кгс/см}^2$»; «Давление под оболочкой больше $0,3 \text{ кгс/см}^2$».</p> <p>Запуск механизмов каналов СБ по сигналам:</p> <p>«dTс $< 10 \text{ }^\circ\text{C}$»; «Давление под оболочкой больше $0,3 \text{ кгс/см}^2$».</p> <p>Срабатывание табло сигнализации:</p> <p>«Ступенчатый пуск»; «Запуск 2, 3, 5, 6 ступеней».</p> <p>Посадка всей локализирующей арматуры.</p> <p>Резкое снижение давления и уровня в КД.</p> <p>Отключение всех ГЦК-1-4.</p> <p>Закрытие стопорных клапанов.</p> <p>Срабатывание всех четырех ГЕ САОЗ УТ11-14В01.</p> <p>Повышение активности теплоносителя 1-го контура и в ГО</p> | <p>Мощность реактора снижается до уровня остаточных энерговыделений.</p> <p>Расход через реактор соответствует числу работающих САОЗ, месту и размерам течи. При появлении комбинации сигнала «Уменьшение разности температур насыщения 1-го контура и теплоносителя гор. Нитки петли менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$» дается импульс на включение САОЗ.</p> <p>Закрытие СК турбины.</p> <p><i>Изменения в состоянии оборудования блока</i></p> <p>Быстрое снижение уровня в САОЗ.</p> <p>Запуск трех каналов САОЗ.</p> <p>Открытие БРУ-А.</p> <p>Закрытие локализирующей пневмоарматуры.</p> <p>После закрытия СК турбины – отключение выключателя нагрузки.</p> <p><i>Способы контроля</i></p> <p>Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных выше режимов.</p> <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p>Некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура без формирования сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения 1-го контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$».</p> <p><i>Изменения в режиме работы блока</i></p> <p>Снижение давления в 1-м контуре.</p> <p>Повышение параметров под оболочкой.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p>После включения TQ14, TQ13 на 1-й контур устойчивое снижение уровня САОЗ.</p> <p>АЗ по САОЗ_{1к} < 148 кгс/см² (T_{Г.Н.} > 280 °С и N > 75 % N_{НОМ}) или САОЗ_{1к} < 140 кгс/см² (T_{Г.Н.} > 280 °С и N < 75 % N_{НОМ}).</p> <p><i>Изменения в состоянии оборудования блока</i></p> <p>Закрытие клапанов ТК.</p> <p>Полное открытие клапана ТК.</p> <p>Включение резервного подпиточного агрегата ТК параллельно работающему.</p> <p>Устойчивое снижение уровня в САОЗ при постоянной средней температуре 1-го контура.</p> <p>Снижение уровня в деаэраторе подпитки ТК10В01.</p> <p>Последовательное включение II, III, IV групп ТЭН САОЗ.</p> <p><i>Способы контроля</i></p> <p>Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных режимов.</p> <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p>Разрыв трубопроводов 1-го контура большого диаметра.</p> <p><i>Изменения в режиме работы блока</i></p> <p>Срабатывает АЗ по фактору «Давление над активной зоной < 148 кгс/см² при T_{Г.Н.} > 280 °С и при N > 75 % N_{НОМ}» или «Давление над активной зоной < 140 кгс/см² при T_{Г.Н.} > 280 °С и при N < 75 % N_{НОМ}».</p> <p>Тепловая мощность активной зоны снижается до уровня остаточных энерговыделений.</p> <p>На 2 – 15-й секунде возможно оголение активной зоны и ее разогрев с последующим заливом от ГЕ САОЗ и насосов САОЗ НД</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|--|
| | <p>и САОЗ ВД. Давление под оболочкой более 1,3 кгс/см² (абс.), температура под оболочкой более 90 °С. В результате выброса горячего теплоносителя давление и активность под оболочкой резко возрастают. Давление 1-го контура падает в течение 20 – 60 с до 10 кгс/см². Из-за выброса теплоносителя показания петлевых датчиков температур неrepresentative. Резкое снижение давления 2-го контура. Изменения в состоянии оборудования блока Закрытие локализирующей арматуры. КД опорожняется за несколько секунд. Отключаются все ГЦН по фактору понижения перепада на автономном контуре. Срабатывание ГЕ САОЗ. Включение насосов TQ12; TQ13; TQ14. Закрываются СК турбины. После закрытия СК турбины – отключение выключателя нагрузки. Способы контроля Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных режимов. Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам</p> |
| <i>S2, S3 Течи 1-го контура, компенсируемые САОЗ ВД</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Резкое снижение давления и уровня в КД. Отработка «на больше» клапанов регулятором до полного</p> | <p><i>Общие признаки</i> Снижение давления и уровня в КД. Возможно повышение параметров под оболочкой.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <p>открытия клапанов. Включается резервный подпиточный насос. Срабатывание табло сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды». Включение всех ТЭН КД. Срабатывание АЗ РУ по одному из следующих сигналов: «Давление над активной зоной < 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках > 260 °С и Nт > 75 % N_{ном}»; «Давление над активной зоной < 140 кгс/см² при температуре в горячих нитках > 260 °С и Nт < 75 % N_{ном}»; «Снижение уровня в КД < 460 см». Падение всех ОР СУЗ на НКВ. <i>Дополнительные признаки</i> Запуск механизмов каналов СЕ по сигналу «dts < 10 °С». Срабатывание табло сигнализации: «Ступенчатый пуск»; «Запуск 2, 3, 5, 6 ступеней». Отключение всех ГЦН1-4. Закрытие СК ТГ. Повышение активности в ГО (при течи в ГО). Повышение уровня в баке спецканализации</p> | <p>Возможно срабатывание АЗ по снижению давления в 1-м контуре. Закрыть дистанционно регуляторы продувки ТК81S02, ТК82S02. Увеличение до максимума подпитки 1-го контура, отработка на «больше» клапанов ТК31S02 (ТК32S02). Включение резервного подпиточного агрегата ТК21(22,23)D01,02 параллельно работающему. Устойчивое снижение уровня в КД (УР10В01) при постоянной средней температуре горячих ниток петель 1-го контура. Последовательное включение II, III, IV групп ТЭН КД. Снижение уровня в деаэраторе ТК10В01. Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных выше режимов. Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам</p> |
| <i>S4 Малые компенсируемые течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Общие признаки нарушения</i> Отработка «на больше» клапанов ТК воздействием регулятора НУ54. Регулятор включает в работу дополнительные (по сравнению со стационарным режимом) ТЭН КД – НУ13. Срабатывание табло сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»;</p> | <p><i>Общие признаки</i> При введенном в работу регуляторе «ТКС13»: открытие регулирующего клапана ТК13S02 (кратковременное снижение уровня в деаэраторе ТК10В01 при расходе течи более 10 т/ч); при АРМ, включенном в режимах «Н» или «Т», периодически опускание X группы ОР вниз;</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|--|
| <p>«Снижение температуры подпиточной воды» – НУ10. При течи теплоносителя 1-го контура более 30 – 35 м³/ч блокировкой включается резервный насос подпитки ТК. В этом случае загорается табло «АВР сработал» – НУ10. Снижение уровня в ТК10В01 – ТК10L01, НУ10, УВС. Сохранение неизменными следующих параметров: температуры в холодных и горячих нитках петель 1-го контура, уровня в КД, давления в 1-м контуре – СВРК, НУ15, УВС. При течи 1-го контура в пределах ГО повышаются параметры внутри ГО: температура – УВС, TQ00T01-06, давление – TQ10,20,30P17, УВС, НУ12,15, активность – ЩРК. При течи 1-го контура вне ГО повышается уровень в баке спецанализации TZ00B01 – УВС. Срабатывание сигнализации затопления транов – НУ13. Повышение давления и запаривание помещений, где произошел разрыв</p> | <p>открытие регулирующих клапанов ТК31, 32S02. При выведенном из работы регуляторе «ТКС13»: понижение уровня в ТК10В01 при постоянном уровне в УР10В01 и ТУ20В01. <i>Дополнительные признаки</i> Течи контролируемых разъемов основного оборудования 1-го контура. Наличие сигналов по нарушению плотности разъемов следующего оборудования: разъемов люков ПГ по 1-му контуру; реактора: главный разъем, разъемы чехлов ОР, патрубков ТК, патрубков КНИ; КД: разъемов ТЭН, люка-лаза. <i>Течи 1-го контура через обратные клапаны в ГЕ</i> Изменение значений параметров ГЕ УТ11-14В01 по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам: повышение уровня в одной из ГЕ, при закрытой арматуре на линии заполнения ГЕ (ТК41-44S01, ТК40S04) и неработающем насосе UE20D01; повышение давления в одной из ГЕ; срабатывание ПК ГЕ и снижение давления под ГО. <i>Течи 1-го контура в систему промконтура (TF)</i> Повышение уровня в дыхательном баке промконтура. Изменение температурного режима системы TF. Повышение уровня в TZ00B03 и давления под ГО. Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных режимов.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p><i>Течи 1-го контура при повреждении уплотнений ГЦН</i></p> <p>Повышение давления на сливе организованных протечек с уплотнением одного ГЦН.</p> <p>Понижение расхода на сливе организованных протечек с уплотнением одного ГЦН.</p> <p>Аварийное отключение одного из ГЦН (повышение давления на сливе организованных протечек с уплотнения до 5 кгс/см², понижение до 2,5 кгс/см²).</p> <p>Повышение уровня в TZ00B03 и давления под ГО.</p> <p>Формирование световой и звуковой сигнализации, фиксирующей отклонение параметров по узлу уплотнения ГЦН.</p> <p>Изменение значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p><i>Течи из парового пространства КД</i></p> <p>Постоянная работа большего, чем обычно, числа групп ТЭН.</p> <p>Возможны: нарушение плотности разъема люка-лаза КД (наличие давления в межпрокладочной полости люка-лаза КД); нарушение плотности ПК КД (повышение температуры трубопровода сброса пара за клапанами YP21S01, YP22S01, YP23S01; повышение температуры, давления и уровня в ББ; периодическое открытие вентиля TY15S01).</p> <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <i>T41 Малые течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные признаки</i> Снижение уровня и давления в КД. Обработка «на больше» клапанов ТК регулятором до полного открытия клапанов. Блокировкой ТКВ включается резервный подпиточный насос ТК. Срабатывание табло сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды»; «Повышение давления пара 2-го контура».</p> <p><i>Дополнительные признаки</i> Регулятором включаются в работу все ТЭН КД. Срабатывание АЗ по фактору снижения давления в 1-м контуре. Срабатывание табло: «Снижение давления в 1-м контуре менее 148 кгс/см² при температуре 1-го контура более 260 °С и мощности более 75 % N_н». Падение всех ОР СУЗ на КВН. Снижение расхода питательной воды на один ПГ1-4 по сравнению с остальными при номинальном уровне в нем работой клапанов</p> | <p><i>Течи теплоносителя 1-го контура во 2-й эквивалентным диаметром Ду 100</i> Устойчивое снижение уровня в ТК10В01. Активность пара в паропроводах, эжекторах турбины и продувочной воде поврежденного ПГ резко возрастает. Срабатывание АЗ по одному из сигналов течи 1-го контура (снижение давления в 1-м контуре, уровня в КД, $\Delta t_s \leq 10$ °С). Закрытие СК ТГ по снижению давления в ГПК до 51 кгс/см². Рост давления в ГПК после закрытия СК ТГ. Мощность реактора снижается до уровня остаточных тепловыделений. Снижение уровня в КД. Рост уровня в одном из ПГ, отличающийся от других. Поврежденный ПГ определяется по одному из следующих параметров: снижению расхода питательной воды; наличию сигнала «Давление в межпрокладочной полости горячего (холодного) коллектора». Открытие БРУ-К. По сигналу течи 1-го контура, по сигналу $\Delta t_s \leq 10$ °С происходит запуск механизмов системы САОЗ. Совпадение сигналов: увеличение расхода на подпитку ТК10В01 более 2 т/ч и повышение активности в паропроводах и/или на эжекторах турбины; срабатывание АЗ, повышение активности в паропроводах или на эжекторах турбины и рост уровня в одном из ПГ после выключения ТГ, отличающийся от других. Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных режимов.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p><i>Течи 1-го контура во 2-й при повреждении трубчатки или коллекторов 1-го контура ПГ</i></p> <p>Повышение активности на выходе эжекторов турбины.</p> <p>Повышение активности пара в паропроводе ПГ.</p> <p>Повышение активности продувочной воды ПГ.</p> <p>Прикрытие регулятора поддержания уровня поврежденного ПГ.</p> <p>Повреждение трубчатки или коллекторов 1-го контура ПГ.</p> <p>Отсутствие сигналов по нарушению плотности разъемов коллекторов ПГ.</p> <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам.</p> <p><i>Течи 1-го контура во 2-й при неплотности прокладок разъемов коллекторов 1-го контура ПГ</i></p> <p>Повышение активности на выхлопе основных эжекторов турбины.</p> <p>Повышение активности пара в паропроводе ПГ.</p> <p>Повышение активности продувочной воды одного из ПГ.</p> <p>Прикрытие регулятора поддержания уровня поврежденного ПГ.</p> <p>Нарушение плотности разъемов коллекторов ПГ.</p> <p>Формирование световой и звуковой сигнализации, подтверждающей возникновение и прохождение указанных режимов.</p> <p>Изменения значений параметров состояния блока и оборудования по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанным режимам</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <i>T42 Средние течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Снижение давления и уровня в КД. Увеличение подпитки 1-го контура клапанами ТК31,32,33. Включение резервного подпиточного насоса ТК21(22,23). Срабатывание табло сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды»; «Повышение давления пара 2-го контура». Через 15 – 30 с с момента начала переходного процесса срабатывание АЗ РУ по факту снижения давления в 1-м контуре (или снижению уровня в КД или $dTs < 10$ °С). Срабатывание табло сигнализации: первопричины АЗ; «АЗ 1,2 комплект». Падение всех ОР СУЗ на КВН.</p> <p><i>Дополнительные признаки</i> Закрытие СРК турбины по факту повышения уровня в одном из ПГ выше 3-го предела (620 мм) или по факту снижения давления в ГПК менее 52 кгс/см². Рост уровня в одном из ПГ, отличающийся от других при полном закрытии регуляторов питания на него</p> | <p><i>Признаки аварии</i> Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й эквивалентным диаметром Ду 100 при разуплотнении коллектора 1-го контура одного ПГ.</p> <p><i>Изменения в режиме работы блока</i> Срабатывание АЗ по фактору «Снижение давления в 1-м контуре менее 148 (140) кгс/см² при $N_{ру} \geq (<) 75 \% N_{ном}$», либо по фактору «Снижение уровня в КД менее 4600 мм». Срабатывание защиты на закрытие СК ТГ по фактору «Снижение давления в ГПК менее 51 кгс/см²» или «Повышение уровня в одном из ПГ более 620 мм (+ 300 мм)». Срабатывание защиты «ΔT_s 1-го контура ≤ 10 °С» 1, 2, 3 СБ.</p> <p><i>Изменения в состоянии оборудования блока</i> Включение механизмов САОЗ. Включение ТЭН КД при снижении давления 1-го контура, а затем их отключение при снижении уровня в КД менее 4200 мм. Включение резервного подпиточного насоса ТК. Закрытие локализирующей арматуры ГО. Отключение ГЦН. Отключение маслососов ГЦН. Отключение насоса промконтура. Закрытие СК ТГ и отключение КАГ-24 с выдержкой времени 30 с.</p> <p><i>Способы контроля</i> Срабатывание световой и звуковой сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды 1-го контура»; «Активность пара во 2-м контуре высока»; «АЗ»; «Давление 1-го контура ≤ 148 (140) кгс/см²»</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>или «Уровень в КД менее 4600 мм»; «Активность выхлопа эжекторов высока»; «Разрыв 1-го контура, ΔT_s 1-го контура ≤ 10 °С».</p> <p>Изменения параметров состояния и оборудования блока по показаниям средств автоматического контроля, соответствующие указанному режиму:</p> <p>снижение давления и уровня в КД YP10B01;</p> <p>увеличение активности пара в одном из ПГ;</p> <p>увеличение активности на выхлопе эжекторов турбины по формату ИВС XQ;</p> <p>рост давления и уровня в одном из ПГ YB10(20-40)W01 по сравнению с остальными ПГ;</p> <p>снижение расхода питательной воды в поврежденный ПГ прикрытием клапанов RL</p> |

Таблица 4.6. Идентифицированные признаки (симптомы) аварий с потерей теплоносителя для серийного энергоблока с ВВЭР-1000 в соответствии с РУЗА и ОАБ

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|--|
| <i>S1 Большие течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i></p> <p>Срабатывание АЗ РУ по одному из следующих сигналов: «Давление над активной зоной менее 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках более 260 °С и $N > 75\% N_{ном}$»; «$\Delta T_s \leq 10$ °С».</p> <p>Резкое снижение давления в 1-м контуре и уровня в КД.</p> <p>Повышение температуры и давления в ГО.</p> <p>Срабатывание табло сигнализации: «Давление под оболочкой больше 0,003 кгс/см²»;</p> | <p><i>Большая течь (Ду > 150 мм) с отказом САОЗ ВД и НД.</i></p> <p><i>Признаки аварии</i></p> <p>Снижение давления в 1-м контуре практически до атмосферного за время меньше 1 мин. Формирование сигналов: «Разность между температурой насыщения 1-го контура и максимальной температурой в любой из горячих ниток меньше 10 °С» и «Давление под ГО больше 1,3 кгс/см² (абс.)».</p> <p>По этим сигналам должны сработать АЗ реактора и запуститься механизмы СБ.</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|---|
| <p>«Давление под оболочкой больше 0,2 кгс/см²»; «Давление под оболочкой больше 0,3 кгс/см²». Запуск механизмов каналов СБ по сигналам: «$dT_s < 10\text{ }^\circ\text{C}$» либо «Давление под оболочкой более 0,3 кгс/см²». Срабатывание сигнализации «Ступенчатый пуск». Локализация ГО посредством закрытия локализирующей арматуры. Закрытие СК ТГ. Повышение активности воздуха в ГО. Срабатывание всех четырех ГЕ САОЗ после снижения давления 1-го контура менее 60 кгс/см²</p> | <p>Формирование сигнала: «Повышение давления под ГО выше 1,3 кгс/см² (абс.)». По этому сигналу в работу должна включиться спринклерная система. При снижении давления в 1-м контуре ниже 8,9 МПа (90 кгс/см²) отсутствует подача борированной воды в реактор от аварийных насосов высокого давления. При снижении давления в 1-м контуре до 5,9 МПа (60 кгс/см²) должны сработать ГЕ САОЗ. Это должно произойти через несколько десятков секунд (10 – 60 с) с момента начала аварии. При снижении давления в 1-м контуре ниже 1,47 МПа (15 кгс/см²) отсутствует подача борированной воды в реактор от насосов аварийного расхолаживания</p> |
| <i>S2 Средние течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Срабатывание АЗ РУ по одному из следующих сигналов: «Давление над активной зоной менее 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках более 260 °С и $N > 75\% N_{\text{ном}}$»; «$\Delta T_s \leq 10\text{ }^\circ\text{C}$». Резкое снижение давления в 1-м контуре и уровня в КД. Повышение температуры и давления в ГО. Срабатывание табло сигнализации: «Давление под оболочкой больше 0,003 кгс/см²»; «Давление под оболочкой больше 0,2 кгс/см²»; «Давление под оболочкой больше 0,3 кгс/см²». Запуск механизмов каналов КД по сигналам: «$\Delta T_s \leq 10\text{ }^\circ\text{C}$» или «Давление под оболочкой более 0,3 кгс/см²», срабатывание сигнализации «Ступенчатый пуск». Локализация ГО посредством закрытия локализирующей арматуры. Отключение всех КД. Закрытие СК ТГ. Повышение активности воздуха в ГО</p> | <p><i>Признаки аварии</i> Снижение давления в 1-м контуре. Включение всех групп ТЭН КД. Уменьшение уровня в КД. Полное открытие регулятора подпитки 1-го контура. Срабатывание АЗ по сигналу снижения давления в 1-м контуре. Формирование сигнала «Разность между температурой насыщения 1-го контура и максимальной температурой в любой из горячих ниток меньше 10 °С» по всем каналам КД. Закрытие локализирующей арматуры по сигналу $dT_s \leq 10\text{ }^\circ\text{C}$. Запуск механизмов КД по сигналу $dT_s \leq 10\text{ }^\circ\text{C}$. При падении давления в 1-м контуре ниже 8,7 КД отсутствует подача борированной воды в реактор от аварийных насосов высокого давления</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <i>S3 Малые некомпенсируемые течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Резкое снижение давления и уровня в КД и 1-м контуре. Включение резервного насоса подпитки 1-го контура. Отработка «на больше» клапанов ТК31(32)S02 регулятором УРС02 до полного открытия клапанов. Работа АЗ по сигналу «Давление над активной зоной менее 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках более 260 °С и $N > 75 \% N_{ном}$». Падение всех ОР СУЗ на КВН. Закрытие СК ТГ. Срабатывание табло сигнализации: «Давление под оболочкой больше 0,003 кгс/см²». Включение всех групп ТЭН КД и последующее отключение по снижению уровня. Повышение температуры и давления в ГО. Локализация ГО посредством закрытия локализирующей арматуры. Запуск механизмов каналов КД по сигналам: «$\Delta T_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$», «Давление под оболочкой более 0,3 кгс/см²» и срабатывание сигнализации «Ступенчатый пуск». Отключение всех КД после закрытия пневмоарматуры. Повышение активности воздуха в ГО</p> | <p><i>Признаки аварии</i> Снижение давления в 1-м контуре. Включение всех групп ТЭН МПа. Уменьшение уровня в МПа. Полное открытие регулятора подпитки 1-го контура. Срабатывание АЗ по сигналу снижения давления в 1-м контуре. Формирование сигнала «Разность между температурой насыщения 1-го контура и максимальной температурой в любой из горячих ниток меньше 10 °С» по всем каналам МПа. Закрытие локализирующей арматуры по сигналу $dT_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$. Запуск механизмов МПа по сигналу $dT_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$. При падении давления в 1-м контуре ниже 8,7 МПа отсутствует подача борированной воды в реактор от аварийных насосов высокого давления</p> |
| <i>S4 Малые компенсируемые течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Снижение уровня в МПа и давления в 1-м контуре при отсутствии других процессов, вызывающих снижение объема теплоносителя 1-го контура (таких как снижение мощности реактора, снижение давления во 2-м контуре).</p> | <p><i>Малая течь Ду < 50 мм с отказом систем аварийного охлаждения зоны насосами высокого и низкого давления (МПа ВД и НД).</i> <i>Признаки аварии</i> Снижение давления в 1-м контуре. Включение всех групп ТЭН МПа.</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <p>Снижение уровня в МПа и давления вызывает следующие действия автоматики:</p> <p>вследствие работы регулятора поддержания уровня в 1-м контуре YPC02 увеличивается степень открытия регулирующих клапанов ТК31,32S02, возможно полное открытие клапанов;</p> <p>регулятор производительности насоса системы подпитки-продувки ТКС21-23 увеличивает степень открытия гидромуфты, поддерживая заданный перепад между напором подпиточного насоса и давлением 1-го контура;</p> <p>регулятор YPC01 включает в работу дополнительные ТЭН МПа YP10W01-04.</p> <p>При величине течи более 30 – 35 м³/ч (по увеличению расхода от насоса более 65 м³/ч) включается в работу резервный насос.</p> <p>Снижение параметров 1-го контура и режима работы системы ТК приводит к работе сигнализации «Разбаланс подпитки-продувки».</p> <p>Происходит снижение уровня в деаэраторе подпитки ТК10B01.</p> <p>Работает сигнализация по повышению активности в помещениях МПа.</p> <p>При нахождении места течи в ГО возможно повышение температуры и снижение степени разрежения в ГО.</p> <p>При течах в смежные системы возможно повышение параметров этих систем – активности и температуры промконтура, активности воды в МПа при течи 1-го контура во 2-й.</p> | <p>Уменьшение уровня в МПа. Полное открытие регулятора подпитки 1-го контура ТК31(32)S02. Срабатывание А3 по сигналу снижения давления в 1-м контуре. Формирование сигнала «Разность между температурой насыщения 1-го контура и максимальной температурой в любой из горячих ниток меньше 10 °С» по всем каналам МПа.</p> <p>Закрытие локализирующей арматуры по сигналу «$dT_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$».</p> <p>Запуск механизмов МПа по сигналу «$dT_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$».</p> <p>При падении давления в 1-м контуре ниже 8,7 МПа отсутствует подача борированной воды в реактор от аварийных насосов высокого давления</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|---|
| <p>При работе ТЗБ в проектном объеме сохраняются неизменными или меняются незначительно следующие параметры: температуры в «холодных» и «горячих» нитках, стабилизируются параметры 1-го контура – уровень в КД и давление 1-го контура</p> | |
| <i>T41 Малые течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i> Срабатывание светозвуковой сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды»; «Повышение давления пара 2-го контура». Снижение уровня в КД и давления 1-го контура. Увеличение степени открытия регулирующих клапанов ТК31,32S02 регулятором УРС02 до полного их открытия. Включение резервного подпиточного насоса ТК21(22,23)D01,02 по увеличению расхода подпитки. Включаются в работу все группы ТЭН КД. Снижение расхода питательной воды на один из ПГ по сравнению с остальными при номинальном уровне в ПГ</p> | <p><i>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й с неподачей сборных устройств на ПГ.</i> <i>Основные признаки</i> Снижение уровня и давления в КД. Обработка «на больше» клапанов ТК регулятором до полного открытия клапанов. Блокировкой ТКВ включается резервный подпиточный насос ТК. Срабатывание табло сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды». Повышение давления пара 2-го контура. <i>Дополнительные признаки</i> Регулятором включаются в работу все ТЭН КД. Срабатывание АЗ по фактору снижения давления в 1-м контуре. Срабатывание табло: «Снижение давления в 1-м контуре менее 148 кгс/см² при температуре 1-го контура более 260 °С и мощности более 75 % N_н». Падение всех ОР СУЗ на КВН. Снижение расхода питательной воды на один из ПГ1-4 по сравнению с остальными при номинальном уровне в нем работой клапанов</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|---|
| <i>Т42 Средние течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные признаки аварии</i></p> <p>Срабатывание светозвуковой сигнализации: «Разбаланс подпитки-продувки 1-го контура»; «Снижение температуры подпиточной воды»; «Повышение давления пара 2-го контура».</p> <p>Снижение уровня в КД и давления 1-го контура.</p> <p>Увеличение степени открытия регулирующих клапанов ТК31,32S02 регулятором УРС02 до полного их открытия.</p> <p>Включение резервного подпиточного насоса ТК21(22,23)D01,02 по увеличению расхода подпитки.</p> <p>Включаются в работу все группы ТЭН КД.</p> <p>Срабатывает АЗ по факту снижения давления 1-го контура менее 148 кгс/см² при температуре 1-го контура более 260 °С и мощности более 75 % N_н.</p> <p>Срабатывание защиты САОЗ «$\Delta T_s \leq 10$ °С».</p> <p>Рост уровня в одном из ПГ, отличающийся от других при полном закрытии регуляторов питания на него RL</p> | <p>Совпадение сигналов, характеризующих течь теплоносителя 1-го контура во 2-й: увеличение расхода на подпитку деаэратора продувки-подпитки более 2 т/ч; повышение активности в паропроводах и/или эжекторах турбины; срабатывание ЛЗ реактора по одному из сигналов течи 1-го контура; снижение уровня в КД; рост уровня в одном из ПГ при неизменной подпитке питательной водой.</p> <p>Совпадение сигналов, характеризующих незакрытие клапана БРУ-А или ПК ПГ: устойчивое снижение давления во 2-м контуре одного из ПГ; открытое, промежуточное или отсутствие указания положения одного из предохранительных клапанов ПГ; увеличение разности температур теплоносителя на одной из петель.</p> <p>При наличии вышеупомянутых признаков поврежденный ПГ определяется по одному из следующих параметров: повышение уровня в ПГ; повышение активности в паропроводе</p> |

2. Основные и дополнительные признаки ИСА в подавляющем большинстве случаев не соответствуют принципам минимальности, достаточности и идентичности, согласно которым набор и последовательность признаков (симптомов) ИСА должны быть минимальными, но характерными именно для всей группы событий (см. главу 2). Так, например, сами по себе такие признаки ИСА *S1* «Большие течи 1-го контура» как формирование сигнала и срабатывание АЗ, формирование сигнала защиты САОЗ, формирование сигнала «разность температуры насыщения и температуры теплоносителя в горячей нитке менее 10 °С», формирование сигнала на запуск механизмов СБ, закрытие СК ТГ, срабатывание сигнализации «ступенчатый пуск», отключение ГЦН, отключение ТЭН КД и др. являются характерными также и для других групп ИСА (см. табл. 4.5 и 4.6). Характерные же только для ИС *S1* такие признаки, как «резкое снижение давления в реакторе», «резкое повышение давления, температуры и радиоактивности в ГО», «резкое снижение уровня в КД» не конкретизированы и являются в общем случае разными для различных размеров течей.

3. Необходимы уточнения отдельных конкретизированных признаков. Так, в РУЗА-ТОБ [23, 29] уставки ГЕ САОЗ срабатывают (давление 1-го контура ниже 5,9 МПа) на 10 – 60-й секунде для ИСА *S1* «Большие течи», а в ОАБ [26] для нижних границ группы ИСА *S1* – на 200 – 500-й секунде. Основные причины таких расхождений связаны, возможно, с качеством расчетного моделирования, в том числе с разными расчетными средствами, нодализационными схемами и влиянием эффектов «пользователя».

4. В отличие от ОАБ [26] и РУЗА-ТОБ [23, 29] в ИЛА [22, 39] не выделена группа ИСА «Средние течи 1-го контура», а выделена более общая группа ИСА «Течи 1-го контура, компенсируемые насосами САОЗ ВД», которая по сути включает как группу средних течей, так и малых, некомпенсируемых системой подпитки-продувки ТК, течей 1-го контура. Кроме того, в ИЛА-ОАБ [22] недостаточно обосновано в ИСА «Течи 1-го контура, компенсируемые САОЗ ВД» включены течи из 1-го контура во 2-й с эквивалентным размером до 100 мм. Такой подход, по крайней мере, противоречит принятой же в [22] концепции «Больших течей» размером более 30 мм.

С позиции формирования АУЗА более обосновано разделение групп ИСА *S2*. «Средние течи 1-го контура», ИСА *S3* «Малые течи 1-го контура, некомпенсируемые ТК» и ИСА *T41* «Малые течи из 1-го контура во 2-й», так как эти группы имеют различные ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, а соответственно и различные АУЗА.

5. Различия в подходах группирования ИСА *S1* и *S2* определяют и существенные несоответствия в непосредственных признаках ИСА этих групп аварий по ИЛА для проектного протекания процессов и по ОАБ, РУЗА для проектного и запроектного протекания процессов. С позиции разработки обобщенных алгоритмов управления авариями такие несоответствия являются недопустимыми, так как признаки (симптомы) ИСА как для проектных, так и запроектных аварий должны быть идентичны. Кроме того, обращает

внимание расхождению в отдельных признаках ИСА S2 и S3 и в самих ИЛА. Так, например, в ИЛА [39] – «резкое снижение давления и уровня КД», а в ИЛА [22] – «снижение давления и уровня КД»; в ИЛА [22] – «снижение уровня в деаэраторе ТК10В01»; в ИЛА [39] – отсутствует и т.п. Не конкретизированы отдельные признаки S2, S3: в ИЛА [22] – «возможно повышение параметров под оболочкой», «возможно срабатывание АЗ» и др.

6. Основные признаки исходных аварий для ИСА S1 «Большие течи 1-го контура», ИСА S2 «Средние течи 1-го контура» и ИСА S3 «Малые некомпенсируемые течи 1-го контура» в ОАБ [26] являются фактически одинаковыми, что в рамках такого подхода исключает для этих групп аварий возможность применения симптомно-ориентированных РУЗА и/или однозначную идентификацию по признакам ИСА.

Недопустимым также является принятый в РУЗА-ТОБ подход, когда разделяются группы средних и малых течей 1-го контура, но при этом признаки этих ИС являются фактически одинаковыми (см. табл. 4.6).

7. Согласно ИЛА [22, 39] и ОАБ [26] для ИСА S4 «Малые компенсируемые ТК течи 1-го контура» основные и характерные для этой группы аварий признаки ИС проявляются и для других групп аварий с течами 1-го контура, за исключением признака «сохранение неизменными температуры и давления в 1-м контуре и уровня в КД» [39]. Однако обоснованность этого признака находится в определенном противоречии с расчетным моделированием ИСА S4 в рамках углубленного анализа безопасности (например, [26]). Результаты расчетного моделирования ИСА S4 показывают, что при возникновении малых течей 1-го контура, компенсируемых ТК, происходит динамика изменений параметров теплоносителя в 1-м контуре и в КД, особенно на начальном этапе возникновения аварии. Так, например, в расчетных обоснованиях ИСА S4 [26] даже при отсутствии условий срабатывания АЗ в начальные моменты аварии происходит снижение на 0,5 МПа давления в 1-м контуре и уровня в КД до 6,5 м с последующей стабилизацией процессов.

Поэтому основным дополнительным признаком неконтролируемых системами диагностики малых течей 1-го контура, компенсируемых ТК, может быть отсутствие характерных признаков других групп ИСА.

8. В ИЛА-ТОБ [39] основные и дополнительные признаки ИСА «Малые течи из 1-го контура во 2-й» совпадают с отдельными признаками, характерными для малых и средних неизолируемых течей 1-го контура в ГО, за исключением признаков снижения температуры и расхода подпиточной воды в аварийном ПГ при номинальном уровне работы клапанов.

Отсутствие конкретизации этих характерных признаков приводит к неопределенности различий между малыми и средними течами из 1-го контура во 2-й, так как в такой форме эти признаки характерны и для средних течей из 1-го контура во 2-й.

Аналогичные оценки по отсутствию конкретизации применимы и к характерным признакам ИСА «Малые течи из 1-го контура во 2-й», представленные в ИЛА-ОАБ [22] (см. табл. 4.5):

активность пара в паропроводах, эжекторах турбины и продувочной воде поврежденного ПГ резко возрастает;
рост уровня в поврежденном ПГ;
снижение расхода питательной воды;
наличие сигнала «Давление в межпрокладочной полости коллектора ПГ»;

совпадение сигналов: увеличение расхода на подпитку ТК10В01 более 2 т/ч и повышение активности в паропроводах и/или на эжекторах турбины; срабатывание АЗ, повышение активности в паропроводах и/или на эжекторах турбины и рост уровня в поврежденном ПГ после отключения ТГ и др.

9. Общие признаки течей из 1-го контура во 2-й при повреждении трубчатки и коллекторов в ИЛА-ОАБ [22] нецелесообразны для применения при разработке АУЗА с течами из 1-го контура во 2-й, так как малые и средние течи имеют различные ККС, обеспечивающих выполнение КФБ.

Отсутствует конкретизация аналогичных характерных признаков ИСА «Малые течи из 1-го контура во 2-й» также и в РУЗА [23, 29] и ОАБ [26] (см. табл. 4.6).

10. Большинство признаков ИСА «Средние течи из 1-го контура во 2-й» в ОАБ [26], ИЛА [22, 39], РУЗА [23, 29] не являются характерными только для такой группы ИСА, а характерные признаки (например, рост активности во 2-м контуре, снижение расхода и температуры подпиточной воды и т.п.) не конкретизированы для идентификации средней или малой течи.

Таким образом, в целом необходимо отметить, что представленные в проектно-эксплуатационной документации и в соответствующих технических обоснованиях (включая углубленный анализ безопасности) признаки (симптомы) ИСА с потерей теплоносителя не отвечают минимальности, достаточности и адекватности, существенно ограничивают возможность развития симптомно-ориентированных подходов управления авариями с потерей теплоносителя, а также идентификацию групп ИСА в рамках событийно-ориентированных подходов.

Согласно принципу минимальной достаточности набор и последовательность признаков для каждой группы ИСА должен быть минимальным, но достаточным для идентификации именно этой группы ИСА. Минимизация признаков необходима для повышения надежности идентификации оператором ИС и идентификации только характерных признаков возникновения ИС.

Реализация принципа адекватности необходима для идентификации характерных признаков, отличающих каждую группу ИСА от других.

Анализ известных результатов углубленного анализа безопасности по расчетному моделированию и хронологии развития процессов для различных групп ИСА с потерей теплоносителя позволяет выделить, например, следующие характерные признаки ИСА по интервалам времени с момента возникновения события.

Для ИСА *S1* «Большие течи 1-го контура в ГО»:

время формирования от начала сигналов срабатывания АЗ – не более

1 – 2 с;

время формирования от начала процесса сигнала запуска механизмов
САОЗ – не более 3 – 5 с;

включение всех ТЭН КД – до 10 с;

отключение всех ГЦН – до 25 с;

уставка срабатывания ГЕ САОЗ (давление менее 5,9 МПа) – до 200 с.

Для ИСА S2 «Средние течи из 1-го контура в ГО»:

время формирования от начала процесса сигналов срабатывания АЗ –
около 10 с;

закрытие СК ТГ – не более 1 с;

время формирования от начала процесса сигнала запуска механизмов
САОЗ – 30 – 50 с;

отключение всех ТЭН КД – 20 – 50 с;

отключение всех ГЦН – 20 – 60 с;

уставка срабатывания ГЕ САОЗ – 500 – 6000 с.

Для ИСА S3 «Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО»:

время формирования сигнала защиты САОЗ – 200 – 2000 с;

отключение всех ГЦН – 200 – 1000 с.

Для ИСА S4 «Малые компенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО»:

закрытие СК ТГ – более 500 с.

Для ИСА T41 «Малые течи из 1-го контура во 2-й»:

формирование сигнала АЗ – 100 – 500 с;

закрытие СК ТГ по снижению давления перед ГПЗ не менее 5,1 МПа
– 400 – 900 с.

Для ИСА T42 «Средние течи из 1-го контура во 2-й»:

закрытие СК ТГ по снижению давления перед ГПЗ менее 5,1 МПа –
50 – 60 с.

На основе принципов минимальности, достаточности и адекватности,
а также характерности временных интервалов формирования уставок, защит
и блокировок для различных групп аварий можно сформулировать обобщен-
ные признаки (симптомы) ИСА с потерей теплоносителя, которые представ-
лены в табл. 4.7.

Согласно представленным в табл. 4.7 результатам каждая группа ИСА
с потерей теплоносителя имеет минимальный и достаточный набор призна-
ков, адекватно отражающих как возникновение, так и отличие разных групп
аварий на начальном этапе развития до условий развития ЗА по работоспо-
собности ККС, обеспечивающих выполнение КФБ,

$$\text{ИСА } S1 = \text{col}(S_0, S_1, S_4, S_9, S_{12}, S_{17}), \quad \text{ИСА } S2 = \text{col}(S_0, S_2, S_5, S_9, S_{13}, S_{17}),$$

$$\text{ИСА } S3 = \text{col}(S_0, S_2, S_7, S_9, S_{13}, S_{17}), \quad \text{ИСА } S4 = \text{col}(S_0, S_3, S_7, S_{11}, S_{13}, S_{17}),$$

$$\text{ИСА } T41 = \text{col}(S_0, S_3, S_8, S_{11}, S_{13}, S_{18}), \quad \text{ИСА } T42 = \text{col}(S_0, S_2, S_6, S_{10}, S_{13}, S_{18}).$$

где содержание признаков S_0, \dots, S_{18} и уставок срабатывания приведены в
табл. 4.7.

Таблица 4.7. Обобщенные признаки (симптомы) ИС аварий с потерей теплоносителя в соответствии с принципами минимальности, достаточности и адекватности

| S | Признаки | Группа ИСА | | | | | |
|---|--|------------|----|----|----|-----|-----|
| | | S1 | S2 | S3 | S4 | T41 | T42 |
| S ₀ | Снижение уровня КД и давления 1-го контура, стабильное открытие регуляторов ТК (начало ИСА) | | | | | | |
| Формирование сигнала срабатывания АЗ: | | | | | | | |
| S ₁ | не более 2 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃ | | | | | | |
| S ₂ | 2 – 50 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃ | | | | | | |
| S ₃ | более 50 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃ или без автоматического срабатывания АЗ | | | | | | |
| Формирование сигнала срабатывания САОЗ: | | | | | | | |
| S ₄ | не более 10 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₄ | | | | | | |
| S ₅ | 10 – 200 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₄ | | | | | | |
| S ₆ | 10 – 200 с с начала ИСА по уставке У ₂ | | | | | | |
| S ₇ | 200 – 4000 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₅ или У ₆ | | | | | | |
| S ₈ | 200 – 4000 с с начала ИСА по уставке У ₂ | | | | | | |
| Формирование сигнала на закрытие СК ТГ: | | | | | | | |
| S ₉ | не более 1 с с начала ИСА по уставке У ₇ | | | | | | |
| S ₁₀ | 10 – 100 с с начала ИСА по уставке У ₇ | | | | | | |
| S ₁₁ | более 100 с с начала ИСА по уставке У ₇ | | | | | | |
| Формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ: | | | | | | | |
| S ₁₂ | 1 – 200 с с начала ИСА по уставке У ₈ | | | | | | |
| S ₁₃ | более 200 с с начала ИСА по уставке У ₈ | | | | | | |
| Формирование условий отключения ГЦН: | | | | | | | |
| S ₁₄ | не более 30 с с начала ИСА по уставке У ₉ | | | | | | |
| S ₁₅ | 30 – 300 с с начала ИСА по уставке У ₉ | | | | | | |
| S ₁₆ | более 300 с с начала ИСА по уставке У ₉ | | | | | | |
| S ₁₇ | Повышение давления и активности под оболочкой | | | | | | |
| S ₁₈ | Повышение активности на выходе эжекторов турбины, в паропроводах и продувочной воды ПГ | | | | | | |

Примечания:

У₁ – уставка срабатывания АЗ «Давление над активной зоной менее 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках более 260 °С и мощности реактора более 75 % номинальной мощности»;

У₂ – уставка срабатывания АЗ «Уменьшение разности температуры насыщения теплоносителя и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С»;

У₃ – уставка срабатывания АЗ «Давление над активной зоной менее 140 кгс/см² при температуре теплоносителя в горячих нитках более 260 °С и мощности реактора менее 75 % номинальной мощности»;

- У4 – уставка срабатывания САОЗ «Давление под оболочкой более 0,3 кгс/см²»;
- У5 – сигнализация «Давление под оболочкой более 0,2 кгс/см²»;
- У6 – сигнализация «Давление под оболочкой более 0,003 кгс/см²»;
- У7 – уставка закрытия СК ТГ «Снижение давления перед ГПЗ менее 52 кгс/см² или отключение двух ТПН»;
- У8 – уставка срабатывания ГЕ САОЗ «Давление в 1-м контуре ниже 60 кгс/см²»;
- У9 – уставка отключения ГЦН «Снижение давления масла менее 0,6 кгс/см²».

4.3. Анализ регламентированных действий по управлению и ликвидации аварий с потерей теплоносителя

Регламентированные проектно-эксплуатационной документацией действия персонала при ИСА с потерей теплоносителя представлены в табл. 4.8 и 4.9 согласно ОАБ [26], РУЗА [23, 29], ИЛА-ТОБ [39] и ИЛА-ОАБ [22].

Регламентированные действия при проектном протекании аварий с потерей теплоносителя с различной степенью детализации и последовательностью отражены в инструкциях по ликвидации аварий в ИЛА (например, [22, 39]). Основные действия направлены на осуществление: контроля за срабатыванием и работоспособностью систем, обеспечивающих ликвидацию последствий ИСА в проектном режиме; контроля за поведением технологических параметров; предусмотренных проектом операций (расхолаживание открытием БРУ-А/БРУ-К, заполнение ПГ, открытие арматуры системы газоудаления и т.п.). При этом алгоритмы действий персонала для больших, средних и малых (некомпенсируемых системой подпитки-продувки 1-го контура ТК) течей 1-го контура, а также малых и средних течей из 1-го контура во 2-й фактически аналогичны. В алгоритмах ИЛА действий по управлению и ликвидации аварий с потерей теплоносителя практически не рассматриваются мероприятия при отказах систем или ошибочных действиях персонала, хотя в соответствии с принципом единичного отказа [1] проектное протекание аварий допускает возможность таких состояний. Поэтому при использовании ИЛА в АУЗА следует учитывать возможные отказы или ошибочные действия персонала.

В разработанных к настоящему моменту ОАБ и РУЗА-ТОБ регламентированы действия персонала для ЗА ПТ при больших, средних и малых течах 1-го контура и из 1-го контура во 2-й. В отличие от ОАБ в РУЗА-ТОБ дополнительно выделены действия персонала для трех ЗА ПТ:

- 1) течь теплоносителя 1-го контура во 2-й с неподачей ПСУ на ПГ;
- 2) разрыв ЛПП с незакрытием локализирующей арматуры на проходке через ЗО;
- 3) большая течь из 1-го контура с незакрытием арматуры вентиляционной системы (Ду 400).

Признаки этих ЗА ПТ и регламентированные РУЗА-ТОБ действия по УЗА приведены в табл. 4.10. В ВАБ 1-го уровня такие аварийные процессы не моделировались, однако, рекомендации по отдельным действиям приведены (например, неподача ПСУ поврежденного ПГ для ИСА Т41, Т42 – см. табл. 4.9).

Таблица 4.8. Регламентированные действия по управлению и ликвидации ПА с потерей теплоносителя

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <i>S1 Большие течи 1-го контура</i> | |
| <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ.</p> <p>Включить два ТВ10 на всас подпиточных насосов ТК.</p> <p>Проконтролировать запуск всех каналов СБ отключение ГЦН. Проконтролировать отключение ТЭН КД.</p> <p>Проконтролировать закрытие локализирующей арматуры.</p> <p>Включить в работу на 1-й контур насосы TQ14-34D01, закрыть TQ14-34D03,04.</p> <p>Сразу же после срабатывания защиты на запуск каналов СБ по сигналу «dT_s < 10 °С» открыть арматуру системы газоудаления, объединяющую воздушник реактора и ИГ с паровым объемом КД.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 60 кгс/см² проконтролировать работу ГЕ.</p> <p>Выполнить заполнение ПГ1-4 до уровня 3700 мм подачей питательной воды от ВПЭН (RL51,52D01) из Д-7 RL21,22B01.</p> <p>Приступить к расхолаживанию 1-го контура дистанционным открытием БРУ-А или переводом БРУ-К на работу в режим «Работа 1».</p> <p>Расхолаживание вести со скоростью 60 °С/ч.</p> <p>Контролировать поведение параметров 1-го контура.</p> <p>Проконтролировать переход работы насосов TQ13,23,33D01 на всас из бака ГА-201.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 22 – 24 кгс/см² проконтролировать переход насосов аварийного расхолаживания на 1-й контур.</p> | <p><i>Ликвидация аварийного режима. Некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура с формированием сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения 1-го контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С»</i></p> <p>Немедленные действия персонала.</p> <p>Контролировать работу оборудования.</p> <p>В случае, если не обеспечивается расхолаживание каждой петли (отказы ПСУ либо арматуры подачи питательной воды), оператор открывает арматуру на линии системы аварийного газоудаления, объединяющей воздушники коллекторов нерасхолаживающегося ПГ с барботером. При этом, если не требуется работа на линии сдувки из КД и реактора в барботер, необходимо предварительно закрыть арматуру системы аварийного газоудаления на линиях от реактора к КД.</p> <p>Дополнительно:</p> <p>после срабатывания защиты на запуск СБ оператор должен открыть арматуру на линии системы аварийного газоудаления, соединяющей воздушник реактора и ПГ с паровым пространством КД;</p> <p>проконтролировать работу механизмов САОЗ;</p> <p>проконтролировать отключение ТЭН КД по уровню в КД (4200 мм);</p> <p>вызвать на СВРК фрагмент «Температуры на выходе из кассет» и непрерывно контролировать их;</p> <p>принять меры к эвакуации персонала из помещений РО, опасных для жизни;</p> <p>начать заполнение ПГ УВ10,20,30,40W01 до Н = 3500 мм;</p> <p>превести питание паром от общестанционного коллектора собственных нужд.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <p>Действия персонала (для максимальной проектной аварии):</p> <p>по признакам аварии установить факт потери теплоносителя 1-го контура и проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ;</p> <p>проконтролировать падение всех ОР на упоры;</p> <p>проконтролировать переключение диапазонов и перемещение ионизационных камер АКНП (поднять камеры диапазона источника и промежуточного диапазона дистанционно);</p> <p>проконтролировать отключение ТЭН КД;</p> <p>проконтролировать срабатывание защит САОЗ и закрытие локализирующих отсечных арматур по сигналу «$dT_s < 10 \text{ }^\circ\text{C}$» ($P$ под оболочкой $> 0,3 \text{ кгс/см}^2$);</p> <p>проконтролировать закрытие СК турбины и отключение генератора от системы;</p> <p>проконтролировать отключение деаэратора и блокировать подачу дистиллята на всас насосов от других источников, включая узел реагентов (ТВ20);</p> <p>принять меры к эвакуации персонала из помещений РО;</p> <p>проконтролировать запуск каналов ГЕ и переключение арматуры СБ в соответствии с проектным алгоритмом управляющей СБ. Проконтролировать параметры работы насосов СБ и подачу раствора борной кислоты в 1-й контур и на спринклерные устройства;</p> <p>контролировать давление под оболочкой. Контролировать давление на всасе насосов СБ, уровень в баке ГА-201;</p> | <p><i>Ликвидация аварийного режима. Некомпенсируемая течь теплоносителя 1-го контура без формирования сигнала «Уменьшение разности температуры насыщения 1-го контура и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$»</i></p> <p>Немедленные действия персонала.</p> <p>Вызвать на РМОТ фрагменты «Система подпитки 1 к.» и «Система оргпротечек» и убедиться, что течь не компенсируется системой ТК: расходы от работающих подпиточных насосов ТК21,22,23D02 более $60 \text{ м}^3/\text{ч}$; расход подпитки на 1-й контур более $60 \text{ м}^3/\text{ч}$; расход продувки на СВО-2 (ТЕ) отсутствует; уровень в КД (УР10В01) устойчиво снижается.</p> <p>Включить не менее двух насосов ТВ10D02,03,04 и открыть ТВ10S24,25,26.</p> <p>Проинформировать персонал БЦУ «Аварийный останов реактора» и нажать ключи АЗ (проконтролировать срабатывание АЗ по $P_{1к} < 148 \text{ кгс/см}^2$ ($T_{г.н.} > 280 \text{ }^\circ\text{C}$ и $N > 75 \% N_{НОМ}$) или $P_{1к} < 140 \text{ кгс/см}^2$ ($T_{г.н.} > 280 \text{ }^\circ\text{C}$ и $N < 75 \% N_{НОМ}$)).</p> <p>Дополнительно:</p> <p>перевести управление группами ТЭН КД на дистанционное и отключить их (или проконтролировать отключение по уровню в КД);</p> <p>для обеспечения скорейшего подключения на 1-й контур насосов TQ13,23,33D01 приступить к снижению давления 1-го контура со скоростью не более $10 \text{ кгс}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$ до величины $95 - 100 \text{ кгс/см}^2$;</p> <p>при снижении давления в 1-м контуре вызвать на дисплей СВРК фрагмент «Температура на выходе из кассет» и контролировать запас давления до вскипания теплоносителя, не допуская снижения между давлением в 1-м контуре и давлением насыщения менее $15 \text{ }^\circ\text{C}$;</p> <p>включить насосы TQ14,24,34D01 и TQ13,23,33D01 на 1-й контур.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|--|
| <p>включить в работу на 1-й контур насосы TQ14,24,34D01, закрыть TQ14,24,34S03,04.</p> <p>Снижение уровня в ГЕ САОЗ: при снижении уровня до 1200 мм проконтролировать и продублировать закрытие задвижек.</p> <p>Во избежание оголения активной зоны реактора за счет образования парогазового объема под крышкой реактора, необходимо выровнять давление в «горячих» и «холодных» нитках 1-го контура открытием арматуры на трубопроводах аварийных газовых сдувок YR.</p> <p>Проконтролировать (отключить) отключение ГЦН. Закрыть ТК.</p> <p>В случае успешного автоматического запуска каналов СБ оператор в течение не менее 15 мин должен контролировать основные параметры, характеризующие работоспособность каналов СБ, сопоставить их с регламентными.</p> <p>При выполнении этих условий делается вывод о проектном протекании аварии и проектном функционировании каналов СБ</p> | <p>Убедиться, что уровень в КД (YR10B01) и давление в 1-м контуре продолжают снижаться при работе насосов TQ14,24,34D01 и TQ13,23,33D01 на 1-й контур и принять меры к эвакуации персонала из помещений РО, опасных для жизни и уведомить руководство АЭС о происшедшем.</p> <p>Проконтролировать изменение параметров под оболочкой и ее герметизацию.</p> <p>При увеличении давления под оболочкой до 0,3 кгс/см² проконтролировать запуск механизмов САОЗ и TX10-30D01.</p> <p>После срабатывания защиты на запуск СБ оператор должен открыть арматуру на линии системы аварийного газоудаления, соединяющей воздушник реактора и ПГ с паровым пространством КД.</p> <p>При снижении давления в 1-м контуре до 110 кгс/см²: увеличение расхода на напоре насосов TQ13,23,33D01 и при увеличении расхода до 150 м³/ч закрыть задвижек TQ13S05,06; TQ23S05,06; TQ33S05,06 на рециркуляции насоса.</p> <p>После вскипания теплоносителя 1-го контура (определяется по резкому снижению скорости падения давления 1-го контура): закрыть YP60S01, YP60S02; проверить закрытие YP61,62,63S01.</p> <p>После вскипания теплоносителя 1-го контура дистанционным открытием БРУ-А TX50,60,70,80S05 поддерживать давление по 2-му контуру во всех ПГ на 5 кгс/см² ниже, чем в 1-м контуре.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 60 кгс/см² вызвать на РМОТ фрагмент «ГЕ САОЗ YТ11-14В01» и проконтролировать работу ГЕ YТ11-14В01 (или по показывающим приборам на панели НУ-12): снижение уровней в YТ11-14В01; снижение давления в YТ11-14В01; при снижении уровней до Н = 1200 мм проконтролировать закрытие задвижек на линии подключения соответствующей ГЕ к 1-му контуру (закрыть дистанционно) YТ11-14S01,02.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>Если после вскипания теплоносителя началось повышение давления в 1-м контуре, то при достижении $P_{1к} = 90 \text{ кгс/см}^2$ открыть арматуру на линии аварийной сдувки из КД YP10B01 на ББ YP20B01, YR61S01, YR63S01, YR62S01.</p> <p>При снижении давления в 1-м контуре до 15 кгс/см^2 перевести насосы TQ12,22,32D01 на расхолаживание 1-го контура: проконтролировать открытие (открыть) TQ12S04, TQ10S01, TQ22S22,04, TQ20S01, TQ32S22,04, TQ30S01, TQ12S06 (TQ12S07), TQ22S06 (TQ22S10), TQ32S10 (TQ32S06); проконтролировать закрытие: TQ13S26, TQ23S26, TQ33S26.</p> <p>Контролировать работу системы ТК: при снижении уровней в ТВ10B01,02 до $H = 600 \text{ мм}$ включить насос ТВ30D03 на подпитку деаэрата TK10B01 из бака ТВ30B01(02); уменьшить расход подпитки на 1-й контур до $40 \text{ м}^3/\text{ч}$, прикрыв ТК31S02, ТК32S02; при снижении уровней в ТВ10B01,02 до $H = 500 \text{ мм}$ отключить (контролировать отключение) насосы ТВ10D02,03,04; в случае отключения всех подпиточных агрегатов ТК21,22,23D01,02 закрыть ТК31,32S01.</p> <p>Вызывать на РМОТ фрагменты и проконтролировать работу систем: «Система аварийного расхолаживания 1-го контура TQ12»; «Система аварийного ввода бора в/концентрации TQ13,14»; «Спринклерная система».</p> <p>Продолжить расхолаживание РУ по схеме: TQ10(20,30)B01 – TQ10(20,30)S01 – TQ10(20,30)W01 – TQ12(22,32)D01 – 1-й контур – течь – TQ10B01.</p> <p>Перейти к разделу «Последующие действия персонала».</p> <p>Ликвидация последствий нарушения производится по специально разработанной программе</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <i>S2, S3 Течи, компенсируемые САОЗ ВД</i> | |
| <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ.</p> <p>Выполнить действия по возможному отсечению места течи:</p> <p>проконтролировать запуск всех каналов СБ защитой ($dts < 10\text{ }^\circ\text{C}$), отключение всех ГЦН;</p> <p>проконтролировать отключение ТЭН КД по низкому уровню в КД (420 см);</p> <p>проконтролировать закрытие локализирующей арматуры по всем каналам СБ.</p> <p>Проконтролировать закрытие СРК ТГ.</p> <p>Включить в работу на 1-й контур насосы, закрыть TQ14,24,34S03,04.</p> <p>По темпу роста уровня в КД сделать вывод о прекращении течи 1-го контура или ее сохранении после поездки локализирующей пневмоарматуры. (При течи теплоносителя в ГО присутствует признак: повышение температуры и давления под оболочкой.)</p> <p>Сразу же после срабатывания защиты на запуск механизмов каналов СБ по сигналу «$dts < 10\text{ }^\circ\text{C}$» открыть арматуру системы аварийного газоудаления, объединяющую воздушник реактора и ПГ с паровым объемом КД.</p> <p>Открыть арматуру, объединяющую паровой объем КД с линией обдувок в теплообменник организованных протечек. Выполнить заполнение ПГ1-4 до уровня 3700 мм подачей воды от ВПЭН.</p> <p>После начала подъема уровня в КД и давления в 1-м</p> | <p>Немедленные действия персонала.</p> <p>Вызвать на РМОТ фрагмент «Система подпитки 1 к.», «Система оргпротечек» и убедиться, что течь не компенсируется системой ТК: закрыты регулирующие клапаны ТК81,82S02 (закрыть ТК81,82S01); расходы от работающих подпиточных насосов ТК21,22,23D02 более 60 т/ч; расход подпитки на 1-й контур более 60 т/ч; расход продувки 1-го контура на СВО-2 (ТЕ) отсутствует; уровень в КД(YP10B01) устойчиво снижается.</p> <p>Проинформировать персонал БЩУ «Аварийный останов реактора», нажать ключи АЗ.</p> <p>Дополнительно:</p> <p>включить насосы аварийного впрыска бора TQ14,24,34D01;</p> <p>открыть арматуру на подаче борного концентрата в 1-й контур TQ14,24,34S07,08 и закрыть арматуру на линии дренажа TQ14,24,34S17, закрыть TQ14,24,34S03,04;</p> <p>перевести управление группами ТЭН КД на дистанционное управление и отключить их;</p> <p>перевести управление клапанами впрыска в КД YP11,12,13S02 на дистанционное, открыть их и приступить к снижению давления в 1-м контуре до 110 кгс/см²; при снижении давления в 1-м контуре поддерживать разницу между $T_{\text{КД}}$ и температурой в «горячих» нитках 1-го контура не менее 20 °С (запас на вскипание). Расхолаживание ЯППУ вести через БРУ-К или БРУ-А;</p> <p>проконтролировать включение (включить) 2-го подпиточного агрегата ТК22(21,23)D01,02;</p> <p>включить на всас подпиточных насосов не менее двух насосов ТВ10D02,03,04;</p> <p>вызвать на дисплей СВРК фрагмент «Температура на выходе из кас-</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|--|
| <p>контуре снимается запрет на открытие пневмоарматуры по сигналу «dts < 10 °С» защитой TQS01.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 22 – 24 кгс/см² проконтролировать переход насосов аварийного расхолаживания на 1-й контур</p> | <p>сет» и контролировать запас давления до вскипания теплоносителя (если разность между давлением в 1-м контуре и давлением насыщения, определяемым по максимальной температуре на выходе из кассет, уменьшилась до 15 кгс/см², закрыть клапаны впрыска в КД YP13S02);</p> <p>при P_{1к} = 110 кгс/см² включить насосы TQ13,23,33D01;</p> <p>проконтролировать межпрокладочные полости оборудования по РМОТ.</p> <p>Вызвать на РМОТ фрагмент «Система аварийного ввода бора» и проконтролировать расход от насосов TQ13,23,33D01 на 1-й контур: определить размер течи 1-го контура (сумма расходов воды от систем подпитки и аварийной подпитки) при стабильном уровне в КД; приступить к поиску и локализации течи</p> |
| <i>S4 Малые компенсируемые ТК течи 1-го контура</i> | |
| <p>Действия персонала.</p> <p>Контролировать работу регуляторов давления 1-го контура, уровня в КД, расхода продувки 1-го контура.</p> <p>Контролировать температуру подпиточной воды, подаваемой в 1-й контур. Температура подпиточной воды не должна отличаться от температуры теплоносителя холодной нитки петель больше, чем на 120 °С.</p> <p>Включить ТВ30D03 на подпитку ТК10B01 борсодержащей водой из ТВ30B01(02). Включить в работу в автоматическом режиме регулятор ТКС14 (уровня ТК10B01).</p> <p>Перевести АРМ в режим «Н» и проконтролировать переключение электрогидравлической системы регулирования турбины в режим «РД1».</p> <p>Установить величину утечки из 1-го контура:</p> | <p>Перевести АРМ в режим «Н» и проконтролировать переключение ЭЧ системы регулирования турбины в режим «РД-1» и:</p> <p>включать периодически насосы ТВ10 на всас насосов ТК при опускании X группы ОР до нижней границы диапазона регулирования;</p> <p>вывести из работы регулятор ТКС13 (если был в работе);</p> <p>контролировать работу регуляторов давления 1-го контура уровня в КД, расход продувки 1-го контура.</p> <p>Включить ТВ30B01(02) с концентрацией, близкой к текущей в 1-м контуре, и с качеством, удовлетворяющим нормам качества подпитки 1-го контура. Включить в работу регулятор ТКС14 уровня ТК10B01.</p> <p>Определить величину утечки из 1-го контура.</p> <p>Запросить у дежурного дозиметриста данные по дозиметрической обстановке в помещениях блока и активности технологических сред.</p> <p>Дальнейшие действия персонала в зависимости от места течи</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|---|
| <p>расход от работающего (работающих) насоса ТК21,22,23D01,02;</p> <p>расход подпитки на 1-й контур;</p> <p>расход продувки 1-го контура – УВС ТК00М2, ТК00М3.</p> <p>При течи более 2 т/ч – приступить немедленно к останову и расхолаживанию РУ.</p> <p>При течи менее 2 т/ч – приступить к дальнейшему поиску и локализации места течи.</p> <p>При обнаружении места течи с расходом менее 0,2 т/ч, не приводящей к превышению допустимых значений параметров окружающей среды для помещений, в которых установлено оборудование с течью, а также предельных значений радиоактивного выброса в окружающую среду, продолжить работу на текущем уровне мощности при условии стабилизации параметров и отсутствии развития течи.</p> <p>При течи на верхнем блоке или главном разьеме реактора немедленно приступить к останову и расхолаживанию РУ независимо от размера течи.</p> <p>При утечке 1-го контура более 0,7 т/ч, источник которой не удалось обнаружить в течение 1 ч, приступить по распоряжению начальника смены АЭС к разгрузке блока и останову и расхолаживанию РУ</p> | <p><i>Течи контролируемых разъемов основного оборудования 1-го контура</i></p> <p>Проверить наличие сигналов по нарушению плотности разъемов следующего оборудования:</p> <p>разъемов люков ПГ по 1-му контуру;</p> <p>реактора: главный разъем, разъемы чехлов ОР, патрубков ТК, патрубков КНИ;</p> <p>КД: разъемов ТЭН, люка-лаза.</p> <p>После получения данных по активности сопоставить их с имеющимся сигналом для подтверждения места течи.</p> <p>В случае отсутствия протечек по указанным разъемам возможна течь через разъемы или арматуру системы ТС. Для ее определения и локализации необходимо:</p> <p>закрыть соответствующую арматуру: TC10S04, TC10S01,02; TC20S04, TC20S01,02; TC30S04, TC30S01,02; TC40S04, TC40S01,02;</p> <p>убедиться, что утечка теплоносителя прекратилась по следующему признаку – восстановился баланс расходов подпиточной и продувочной воды.</p> <p>Продолжить работу РУ на номинальной мощности.</p> <p>В остальных случаях по согласованию с руководством АЭС приступить к останову и расхолаживанию блока.</p> <p><i>Течи 1-го контура через обратные клапаны в GE</i></p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков:</p> <p>повышение уровня в одной из GE УТ11В01, УТ12В01, УТ13В01, УТ14В01 при закрытой арматуре на линии заполнения GE (TK41-44S01, TK40S04) и неработающем насосе UE20D01;</p> <p>повышение давления в одной из GE УТ11В01, УТ12В01, УТ13В01, УТ14В01;</p> <p>убедиться в правильности показаний КИП.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p>Отключить ГЕ от контура, закрыв быстродействующую арматуру УТ11 (12,13,14)S01,02 и приступить к останову блока и переводу РУ в состояние «холодный» останов в соответствии с требованиями технологического регламента.</p> <p>После перевода реактора в подкритическое состояние с CH_3BO_3 16 г/кг приступить к переводу РУ в «холодное» состояние.</p> <p><i>Течи 1-го контура в систему промконтура (TF)</i></p> <p>Убедится, что произошло: повышение активности в системе TF; повышение уровня в дыхательном баке промконтура; изменение температурного режима системы TF.</p> <p>Последовательно проконтролировать повышение активности воды системы TF на выходе из следующих потребителей: теплообменников ГЦН; доохладителя продувки 1-го контура ТК80W02.</p> <p>При наличии повреждения любого из вышеуказанных потребителей приступить к останову и расолаживанию блока в соответствии с требованиями «Инструкции по эксплуатации РУ энергоблока».</p> <p>При отсутствии повреждений этих потребителей: последовательно отсечь холодильники отбора проб из реактора, КД, ББ и высокотемпературных фильтров; убедиться, что утечка теплоносителя прекратилась после отсечения соответствующего теплообменника на линии отбора проб; продолжить эксплуатацию блока на номинальном уровне мощности.</p> <p><i>Течи 1-го контура при повреждении уплотнений ГЦН</i></p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков: срабатывание сигнализации, фиксирующей отклонение параметров по узлу уплотнения ГЦН; повышение давления на сливе организованных протечек с уплотнением одного ГЦН;</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p>понижение расхода на сливе организованных протечек с уплотнением одного ГЦН;</p> <p>аварийное отключение одного из ГЦН (повышение давления на сливе организованных протечек с уплотнения до 5 кгс/см^2, понижение до $2,5 \text{ кгс/см}^2$).</p> <p>Снизить (проконтролировать снижение) мощность блока до 67 % номинальной;</p> <p>отключить «поврежденный» КД (при аварийном отключении КД проконтролировать разгрузку реактора РОМ), проконтролировать включение его ВЦЭН;</p> <p>разобрать электросхему отключенного КД.</p> <p>Уведомить руководство блока и приступить к переводу КД в холодное состояние в соответствии с требованиями «Инструкции по эксплуатации КД энергоблока» для устранения течи.</p> <p><i>Течи из парового пространства КД.</i></p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков:</p> <p>постоянная работа большего, чем обычно, числа групп ТЭН (Постоянной работой всех групп ТЭН, без снижения давления в 1-м контуре, можно компенсировать утечку пара не более 5 т/ч.);</p> <p>возможно устойчивое снижение давления в 1-м контуре при $N_{\text{КД}} = \text{const}$;</p> <p>при нарушении плотности разъема люка-лаза КД:</p> <p>контролировать на РМОТ наличие давления в межпрокладочной полости люка-лаза КД;</p> <p>при неплотности ПК КД:</p> <p>повышение температуры трубопровода сброса пара за клапанами УР21S01, УР22S01, УР23S01;</p> <p>повышение температуры, давления и уровня в ББ;</p> <p>периодическое открытие вентиля ТУ15S01.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p>Вызвать на РМОТ фрагмент «Компенсатор давления» и проконтролировать параметры.</p> <p>Убедиться в отсутствии протечек через клапаны впрыска УР11,12S02, для чего при давлении в 1-м контуре менее 160 кгс/см² закрыть арматуру УР11,12S01 и проконтролировать изменение давления в 1-м контуре.</p> <p>При работе всех групп ТЭН и устойчивом снижении давления в 1-м контуре немедленно:</p> <p>проконтролировать срабатывание АЗ при $P_{1к} \leq 148$ кгс/см² при $T_{г.н.} > 280$ °С и при $N > 75 \% N_{НОМ}$ или $P_{1к} \leq 140$ кгс/см² при $T_{г.н.} > 280$ °С и при $N < 75 \% N_{НОМ}$;</p> <p>отключить УРС02 регулятор уровня в КД (УР10В01) и увеличить подпитку 1-го контура до максимально возможной: закрыть ТК81S02, ТК82S02; открыть полностью ТК31S02, ТК32S02; включить 2-й подпиточный агрегат ТК21(22,23)D01,02 параллельно работающему;</p> <p>проверить включение (включить) ТВ10D02,03,04 на всас насосов ТК21,22,23D01;</p> <p>контролировать повышение уровня в КД и изменение давления в 1-м контуре;</p> <p>если давление не стабилизируется, то для его поддержания допускается полное заполнение КД (УР10В01); при полностью заполненном КД не допускать повышения давления в 1-м контуре до 192 кгс/см² во избежание срабатывания ИПУ КД, в результате чего возникают гидроудары в системе КД, угрожающие целостности оборудования ЯППУ;</p> <p>приступить к расхоложиванию установки.</p> <p>Если давление в 1-м контуре продолжает снижаться, то при $P_{1к} = 110$ кгс/см² включить насосы ТQ13,23,33D01</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <i>Т41 Малые течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ по снижению давления в 1-м контуре. Если не достигнута уставка АЗ по снижению давления в 1-м контуре, по факторам увеличения дебаланса подпитки-продувки 1-го контура более 2 т/ч, повышению активности пара 2-го контура персонал останавливает работу РУ ключом АЗ БЩУ 1,2 к. Выполнить действия по фактору АЗ. Включить два насоса ТВ10 на всас подпиточных насосов из баков.</p> <p>Проконтролировать работу подпиточных насосов (основного, резервного).</p> <p>Определить поврежденный ПГ.</p> <p>Увеличить продувку из поврежденного ПГ, отключить ГЦН поврежденной петли, закрыть подачу питательной воды на поврежденный ПГ.</p> <p>Сразу же после определения поврежденного ПГ, отключения ГЦН этой петли и закрытия подачи питательной воды на поврежденный ПГ приступить к расхолаживанию РУ со скоростью 60 °С/ч через БРУ-К (или через БРУ-А неповрежденных ПГ в дистанционном режиме). Ввести в работу регулятор расхолаживания КД. Расхолаживание производить до следующих параметров: $t_{1к} = 225 \text{ °С}$, $P_{1к} \leq 70 - 73 \text{ кгс/см}^2$.</p> <p>При достижении указанных параметров расхолаживание временно прекратить. Закрыть БЗОК поврежденного ПГ, контролировать неоткрытие БРУ-А поврежденного ПГ. Открыть байпас БЗОК поврежденного ПГ. Открыть РУ поврежденного ПГ (периодическая про-</p> | <p><i>Течи теплоносителя 1-го контура во 2-й эквивалентным диаметром Ду 100</i></p> <p>Немедленные действия персонала.</p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков:</p> <p>совпадение сигналов: увеличение расхода на подпитку ТК10В01 более 2 т/ч; повышение активности в паропроводах и /или на эжекторах турбины;</p> <p>совпадение сигналов: срабатывание АЗ по одному из сигналов течи 1-го контура; повышение активности в паропроводах или на эжекторах турбины; снижение расхода питательной воды на один из ПГ; рост уровня в одном из ПГ, отличающийся от других.</p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ реактора.</p> <p>Последующие действия персонала.</p> <p>Локализация течи.</p> <p>Перевести в режим дистанционного управления БРУ-А поврежденного ПГ и разобрать его электросхему в закрытом положении.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов ПГ по сигналам течи из 1-го контура и отключить все ПГ.</p> <p>Отключить поврежденный ПГ по питательной воде, аварийной питательной воде, закрыв соответственно для YB10(20,30,40)W01: TX41-44S01,02, TX21,3Г,32,22S02, TX11,13,14,12S05.</p> <p>Закрыть постоянную и периодическую продувку неповрежденных ПГ, закрыв соответственно для YB10(20,30,40)W01: RY11-14S05,10, RY21-24S01,02.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 70 кгс/см² закрыть ПГ TX50(60,70,80)S06 на паропроводе, закрыть непрерывную и периодическую продувку поврежденного ПГ (YB10,20,30,40W01).</p> <p>Открыть БРУ-А TX50,60,70,80S05 неповрежденных ПГ и приступить</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|---|
| <p>дувка).</p> <p>Продолжать расхолаживание 1-го контура со скоростью 30 °С/ч через БРУ-К (БРУ-А неповрежденных ПГ) после достижения в 1-м контуре стояночной концентрации борной кислоты.</p> <p>После полного заполнения поврежденного ПГ до БЗОК отключить второй подпиточный насос ТК прекратить периодическую продувку поврежденного ПГ.</p> <p>После окончания расхолаживания 1-го контура приступить к дренированию 1-го контура до оси горячих ниток петель 1-го контура.</p> <p>Дренирование производить по линии продувки поврежденного ПГ на СВО-5 со сбросом в спецканализацию на спецкорпусе до полного опорожнения поврежденного ПГ по 2-му контуру, в дальнейшем – по штатной схеме.</p> | <p>к расхолаживанию: расхолаживание 1-го контура вести со скоростью 60 °С/ч до $t_{\text{к}} 220\text{ °С}$, расхолаживание КД вести со скоростью 60 °С/ч до $\Delta P_{1\text{ и }2\text{ к}} 5 - 10\text{ кгс/см}^2$. Затем скорость расхолаживания снизить до 30 °С/ч.</p> <p>Убедиться, что утечка теплоносителя из 1-го контура после закрытия ТХ50(60,70,80)S06 прекратилась: повышается уровень в КД УР10В01; стабилизируется давление в 1-м контуре.</p> <p>Не допускать повышения давления в 1-м контуре свыше 70 кгс/см² после закрытия ТХ50(60,70,80)S06.</p> <p>Возможное незакрытие БЗОК или открытие и непосадка БРУ-А, ПК ПГ поврежденного ПГ.</p> <p>Расхолаживание 1-го контура осуществлять с максимальной возможной скоростью 0,3 МПа/мин при открытой арматуре системе аварийных газовых сдувок.</p> <p>Принять исчерпывающие меры по закрытию БЗОК, БРУ-А, ПК ПГ.</p> <p>Расхолаживание РУ.</p> <p>Продолжить ввод борной кислоты в 1-й контур до повышения концентрации ее в 1-м контуре до 16 г/кг и расхолаживание РУ.</p> <p><i>Течи 1-го контура во 2-й при повреждении трубчатки или коллекторов 1-го контура ПГ</i></p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков: повышение активности на выходе эжекторов турбины; повышение активности пара в паропроводе ПГ; повышение активности продувочной воды ПГ; отсутствие сигналов по нарушению плотности разъемов коллекторов ПГ.</p> <p>Уведомить руководство блока о повреждении трубчатки ПГ.</p> <p>Если протечки из 1-го контура во 2-й превысили регламентируемое значение 5,0 кг/ч или значение средней удельной активности по J^{131}</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p>в продувочной воде всех ПГ блока превысило нормируемую величину $5 \cdot 10^{-9}$ Ки/кг, или значение удельной активности по J^{131} в продувочной воде одного из ПГ превысило $2 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг, персонал обязан: нажать ключ АЗ;</p> <p>приступить к вводу раствора борной кислоты в 1-й контур; определить поврежденный ПГ;</p> <p>отключить ГЦН поврежденного ПГ и разобрать его электросхему, проконтролировать включение его ВЦЭН;</p> <p>отключить поврежденный ПГ по питательной и аварийной питательной воде, закрыв соответственно для YB10,20,30,40W01: TX21,31,32,22S02, TX41,42,43,44S01,02, TX11,13,14,12S05;</p> <p>закрывать постоянную и периодическую продувку поврежденного ПГ YB10(20,30,40)W01, закрыв для YB10,20,30,40W01 соответственно RY11,12,13,14S05,10, RY21,22,23,24S01,02, и разобрать их электросхемы;</p> <p>перевести в режим дистанционного управления БРУ-А поврежденного ПГ;</p> <p>приступить к расхолаживанию 1-го контура через БРУ-К (БРУ-А) неповрежденных ПГ со скоростью $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$ до температуры $260 \text{ }^\circ\text{C}$ и далее со скоростью $30 \text{ }^\circ\text{C/ч}$;</p> <p>после снижения давления в 1-м контуре менее 70 кгс/см^2 закрыть БЗОК поврежденного ПГ;</p> <p>после достижения стояночной концентрации борной кислоты в 1-м контуре приступить к плановому расхолаживанию РУ.</p> <p>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й превышает 2 т/ч либо удельная активность продувочной воды поврежденного ПГ в 10 и более раз превысила величину $7,4 \cdot 10^2 \text{ Бк/дм}^3$ (разрыв трубки теплообмена ПГ, разуплотнение разъема коллектора ПГ).</p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков:</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>увеличение расхода на подпитку ТК10В01 более 2 т/ч;</p> <p>повышение активности в паропроводах и/или на эжекторах турбины;</p> <p>срабатывание АЗ по снижению давления 1-го контура менее 148 кгс/см^2 при $T_{Г.Н.} > 280 \text{ }^\circ\text{C}$ и при $N > 75 \% N_{НОМ}$, или снижению уровня в КД до 460 см, или снижению давления 1-го контура менее 140 кгс/см^2 при $T_{Г.Н.} > 280 \text{ }^\circ\text{C}$ и при $N < 75 \% N_{НОМ}$, или снижению $\Delta T_s < 10 \text{ }^\circ\text{C}$;</p> <p>рост уровня в одном из ПГ.</p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ реактора ($P_{1к}$ менее 148 кгс/см^2; НКД менее 4000 мм; $\Delta t_{S1к}$ менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$).</p> <p>Перевести в режим дистанционного управления БРУ-А поврежденного ПГ.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов САОЗ по сигналу $\Delta T_{S1к}$ менее $10 \text{ }^\circ\text{C}$. Отключить ГЦН поврежденного ПГ, приступить к вводу бора в 1-й контур.</p> <p>Проконтролировать закрытие СК ТГ. Прекратить подачу в аварийный ПГ питательной воды и аварийной питательной воды.</p> <p>Включить БРУ-К в режим расхолаживания со скоростью $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$ (при обесточивании или запрете работы БРУ-К поочередно включить БРУ-А неповрежденных ПГ в режим расхолаживания со скоростью $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$, после чего закрыть БЗОК соответствующих ПГ).</p> <p>При снижении $P_{1к}$ до 70 кгс/см^2 закрыть БЗОК поврежденного ПГ и проконтролировать закрытие БРУ-А и ПК ПГ этого ПГ.</p> <p>Расхолаживание 1-го контура вести со скоростью $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$ до $t_{1к}$ равной $220 \text{ }^\circ\text{C}$, расхолаживание КД вести со скоростью $60 \text{ }^\circ\text{C/ч}$ до ΔP 1-го и 2-го контуров, равного $5 - 10 \text{ кгс/см}^2$. Затем скорость расхолаживания снизить до $30 \text{ }^\circ\text{C/ч}$.</p> <p>При повышении давления 1-го контура более 70 кгс/см^2 принять меры к снижению $P_{1к}$ вплоть до открытия арматуры аварийного парог-</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>зоудаления.</p> <p>Проконтролировать состояние параметров 1-го контура, убедиться в развитии ЕЦ теплоносителя 1-го контура по появлению Δt на петлях, участвующих в расхолаживании. При нормальном развитии процесса (возникла ЕЦ теплоносителя; наблюдается снижение температуры и давления в 1-м контуре; повышается уровень в КД) продолжить расхолаживание 1-го контура.</p> <p>При достижении $N_{кд}$ 8000 мм и CH_3BO_3 не менее 16 г/кг поочередно насосы аварийного ввода бора TQ13(23,33)D01 перевести на рециркуляцию. После каждого перевода насоса на рециркуляцию убедиться в том, что операция не привела к повышению температуры в реакторе. В противном случае перевести указанные насосы в работу на контур.</p> <p>Если в течение 10 мин с начала аварии нет признаков ЕЦ теплоносителя и расхолаживания реактора, а также если в любой момент времени обнаружен рост температуры среды в реакторе выше температуры насыщения для данного давления либо после стадии снижения давления при опорожненном КД начался рост давления с ростом температуры в активной зоне, открыть всю арматуру системы аварийного парогазоудаления и продолжить расхолаживание 1-го контура при открытых БРУ-А неповрежденных ПГ и работе насосов аварийного ввода бора.</p> <p>Принять меры к дополнительной подпитке бака TQ10B01 от емкостей спецкорпуса водой с CH_3BO_3 не менее 16 г/кг.</p> <p>В случае незакрытия БЗОК или открытия и незакрытия БРУ-А, ИПУ аварийного ПГ расхолаживание 1-го контура осуществлять с максимальной скоростью 3 кгс/см²/мин при открытой арматуре аварийного парогазоудаления и принять исчерпывающие меры по закрытию БЗОК, БРУ-А, ИПУ поврежденного ПГ.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|--|
| | <p><i>Течи 1-го контура во 2-й при неплотности прокладок разъемов коллекторов 1-го контура ПГ УВ10,20,30,40W01</i></p> <p>Убедиться в наличии следующих признаков: повышение активности на выхлопе основных эжекторов турбины; повышение активности пара в паропроводе ПГ; повышение активности продувочной воды одного из ПГ; сигналов по нарушению плотности разъемов коллекторов ПГ.</p> <p>При обнаружении в ПГ давления в межпрокладочной полости люка коллектора 1-го контура: определить величину активности воды 2-го контура этого ПГ; сбросить давление в межпрокладочной полости открытием арматуры на линии сброса протечек, выдержать 1 ч.</p> <p>Если активность воды 2-го контура уменьшилась, это свидетельствует о течи в уплотнении люка коллектора 1-го контура через обе прокладки. ПГ в этом случае вывести из работы в течение смены: снизить мощность блока до 67 % номинальной; отключить ГЦН соответствующей петли и разобрать его электросхему; убедиться, что снизилась активность на выхлопе основных эжекторов турбины;</p> <p>решения о возможности дальнейшей работы блока на мощности принимают начальник смены блока, начальник смены АЭС совместно с руководством АЭС.</p> <p>Если после сброса давления в межпрокладочной полости величина активности котловой воды не уменьшилась, это свидетельствует о течи только одной первой или второй прокладки. В этом случае: закрыть арматуру на линии сброса протечек; установить, восстановилось ли давление в межпрокладочной полости.</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|--|
| | <p>В случае восстановления давления в межпрокладочной полости усилить контроль за активностью воды 2-го контура. При этом: линия протечек должна быть открыта, а давление в ней не должно быть более 20 кгс/см²;</p> <p>контроль за давлением в межпрокладочной полости люков коллекторов 1-го контура производить ежемесячно с записью результатов контроля в оперативном журнале;</p> <p>за время, не превышающее 72 ч с момента обнаружения давления в межпрокладочной полости, вывести дефектный ПГ из работы.</p> <p>При резком (скачкообразном) увеличении активности продувочной воды в ПГ до $7,4 \cdot 10^2$ Бк/дм³ и дальнейшем ее росте необходимо нажать ключ АЗ и перевести РУ в холодное состояние.</p> |
| <i>T42 Средние течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ.</p> <p>Проконтролировать уровни во всех ПГ и по факту резкого повышения уровня определить поврежденный ПГ.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов всех каналов СБ защитой $dts < 10$ °С, отключение ГЦН1-4.</p> <p>Проконтролировать отключение ТЭН КД по низкому уровню в КД. Проконтролировать закрытие локализирующей арматуры.</p> <p>Проконтролировать закрытие СРК ТГ.</p> <p>Отсечь поврежденный ПГ от граничных систем путем закрытия арматуры на трубопроводах подачи воды в ПГ от ВПЭН, АПЭН. Закрыть продувку неповрежденного ПГ.</p> <p>Включить в работу на 1-й контур насосы ТQ14,24,34D01, закрыть ТQ14,24,34S03,04.</p> | <p><i>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й эквивалентным диаметром Ду 100 при разуплотнении коллектора 1-го контура одного ПГ.</i></p> <p>Немедленные действия персонала.</p> <p>Проконтролировать и продублировать: срабатывание АЗ по факторам «Снижение давления в 1-м контуре менее 148 (140) кгс/см² при $N_{РУ} \geq (<) 75 \% N_{НОМ}$»; «Снижение уровня в КД менее 4600 мм»;</p> <p>выполнить действия по фактору АЗ;</p> <p>падение всех ОР СУЗ на НКВ;</p> <p>уменьшение нейтронной мощности реактора по АКНП, переключение диапазонов и перемещение ионизационной камеры АКНП в положение «верх»;</p> <p>работу регуляторов давления 1-го контура, уровней в КД, ПГ;</p> <p>отключение деаэратора борного регулирования;</p> <p>закрытие СК ТГ по фактору «Снижение давления в ГПК менее 51 кгс/см²» или «Повышение уровня в ПГ УВ10(20-40)W01 более</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--|---|
| <p>Начать расхолаживание 1-го контура дистанционным открытием БРУ-А на неповрежденных ПГ со скоростью 60 °С/ч.</p> <p>Закрыть БЗОК на неповрежденных ПГ.</p> <p>После снижения давления в 1-м контуре до 70 кгс/см² закрыть БЗОК на поврежденном ПГ. Проконтролировать закрытое положение БРУ-А на этом ПГ.</p> <p>Открыть байпас БЗОК поврежденного ПГ.</p> <p>Проконтролировать поведение параметров 1-го контура. Убедиться в развитии ЕЦ теплоносителя 1-го контура.</p> <p>Проконтролировать переход работы насосов TQ13,23,33 на всас из бака ГА-201 после откачки баков TQ13,23,33. После откачки баков TQ14,24,34 (уровень менее 250 мм) отключить насосы TQ14,24,34.</p> <p>В течение всего переходного процесса предпринимать меры к дозаполнению баков TQ13,23,33, ГА-201 со спецкорпуса.</p> <p>При достижении уровня в КД 8000 мм и создании стояночной концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура поочередно насосы аварийного ввода бора высокого давления перевести на рециркуляцию (этими же насосами, их периодическим включением поддерживать уровень в КД не менее 8000 мм).</p> <p>Разобрать электросхему БРУ-А поврежденного ПГ после гарантированного снижения давления в 1-м контуре менее 70 кгс/см².</p> <p>После снятия запрета на открытие пневмоарматуры вывести пневмоарматуру по системам TG, TV, TK, TF.</p> | <p>620 мм (+300 мм)»; включение всех ТЭН КД YP10W01-04 при снижении давления в 1-м контуре и отключение их при снижении уровня в КД менее 4200 мм; включение резервного подпиточного насоса ТК21(22,23)D02. Включить не менее двух насосов борного концентрата ТВ10D02,03(04)D01 из баков ТВ10B01,02. Довести концентрацию H₃BO₃ до стояночной в соответствии с нейтронно-физическими характеристиками;</p> <p>открытие БРУ-К (БРУ-А) RC11,12S01,02 (TX50-80)S05 при увеличении давления в ГПК (ПГ) более 68 (75) кгс/см² и поддержание его в соответствии со статической характеристикой.</p> <p>Проконтролировать, продублировать и выполнить:</p> <p>включение механизмов САОЗ 1, 2, 3 СБ: TQ11,21,31D01; TQ12,22,32D01; TQ13,23,33D01; TX10,20,30D01; QF11,21,31D01,02;</p> <p>закрытие локализирующей арматуры ГО 1, 2, 3 СБ;</p> <p>отключение ГЦН YD10-40D01;</p> <p>отключение маслонасосов ГЦН YD51(52,53)D01; YD61(62,63)D01;</p> <p>отключение насосов промконтура TF31(32,33)D01;</p> <p>отключить подпиточные насосы ТК21,22(23)D02; насосы борного концентрата ТВ10D02,03(04);</p> <p>отключить ВЦЭН YD11-41D01;</p> <p>закрыть арматуру на линии запирающей воды ГЦН ТК51-54S01,03,04,05;</p> <p>открыть (объединить) воздушники аварийного парогазоудаления реактора, КД, ПГ: YR01,02,03S01; YR51,52,53S01; YR11,12,21,22,31,32,41,42S01.</p> <p>Проконтролировать и продублировать:</p> <p>подачу раствора H₃BO₃ в 1-й контур насосами TQ13, 23, 33D01 из баков TQ13,23,33B01 при снижении давления в 1-м контуре менее</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|---|--|
| <p>Ввести в работу систему промконтур, пробоотборов, восстановить схему охлаждения БВ.</p> <p>После снижения температуры 1-го контура до 110 – 120 °С перевести расхолаживание на схему планового расхолаживания насосами.</p> <p>После окончания расхолаживания 1-го контура приступить к дренированию 1-го контура до оси горячих ниток петель 1-го контура. Дренирование производить по линии продувки поврежденного ПГ на СВО-5 со сбросом в спецканализацию на спецкорпусе до полного опорожнения поврежденного ПГ по 2-му контуру, в дальнейшем – по штатной схеме.</p> | <p>110 кгс/см² и в дальнейшем, при исчерпании запаса Н₃ВО₃ в баках TQ13, 23, 33B01, работу насосов TQ13, 23, 33D01 со всасом из бака ГА-201;</p> <p>подачу раствора Н₃ВО₃ в 1-й контур из ГЕ САОЗ УТ11-14В01 при снижении давления в 1-м контуре менее 60 кгс/см², закрытие задвижек УТ11-14S01,02 на линии связи ГЕ и реактора при снижении уровня в ГЕ менее 120 см.</p> <p>Проконтролировать возникновение естественной рециркуляции теплоносителя 1-го контура по следующим факторам:</p> <ul style="list-style-type: none"> положительная разность температур в горячих и холодных петлях ГЦК; определенная степень открытия БРУ-К (БРУ-А); наличие расхода питательной воды (аварийной питательной воды) в ПГ при постоянном уровне в них; стабилизация или снижение температуры теплоносителя на выходе из ТВС по СВРК. <p>Примечание. Если в течение 10 мин с начала аварии не появилось признаков развития ЕЦ и расхолаживания реактора, а также если в любой момент обнаружен рост температуры теплоносителя в реакторе выше температуры насыщения для данного давления либо после стадии спада давления при опорожненном КД начался рост давления вместе с ростом температуры в активной зоне: открыть всю арматуру аварийного парогасоудаления из реактора, ПГ, КД в ББ и продолжить расхолаживание 1-го контура открытием БРУ-А ТХ60-80(50)S05 неповрежденных ПГ и работой насосов ввода бора TQ13,23,33D01. До температуры 1-го контура 260 °С и давления в 1-м контуре 70 – 75 ата, после создания минимально допустимой концентрации Н₃ВО₃ для расхолаживания 1-го контура (обеспечивается подачей в 1-й контур не менее 30 м³ раствора Н₃ВО₃ с концен-</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>Трацией 40 г/кг), допускается дальнейшее снижение температуры 1-го контура. Давление в 1-м контуре поддерживать на 5 – 10 атм больше, чем давление в поврежденном ПГ. Запас до вскипания теплоносителя 1-го контура должен составлять не менее 20 °С.</p> <p>Приступить к локализации поврежденного ПГ YB10(20-40)W01: определить поврежденный ПГ по следующим признакам: увеличение уровня и давления по 2-му контуру в одном из ПГ; уменьшение расхода питательной воды в один из ПГ; увеличение активности пара одного из ПГ;</p> <p>проконтролировать отключенное состояние (отключить) ГЦН YD10(20-40)D01 петли с поврежденным ПГ;</p> <p>отсечь поврежденный ПГ по питательной воде, аварийной питательной воде, продувке;</p> <p>закрыть при повреждении:</p> <p>ПГ-1: RL71S01,03; TX41S01,02; TX11S01,02,05; TX21S02; RY11S05; RY21S02; ПГ-2: RL72S01,03; TX42S01,02; TX13S01,05; TX31S02,03; RY12S05; RY22S02; ПГ-3: RL73S01,03; TX43S01,02; TX14S01,02,05; TX32S02; RY13S05; RY23S02; ПГ-4: RL74S01,03; TX44S01,02; TX12S01,05; TX22S02,03; RY14S05; RY24S02;</p> <p>проконтролировать содержание H_3BO_3 в 1-м контуре косвенным методом. Минимально допустимая концентрация H_3BO_3 для расхолаживания 1-го контура обеспечивается подачей в 1-й контур не менее 30 м³ раствора H_3BO_3 с концентрацией 40 г/кг;</p> <p>снизить давление в 1-м контуре до давления 70 кгс/см², обеспечивая запас до вскипания теплоносителя 1-го контура не менее 20 °С. Приступить к ускоренному расхолаживанию 1-го контура через БРУ-А неповрежденных ПГ в режиме ЕЦ со скоростью не более 60 °С/ч до температуры 1-го контура 220 °С. Дальнейшая скорость расхолаживания не более 15 °С/ч. Закрыть БЗОК TX60-80(50)S06 неповрежден-</p> |

| ИЛА-ТОБ [39] | ИЛА-ОАБ [22] |
|--------------|---|
| | <p>ных ПГ, проверить на закрытие ТХ60-80(50)S67. Закрыть все ГПЗ, БРУ-К, БРУ-СН, дренажи ГПК;</p> <p>заполнить неповрежденные ПГ УВ20-40(10)W01 до уровня 3700 – 3800 мм и поддерживать данный уровень в течение всего процесса расхолаживания подачей воды от ТХ10,20,30D01, закрыть ТХ41-44S01,02. Расхолаживание неповрежденных ПГ вести через БРУ-А</p> |

Таблица 4.9. Действия по управлению ЗА ПТ

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <i>S1 Большие течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала</i></p> <p>Продублировать работу АЗ реактора воздействием на ключ АЗ и проверить, что все ОР на концевиках низа активной зоны реактора.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов СБ.</p> <p>Проверить закрытие локализирующей арматуры.</p> <p>Проконтролировать отключение ГЦН.</p> <p>Проконтролировать закрытие СК ТГ и отключение генератора от сети.</p> <p>После срабатывания защиты САОЗ «$\Delta t_s < 10$» открыть арматуру УR, объединяющую реактор, ПГ и КД.</p> <p>Включить TQ14,24,34D01 на 1-й контур.</p> <p>Проконтролировать подачу раствора борной кислоты на 1-й контур от насосов аварийного расхолаживания высокого давления TQ13,23,33D01, насосов аварийного расхолаживания низкого давления TQ12,22,32D01.</p> <p>Проконтролировать подачу раствора борной кислоты на ГО от спринклерных насосов TQ11,21,31D01.</p> | <p><i>Большая течь (Ди > 150 мм) с отказом САОЗ ВД и НД</i></p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ и запуск СБ.</p> <p>При повышении давления под оболочкой более 1,3 кгс/см² (абс.) проконтролировать включение спринклерной системы, а при снижении давления под оболочкой до 0,8 кгс/см² – ее отключение.</p> <p>После обнаружения отказа САОЗ ВД и НД необходимо предпринять следующие действия.</p> <p>Обеспечить подачу борного раствора в 1-й контур любым доступным способом с максимально возможным расходом (насосы ПТ-6/160, насосы гидроиспытаний 1-го контура, система подпитки после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры).</p> <p>Количество вводимого борного раствора контролировать по снижению уровня в одной из соответствующих емкостей.</p> <p>Проконтролировать работу ГЕ САОЗ на 1-й контур.</p> <p>Открыть отсечную арматуру линиях от ГЕ САОЗ для полно-</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <p>Проконтролировать открытие арматуры TQ13,23,33S26. Контролировать переход насосов TQ13,23,33D01 на работу из бака-приямка TQ10,20,30B01 после опорожнения баков аварийного запаса бора TQ13,23, 33B01.</p> <p>Проконтролировать слив раствора борной кислоты из ГЕ САОЗ и закрытие быстродействующей запорной арматуры YТ11-14S01,02 при снижении уровня в YТ11-14B01 до 135 см.</p> <p>Заполнить ПГ до уровня 3700 мм от ВПЭН или АПЭН и приступить к расхолаживанию 1-го контура через БРУ-К или БРУ-А со скоростью 60 °С/ч.</p> <p>Контролировать работоспособность каналов СБ, параметры 1-го контура.</p> <p>Контролировать снижение давления в гермозоне. После снижения давления под ГО менее 0,2 кгс/см² и снятия запрета на открытие пневмоарматуры по сигналу «$\Delta t_s < 10$»: взвести локализирующую арматуру по системе охлаждения БВ ТГ и включить в работу на расхолаживание бассейна выдержки насос TG11(12,13)D01; открыть арматуру TQ10(20,30)S07,08,09 и подать в бак-приямок ГА-201 раствор борной кислоты с концентрацией Н₃ВО₃ не менее 16 г/кг со спецкорпуса или насосом ТВ30D03 из бака ТВ30B01(02).</p> <p>При достижении давления под ГО 0,8 ата контролировать переход спринклерных насосов TQ11,21,31D01 на рециркуляцию</p> | <p>го слива борного раствора из емкостей, сняв блокировку на закрытии по снижению уровня.</p> <p>Попытаться организовать расхолаживание через систему организованных протечек, не отключая подачу борного раствора на всас подпиточных насосов.</p> <p>Необходимо принять все возможные меры по восстановлению САОЗ БД или НД и восполнению запасов воды в баках систем, от которых подается вода в 1-й контур. Повреждение активной зоны реактора начинается примерно через 10 мин от начала процесса. Время введения мер по управлению, с целью предотвращения тяжелого повреждения активной зоны, составляет приблизительно 10 мин с момента разрыва трубопровода. При восстановлении подачи воды в реактор от аварийных систем и стабилизации радиационной обстановки в ГО персонал может переходить к стандартным процедурам по расхолаживанию РУ</p> |
| <i>S2 Средние течи 1-го контура</i> | <i>S2 Средние течи 1-го контура</i> |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала при проектноном протекании аварии</i></p> <p>Продублировать работу АЗ реактора воздействием на ключ АЗ.</p> <p>Проконтролировать падение всех ОР СУЗ на концевике низа активной зоны реактора.</p> | <p><i>Средняя течь 50 < Ду < 150 мм с отказом САОЗ ВД и НД</i></p> <p>Проконтролировать срабатывание АЗ по сигналу снижения давления в 1-м контуре.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов СБ по сигналу «Разность между температурой насыщения 1-го контура и макси-</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <p>Проконтролировать запуск механизмов СБ. Проверить закрытие локализирующей арматуры. Проконтролировать отключение ГЦН. Проконтролировать закрытие СК ТГ и отключение генератора от сети. При срабатывании защиты САОЗ «$\Delta t_s < 10$» открыть арматуру YR, объединяющую реактор, ПГ и КД. Проконтролировать открытие арматуры TQ13,23,33S26. Включить TQ14,24,34D01 на 1-й контур. Контролировать работу насосов СБ, параметры 1-го контура. Контролировать подачу раствора борной кислоты в 1-й контур от насосов TQ13,23,33D01 после снижения давления в 1-м контуре до 110 кгс/см². Проконтролировать слив раствора борной кислоты из ГЕ САОЗ и закрытие быстродействующей запорной арматуры YТ11-14S01,02 на трубопроводах слива из ГЕ САОЗ в реактор при снижении уровня в YТ11-14B01 до 135 см. Контролировать переход насосов TQ13,23,33D01 на работу из бака-приямка TQ10,20,30B01 после опорожнения баков аварийного запаса бора TQ13,23, 33B01. Контролировать подачу раствора борной кислоты в 1-й контур от насосов TQ12,22,32D01 после снижения давления в 1-м контуре до 22 – 24 кгс/см² и расхолаживание РУ. Заполнить ПГ до уровня 3700 мм от ВПЭН или АПЭН и приступить к расхолаживанию 1-го контура через БРУ-К или БРУ-А со скоростью 60 °С/ч. При увеличении температуры среды в реакторе выше температуры насыщения для данного давления или увеличении давления вместе с ростом температуры в активной зоне после стадии</p> | <p>мальной температурой в любой из горячих ниток меньше 10 °С». При несрабатывании продублировать действия защит. При повышении давления под ГО более 1,3 кгс/см² (абс.) проконтролировать включение спринклерной системы. При снижении давления под ГО до 0,8 кгс/см² (абс.) – ее отключение. После обнаружения отказа САОЗ ВД и НД необходимо предпринять следующие действия. Обеспечить концентрацию борной кислоты в 1-м контуре, достаточную для расхолаживания 1-го контура, любым доступным способом (насосы ПТ-6/160, насосы гидроиспытаний 1-го контура, система подпитки после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры). Количество вводимого борного раствора контролировать по снижению уровня в одном из баков. Соединить воздушник реактора с воздушниками ПГ. Для исключения срыва циркуляции теплоносителя заполнить все ПГ до максимально возможного уровня, перевести БРУ-А всех ПГ и БРУ-К на дистанционное управление. Проконтролировать работу ГЕ САОЗ на 1-й контур. Приступить к снижению параметров в ПГ путем сброса пара через БРУ-К и/или БРУ-А с максимально возможной скоростью (при полном открытии всех БРУ-А или БРУ-К). Заполнить все ПГ до максимально возможного уровня (3700 мм), используя запас воды в деаэраторах или аварийных емкостях системы ТХ. Принять все возможные меры к дозаполнению баков запаса борной кислоты.</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|---|
| <p>спада давления при опорожнении КД открыть арматуру, объединяющую паровой объем КД с линией сдувок в теплообменник организованных протечек (ТОП) YR60S01,02 или арматуру YP24S01,02 на барботер или арматуру YR61(62,63)S01.</p> <p>Если после вскипания теплоносителя давление 1-го контура выросло до 90 кгс/см², то необходимо открыть арматуру на линии аварийных сдувок из КД на барботер YR61,62,63S01 (при открытых YR01,02,03S01, YR11-41S01, YR12-42S01, YR51-53S01).</p> <p>Контролировать снижение давления в гермозоне. После снижения давления под ГО менее 0,2 кгс/см² и снятия запрета на открытие пневмоарматуры по сигналу «$\Delta t_s < 10$»: взвести локализирующую арматуру по системе охлаждения БВ TG и включить в работу на расхолаживание БВ насос TG11(12,13)D01; открыть арматуру TQ10(20,30)S07,08,09 и подать в бак-прямок ГА-201 раствор борной кислоты с концентрацией Н₃В₀₃ не менее 16 г/кг со спецкорпуса или насосом ТВ30D03 из бака ТВ30B01(02).</p> <p>Контролировать снижение давления в гермозоне. При достижении давления под ГО 0,8 ата контролировать переход спринклерных насосов TQ11,21,31D01 на рециркуляцию</p> | <p>После снижения давления и температуры до параметров подключения САОЗ НД и при обнаружении отказа САОЗ НД необходимо продолжить расхолаживание 1-го контура через 2-й до минимально возможных параметров и попытаться производить расхолаживание через систему организованных протечек, не отключая подачу борного раствора от баков запаса борной кислоты на всас подпиточных насосов. Теплоноситель сливается в приямок оргпротечек и насосами оргпротечек подается через СВО-2 в деаэратор продувкподпитки. Если это невозможно, персоналу необходимо прекратить расхолаживание и перейти в режим отвода остаточных тепловыделений через 2-й контур с помощью БРУ-СН и технологического конденсатора.</p> <p>Необходимо принять все возможные меры по восстановлению САОЗ ВД и НД и восполнению запасов воды в баках систем, от которых подается вода в 1-й контур.</p> <p>В случае работы БРУ-А и АПЭН принять все возможные меры по созданию запаса воды во 2-м контуре, достаточного для расхолаживания во все время режима.</p> <p>Расчетный анализ режима течи Ду 80 с отказом САОЗ ВД и САОЗ НД показал, что примерно на 500-й секунде происходит срыв циркуляции по 1-му контуру, а на 1000-й секунде начинается оголение активной зоны. В момент начала оголения активной зоны давление в 1-м контуре больше величины давления срабатывания ГЕ САОЗ.</p> <p>Расчетный анализ режима течи Ду 150 с отказом САОЗ ВД и САОЗ НД показал, что в этом случае происходит срабатывание ГЕ САОЗ, что приводит к увеличению времени до повреждения топлива активной зоны примерно до 1 ч</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|--|
| <i>S3 Малые некомпенсируемые течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала</i> <u>При проектном протекании аварии.</u> Проконтролировать срабатывание АЗ по факту снижения давления в 1-м контуре (либо нажать ключи АЗ, если факт наличия некомпенсируемой течи одним подпиточным агрегатом ТК установлен раньше формирования сигнала АЗ). Контролировать включение резервного насоса подпитки по фактору увеличения расхода подпиточной воды до 65 м³/ч, включить насосы ТВ10D02-04 на всас подпиточных насосов. Контролировать закрытие СК ТГ, вступление в работу БРУ-К. При срабатывании защит САОЗ «$\Delta T_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$», «Рго > 0,3 кгс/см²» проконтролировать (продублировать) запуск механизмов по программе ступенчатого пуска (в частности, включение насосов TQ13-33D01, если они не были включены оператором до срабатывания защиты САОЗ) и подачу раствора бора в 1-й контур, закрытие линии рециркуляции TQ13-33S05,06. Контролировать открытие арматуры на линии всаса насосов САОЗ ВД из ГА-201 – TQ13-33S26. Проконтролировать закрытие локализирующей пневмоарматуры. Проконтролировать отключение ГЦН после посадки пневмоарматуры. Поддерживать уровень в КД около 8000 мм, управляя арматурой TQ13,23,33S07. Поддерживать равенство расходов подпитки и в течь количеством работающих на 1-й контур насосов TQ13(23,33)D01. Если работает один TQ13(23,33)D01 и величина подпитки выше, чем расход в течь, то равенство обеспечивается прикрытием арматуры TQ13(23,33)S07. Контролировать повышение концентрации борной кислоты в 1-м контуре.</p> | <p>Использование системы подпитки-продувки 1-го контура для создания стояночной концентрации борной кислоты, а в дальнейшем для расхолаживания возможно только в случае отсутствия неплотностей (течей) по трубопроводам подпитки-продувки неотсекаемой от 1-го контура части. Если течь образовалась на трубопроводах подпитки, то использовать ТК21(22,23)D01,02 для создания стояночной концентрации в 1-м контуре невозможно. Тогда действия по управлению этой аварией остаются теми же: создание стояночной концентрации в 1-м контуре за счет работы TQ14,24,34D01, снижение давления 1-го контура путем открытия аварийных сдувок или контрольного ИПУ КД и расхолаживание 1-го контура через БРУ-А или БРУ-К</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|-------------------|
| <p><i>Приступить к заполнению ПГ1-4 до уровня 3700 мм работой ВПЭН или АПЭН.</i></p> <p><i>При отказе САОЗ ВД ТQ13-33.</i></p> <p><i>Включить в работу не менее двух насосов ввода бора ВД ТQ14-34D01, закрыть рециркуляцию ТQ14-34S03,04. Контролировать расход от насоса на 1-м контуре.</i></p> <p><i>При срабатывании защит САОЗ «$\Delta T_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$», «Рго > 0,3 кгс/см²» проконтролировать (продублировать) запуск механизмов по программе ступенчатого пуска.</i></p> <p><i>Проконтролировать закрытие локализирующей пневмоарматуры.</i></p> <p><i>Проконтролировать отключение ГЦН после посадки пневмоарматуры.</i></p> <p><i>При сработке защиты САОЗ «$\Delta T_s \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$» объединить по аварийным газовым сдувкам реактор, ПГ1-4, компенсатор, организовать сдувку на барботер для снижения давления в 1-м контуре.</i></p> <p><i>При снижении давления до 60 кгс/см² контролировать подключение к 1-му контуру ГЕ САОЗ по открытию ОК на линии связи ГЕ САОЗ – РЕАКТОР, по снижению уровня в ГЕ САОЗ.</i></p> <p><i>Контролировать поступление борной кислоты в 1-й контур.</i></p> <p><i>Приступить к заполнению ПГ1-4 до уровня 3700 мм работой ВПЭН или АПЭН.</i></p> <p><i>После создания стояночной концентрации бора в 1-м контуре приступить к расхолаживанию 1-го контура через 2-й посредством полного открытия всех БРУ-А или БРУ-К. Для открытия БРУ-А требуется вывести запрет открытия при давлении ниже 68 кгс/см² в паропроводе.</i></p> <p><i>Расхолаживание КД производить открытием аварийных газовых сдувок на барботер.</i></p> | |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|---|
| <p>После снижения давления в 1-м контуре до 22 – 24 кгс/см² проконтролировать переход насосов аварийного расхолаживания на 1-й контур.</p> <p>После расхолаживания 1-го контура до $t_{1к} = 100 - 110$ °С снизить давление в 1-м контуре ниже 18 кгс/см² прикрытием TQ12(22,32)S04.</p> <p>Подпитку 1-го контура осуществлять работой насоса САОЗ НД из бака ГА-201 с концентрацией бора 16 г/кг.</p> <p><i>Контролировать уровни в ПГ и в случае отказа системы RL51,52 организовать подачу питательной воды от насосов TX10,20,30D01</i></p> | |
| <i>S4 Малые компенсируемые течи 1-го контура</i> | |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала</i></p> <p>Выполнить необходимые и достаточные меры по идентификации наличия течи.</p> <p>Выполнить анализ работы системы подпитки-продувки и убедиться в нарушении баланса, выполнив баланс расходов системы подпитки-продувки.</p> <p>Проконтролировать параметры 1-го контура и убедиться в том, что разбаланс системы подпитки-продувки вызван снижением уровня в КД.</p> <p>Выполнить анализ состояния активной зоны реактора и убедиться в том, что отсутствует снижение мощности реактора вследствие ввода отрицательной реактивности от систем регулирования реактора.</p> <p>Проконтролировать параметры 2-го контура и убедиться в том, что отсутствует снижение параметров 2-го контура, вызвавшее снижение средней температуры теплоносителя 1-го контура и</p> | <p><i>Малая течь Ду < 50 мм с отказом систем аварийного охлаждения зоны насосами высокого и низкого давления (САОЗ ВД и НД)</i></p> <p>Проконтролировать срабатывание АЗ по сигналу снижения давления в 1-м контуре.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов СБ по сигналу «Разность между температурой насыщения 1-го контура и максимальной температурой и любой из горячих ниток меньше 10 °С».</p> <p>При несрабатывании продублировать действия защит.</p> <p>При повышении давления под ГО более 1,3 кгс/см² (абс.) проконтролировать включение спринклерной системы. При снижении давления под ГО до 0,8 кгс/см² (абс.) – ее отключение.</p> <p>Обеспечить подачу борного раствора в 1-й контур доступным способом (насосы ПТ-6/160, насосы гидроиспытаний</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|---|
| <p>снижение объема теплоносителя.</p> <p>Убедиться в ухудшении радиационной обстановки на блоке, проконтролировав параметры в помещениях блока по фрагментам РМОТ и по докладу со ЩРК.</p> <p>Выполнить необходимые и достаточные меры по идентификации места течи.</p> <p>Проконтролировать состояние смежных систем:</p> <p>системы промконтура – температура, уровень в баке;</p> <p>системы оргпротечек – уровень в баке оргпротечек, уровень в барботере;</p> <p>состояние оборудования СВО-1 – расходы по ниткам, перепады на фильтрах.</p> <p>Проконтролировать уровни и давление в ГЕ САОЗ.</p> <p>Проконтролировать степень открытия регуляторов на линии продувки 1-го контура (при течи за регуляторами ТК81,82S02 степень их открытия увеличиться).</p> <p>Проконтролировать давление в межпрокладочной полости контролируемых разъемов оборудования 1-го контура.</p> <p>Проконтролировать активность продувочной воды ПГ1-4.</p> <p>Выполнить отсечение места течи при наличии течи в отсекаемом участке: отсечь нитки СВО-1; отсечь продувку 1-го контура при течи по линии продувки или в промконтур; отсечь ГЕ САОЗ при наличии течи.</p> <p><u>При проектном протекании аварии.</u></p> <p><i>При течи 2 м³/ч и более приступить к разгрузке РУ с плановой скоростью. Включить на всас насосов подпитки насос системы ТВ10 – ТВ10D02-04 – из баков ТВ10B01,02 для ввода отрицательной реактивности при разгрузке и для восполнения объема теплоносителя в системе ТК.</i></p> | <p>1-го контура, система подпитки после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры).</p> <p>После обнаружения отказа насосов САОЗ ВД необходимо предпринять следующие действия.</p> <p>Заполнить все ПГ до максимально возможного уровня 3700 мм, перевести БРУ-А всех ПГ и БРУ-К на дистанционное управление, снять запрет дистанционного открытия БРУ-А и после достижений необходимой концентрации борной кислоты начать расхолаживание через БРУ-А или БРУ-К с максимально возможной скоростью (при полном открытии всех БРУ-А или БРУ-К).</p> <p>Для снижения давления в 1-м контуре открыть арматуру на линиях системы аварийного газоудаления, соединяющих воздушник реактора, воздушники ПГ, паровое пространство КД с барботером, или подрывом контрольного ПК КД.</p> <p>Принять все возможные меры к дозаполнению баков запаса борной кислоты.</p> <p>Расхолаживание КД производится впрыском в КД от насосов системы подпитки или за счет открытия линии аварийного газоудаления, соединяющей КД и барботер.</p> <p>При снижении давления в 1-м контуре до 60 кгс/см² проконтролировать срабатывание ГЕ САОЗ. После снижения давления и температуры до параметров подключения САОЗ НД и при обнаружении отказа САОЗ НД необходимо продолжить расхолаживание 1-го контура через 2-й до минимально возможных параметров и попытаться производить расхолаживание через систему организованных протечек, не отключая подачу борного раствора от баков запаса борной кислоты на всас подпиточных насосов. Теплоноситель сливается в</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|--|
| <p>По окончании разгрузки контролировать закрытие СК ТГ, работу БРУ-К в режиме поддержания давления в ГПК. Контролировать включение в работу ВПЭН после отключения ТПН-1,2.</p> <p><i>Создать стояночную концентрацию бора в 1-м контуре и далее приступить к заполнению ПГ1-4 до уровня 3750 – 3850 мм от насосов ВПЭН.</i></p> <p><i>Подпитку 1-го контура осуществлять системой ТК из баков ТВ30В01,02 при наличии в них концентрации борной кислоты не ниже стояночной или из баков системы ТВ10.</i></p> <p>Контролировать наличие воды в Д-7 и поддерживать объем питательной воды работой насосов UA20D01 и работой конденсатных насосов, открыть арматуру на линии подпитки конденсатора от системы UA10.</p> <p><i>При отказе ВПЭН включить в работу АПЭН и поддерживать уровни в ПГ работой АПЭН ТХ10-30D01.</i></p> <p><u>При отказе системы подпитки-продувки.</u></p> <p>Проконтролировать (дублировать) срабатывание АЗ реактора при снижении давления в 1-м контуре ниже 148 кгс/см².</p> <p>Контролировать закрытие СК ТГ.</p> <p>Контролировать работу БРУ-К.</p> <p>При сработке защиты САОЗ «Рго > 0,3 кгс/см²» проконтролировать локализацию ГО, запуск механизмов СБ по сигналу из схемы ступенчатого пуска.</p> <p><i>Приступить к заполнению ПГ1-4 до уровня 3700 мм от ВПЭН RL51,52D01 или АПЭН ТХ10-30D01.</i></p> <p>При восстановлении уровня в КД более 800 см перевести на рециркуляцию один-два канала САОЗ ВД TQ13-33.</p> <p><i>При отказе системы подпитки и САОЗ ВД (TQ13-33D01).</i></p> <p>Проконтролировать срабатывание АЗ реактора при снижении</p> | <p>прямоком оргпротечек и насосами оргпротечек подается через СВО-2 в деаэратор продувки-подпитки.</p> <p>Если расхолаживание по выше приведенной схеме невозможно или неэффективно, персоналу необходимо перейти в режим отвода остаточных тепловыделений через 2-й контур с помощью БРУ-СН и технологического конденсатора.</p> <p>Необходимо принять все возможные меры по восстановлению САОЗ ВД и НД и восполнению запасов воды в баках систем, от которых подается вода в 1-й контур.</p> <p>В случае работы БРУ-А и АПЭН принять все возможные меры по созданию запаса воды во 2-м контуре, достаточного для расхолаживания во все время режима.</p> <p>Расчетный анализ режима «малой» течи (Ду 25, Ду 50) с отказом САОЗ ВД и НД показал, что без принятия персоналом мероприятий по ликвидации аварийной ситуации для течи Ду 25 оголение активной зоны начинается через 4 [29]/7 [23] ч с начала аварии, а для течи Ду 50 – через 1,5 ч.</p> <p>Давление 1-го контура стабилизируется выше давления срабатывания ГЕ САОЗ и определяется давлением 2-го контура.</p> <p>При течи Ду 25 с открытием персоналом линии аварийного газоудаления с одновременным расхолаживанием САОЗ через 2-й контур через 0,5 ч с начала режима давление в 1-м контуре через 2,5 ч снижается до давления подачи воды от насосов САОУ НД.</p> <p>При этом оголение активной зоны во время протекания режима не происходит.</p> <p>При течи Ду 25 с впрыском в САОЗ от насосов системы подпитки с одновременным расхолаживанием САОЗ через 2-й контур через 0,5 ч с момента начала режима.</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|--|
| <p>давления в 1-м контуре ниже 148 кгс/см². Контролировать закрытие СК ТГ. Контролировать работу БРУ-К. <i>Включить в работу не менее двух насосов ввода бора ВД ТQ14-34D01, открыть арматуру на напоре насосов ТQ14-34S07, закрыть арматуру на линии рециркуляции ТQ14-34S03,04. Контролировать уровень в баке.</i> При сработке защиты САОЗ «Pго > 0,3 кгс/см²» проконтролировать локализацию ГО, запуск механизмов СБ по сигналу из схемы ступенчатого пуска. <i>Приступить к заполнению ПГ1-4 до уровня 3700 мм от ВПЭН RL51,52D01 или АПЭН ТХ10-30D01.</i> <i>После создания стояночной концентрации бора в 1-м контуре приступить к расхолаживанию 1-го контура через 2-й посредством полного открытия БРУ-А или БРУ-К с максимальной скоростью 60 °С/ч. Для открытия БРУ-А требуется вывести запрет открытия при давлении ниже 68 кгс/см² в паропроводе.</i> <i>Одновременно с расхолаживанием снижать давление 1-го контура до срабатывания пассивной части ГЕ САОЗ открытием арматуры YR01-03,11-41,12-42,51-53,61-63S01.</i> При снижении давления до 60 кгс/см² контролировать подключение к 1-му контуру ГЕ САОЗ по открытию ОК на линии связи ГЕ САОЗ – РЕАКТОР, по снижению уровня в ГЕ САОЗ. Продолжить расхолаживание 1-го контура и при снижении давления в 1-м контуре до 22 – 24 кгс/см² проконтролировать переход насосов аварийного расхолаживания на 1-й контур. Курсивом обозначены критичные по отношению к данному инциденту действия оперативного персонала</p> | <p>При течи Ду 25 с открытием на полную производительность работоспособных БРУ-А через 0,5 ч с начала режима, на 2200-й секунде происходит срабатывание ГЕ САОЗ, а на 3700-й секунде давление снижается до давления подачи воды от насосов САОЗ НД. При течи Ду 50 с открытием персоналом линии аварийного газоудаления с расхолаживанием САОЗ через 2-й контур через 0,5 ч с начала режима начало оголения активной зоны происходит до срабатывания ГЕ САОЗ. При течи Ду 50 с принудительным открытием на полную производительность работоспособных БРУ-А через 0,5 ч с начала режима срабатывание ГЕ САОЗ происходит на 1800-й секунде процесса, а на 2300-й секунде давление снижается до давления подачи воды от насосов САОЗ НД. В зависимости от диаметра течи могут быть предложены следующие меры, позволяющие снизить давление 1-го контура до давления срабатывания ГЕ САОЗ и до давления, при котором осуществляется подача насосов ТQ12(22,32)D01 в 1-й контур: открытие линии аварийного газоудаления, соединяющей КД с барботером с одновременным расхолаживанием РУ через работоспособные ПГ; впрыск в КД от насосов системы ТК с одновременным расхолаживанием РУ через работоспособные ПГ (после снятия запретов ТК40S01,02,03); подача воды в 1-й контур от насосов системы ТК с одновременным расхолаживанием РУ; открытие на полную производительность работоспособных БРУ-К или БРУ-А (после снятия запрета на дистанционное</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| | <p>открытие).</p> <p>Использование системы подпитки-продувки 1-го контура для создания стояночной концентрации борной кислоты, а в дальнейшем для расхолаживания возможно только в случае отсутствия неплотностей (течей) по трубопроводам подпитки-продувки неотсекаемой от 1-го контура части.</p> <p>Если течь образовалась на трубопроводах подпитки, то использовать ТК21(22,23)D01,02 для создания стояночной концентрации в 1-м контуре невозможно. Тогда действия по управлению этой аварией остаются теми же: создание стояночной концентрации в 1-м контуре за счет работы TQ14,24,34D01, снижение давления 1-го контура путем открытия аварийных сдувок или контрольного ИПУ КД и расхолаживание 1-го контура через БРУ-А или БРУ-К</p> |
| <i>T41 Малые течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала При проектном протекании аварии.</i></p> <p>Идентифицировать течь 1-го контура во 2-й.</p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ по факту снижения давления 1-го контура.</p> <p><i>Если не достигнута уставка АЗ по снижению давления в 1-м контуре, персонал останавливает работу РУ ключом АЗ БЩУ по факторам увеличения дебаланса подпитки-продувки 1-го контура, повышению активности пара 2-го контура.</i></p> <p>Проконтролировать падение всех ОР СУЗ на концевики низа активной зоны реактора.</p> <p>Выполнить регламентные действия после срабатывания АЗ.</p> <p><i>Включить два насоса ТВ10Д02,03,04 на всас подпиточных насосов.</i></p> | <p><i>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й с непопадкой сбросных устройств на ПГ.</i></p> <p><i>Действия персонала</i></p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ и закрытие СК ТГ. Проконтролировать (включить) насосы борного раствора па всас подпиточных насосов.</p> <p>Дать команду на закрытие поврежденного клапана и отключить ГЦН на аварийной петле.</p> <p>Проконтролировать и продублировать запуск механизмов САОЗ по сигналам течи из 1-го контура. После отключения всех ГЦН контролировать переход на ЕЦ.</p> <p>Закрывать арматуру (проверить закрытие) на трубопроводах подачи питательной и аварийной питательной воды в аварийный ПГ. Проконтролировать давление к МПП коллекто-</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|--|
| <p>Закрывать СК ТГ. Выполнить регламентные действия после отключения ТГ. Проконтролировать включение ВПЭН по факту снижения уровня в ПГ до 220 мм или после отключения обоих ТПН. При необеспечении подпиточными насосами максимального расхода 70 – 80 м³/ч включить в работу на 1-й контур насосы TQ13(23,33)D01, TQ14(24,34)D01, открыть TQ13(23,33)S26,S07. Определить поврежденный ПГ. <i>Закрывать подачу основной и аварийной питательной воды на поврежденный ПГ.</i> Закрывать продувку неповрежденных ПГ, увеличить продувку из поврежденного ПГ. Отключить ГЦН на петле с поврежденным ПГ. <i>Обеспечить подпитку неповрежденных ПГ от ВПЭН или АПН.</i> Включить в работу регулятор расхолаживания КД УРС04. При достижении температуры 1-го контура 225 °С, давления 1-го контура 70 – 73 кгс/см² расхолаживание временно прекратить, отобрать анализы 1-го контура на содержание борной кислоты. <i>Закрывать БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ.</i> Проконтролировать неоткрытие БРУ-А поврежденного ПГ. Открыть байпас БЗОК поврежденного ПГ ТХ50(60,70,80)S23. После полного заполнения поврежденного ПГ до БЗОК отключить второй подпиточный насос ТК21(22,23)D01,02. Отказ закрытия БРУ-А на поврежденном ПГ. <i>Закрывать БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ.</i> Контролировать закрытие арматуры по основной и аварийной питательной воде на аварийный ПГ. Контролировать отключение ГЦН на аварийной петле.</p> | <p>ра 1-го контура поврежденного ПГ и при повышении его до 70 кгс/см² открыть линию сброса протечек из МПП. Открыть арматуру на линии постоянной и периодической продувки аварийного ПГ. После увеличения концентрации борной кислоты в продувочной воде до стояночной арматуру закрыть. Открыть арматуру на линии сдувки из КД в барботер или контрольный ИПУ КД, а в случае их отказа открыть арматуру на линии аварийного сброса парогазовой смеси из КД на барботер. Включить САОЗ ВД, насосы системы подпитки 1-го контура и организовать подачу воды на 1-й контур от этих систем. Контролировать увеличение концентрации борной кислоты в 1-м контуре и уровня в КД. При создании стояночной концентрации борной кислоты в теплоносителе и увеличении уровня в КД более 8 м перевести насосы аварийной подачи борного раствора высокого давления на рециркуляцию, подерживая постоянным уровень в КД, регулируя расход от подпиточных насосов. Поставить БРУ-А на неповрежденных ПГ в дистанционный режим расхолаживания с максимально возможной скоростью, т.е. полностью открыть БРУ-А неповрежденных ПГ. Закрывать БЗОК (проверить закрытие) на поврежденном ПГ. Контролировать расхолаживание РУ. При давлении в 1-м контуре 22 кгс/см² проконтролировать переход на насосы САОЗ НД и собрать схему расхолаживания 1-го контура к насосам САОЗ НД, предварителен о сняв запреты на арматуру. Перевести РУ в режим «холодный» останов</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|-------------------|
| <p>Контролировать запуск механизмов СБ с наложением запрета на дистанционное отключение механизмов и управлением арматурой СБ.</p> <p><i>Приступить к расхолаживанию РУ полным открытием БРУ-А неповрежденных ПГ с максимальной скоростью изменения давления 2-го контура 3 кгс/см²/мин.</i></p> <p><i>Открыть арматуру системы аварийных газовых сдувок из реактора, ПГ, КД и линию на барботер YR61,62,63S01.</i></p> <p><i>Обеспечить подпитку неповрежденных ПГ от ВПЭН или АПН.</i></p> <p>Принять меры для закрытия БРУ-А на поврежденном ПГ.</p> <p>Принять меры для подпитки баков запаса раствора бора СБ и системы ТВ10.</p> <p><i>После снижения температуры 1-го контура до 110 – 120 °С, давления 1-го контура менее 18 кгс/см² перевести систему САОЗ НД на ЛПП.</i></p> <p><i>Второй работоспособный канал САОЗ НД оставить в работе по линии подпитки 1-го контура</i></p> <p><u>Отказ системы подпитки 1-го контура ТК.</u></p> <p>Контролировать срабатывание АЗ по факту снижения давления 1-го контура менее 148 кгс/см² при температуре 1-го контура более 260 °С и мощности более 75 % N_н.</p> <p>Принять меры по восстановлению работоспособности системы подпитки 1-го контура.</p> <p><i>Приступить к расхолаживанию РУ со скоростью 60 °С/ч через БРУ-К (или через БРУ-А неповрежденных ПГ в дистанционном режиме).</i></p> <p>Включить в работу регулятор расхолаживания КД УРС04.</p> <p>При достижении температуры 1-го контура 225 °С, давления 1-го контура 70 – 73 кгс/см² расхолаживание временно прекра-</p> | |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|-------------------|
| <p>тить, отобразить анализы 1-го контура на содержание борной кислоты.</p> <p><i>Закрыть БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ.</i></p> <p><i>Обеспечить постоянный контроль за давлением 1-го контура путем открытия линий аварийного газоудаления КД, а также переводом на рециркуляцию насосов САОЗ ВД после восстановления уровня в КД.</i></p> <p><i>Проконтролировать неоткрытие БРУ-А поврежденного ПГ.</i></p> <p><i>Продолжать расхолаживание 1-го контура со скоростью 30 °С/ч через БРУ-К (БРУ-А неповрежденных ПГ) после достижения в 1-м контуре стояночной концентрации борной кислоты.</i></p> <p><i>После снижения температуры 1-го контура до 110 – 120 °С, давления 1-го контура менее 18 кгс/см² перевести систему САОЗ ВД на ЛПП.</i></p> <p><i>Отказ системы САОЗ ВД при отказе системы ТК.</i></p> <p><i>Контролировать срабатывание АЗ по факту снижения давления 1-го контура менее 148 кгс/см² при температуре 1-го контура более 260 °С и мощности более 75 % N_н.</i></p> <p><i>Включить насос ТQ14(24,34)D01 на 1-й контур.</i></p> <p><i>Приступить к расхолаживанию РУ со скоростью 60 °С/ч через БРУ-К (или через БРУ-А неповрежденных ПГ в дистанционном режиме).</i></p> <p><i>Обеспечить подпитку неповрежденных ПГ от ВПЭН или АПН.</i></p> <p><i>При достижении температуры 1-го контура 225 °С, давления 1-го контура 70 – 73 кгс/см² расхолаживание временно прекратить, отобразить анализы 1-го контура на содержание борной кислоты.</i></p> <p><i>Закрыть БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ.</i></p> | |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|--|
| <p>Контролировать срабатывание защиты САОЗ «$\Delta T_s \leq 10^\circ\text{C}$».</p> <p>Контролировать запуск механизмов СБ с наложением запрета на дистанционное отключение механизмов и управлением арматурой СБ.</p> <p>Принять меры для восстановления работоспособности канала САОЗ ВД.</p> <p>При снижении давления 1-го контура менее 60 кгс/см^2 контролировать срабатывание ГЕ САОЗ УТ11,12(13,14)В01 на 1-й контур.</p> <p>После снижения уровня в ГЕ САОЗ менее 135 см контролировать закрытие быстродействующей арматуры УТ11,12(13,14)S01,02.</p> <p><i>После снижения температуры 1-го контура до $110 - 120^\circ\text{C}$, давления 1-го контура менее 18 кгс/см^2 перевести систему САОЗ НД на ЛПП.</i></p> | |
| <i>T42 Средние течи из 1-го контура во 2-й</i> | |
| <p><i>Основные действия оперативного персонала</i></p> <p><u>При проектном протекании аварии.</u></p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ по факту снижения давления 1-го контура.</p> <p>Проконтролировать падение всех ОР СУЗ на концевике низа активной зоны реактора.</p> <p>Выполнить регламентные действия после срабатывания АЗ.</p> <p>Включить два насоса ТВ10D02,03,04 на всас подпиточных насосов.</p> <p>Проконтролировать отключение ТЭН КД по низкому уровню в КД.</p> <p>Закрыть СК ТГ.</p> <p>Выполнить регламентные действия после отключения ТГ.</p> | <p><i>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й с непосадкой сбросных устройств на ПГ.</i></p> <p><i>Действия персонала</i></p> <p>Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ и закрытие СК ТГ. Проконтролировать (включить) насосы борного раствора на всас подпиточных насосов.</p> <p>Дать команду на закрытие поврежденного клапана и отключить ГЦН на аварийной петле.</p> <p>Проконтролировать и продублировать запуск механизмов САОЗ по сигналам течи из 1-го контура. После отключения всех ГЦН контролировать переход на ЕЦ.</p> <p>Закрыть арматуру (проверить закрытие) на трубопроводах подачи питательной и аварийной питательной воды в ава-</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|---|
| <p>Проконтролировать включение ВПЭН по факту снижения уровня в ПГ до 220 мм или после отключения обоих.</p> <p>Проконтролировать срабатывание защиты САОЗ «$\Delta T_s \leq 10$ °С» ТПН.</p> <p>Проконтролировать закрытие локализирующей арматуры ГО.</p> <p>Проконтролировать отключение всех ГЦН защитой по снижению давления масла в ГУП менее 0,6 кгс/см² с выдержкой времени 15 с.</p> <p>Проконтролировать запуск механизмов СБ с наложением запрета на дистанционное отключение механизмов и управлением арматурой СБ.</p> <p>Проконтролировать открытие арматуры TQ13(23,33)S26.</p> <p><i>Открыть арматуру системы аварийных газовых сдувок YR01(02,03)S01, YR11(12)S01, YR(12,22)S01, YR31(32)S01, YR41(42)S01, YR51(52,53)S01.</i></p> <p>Проконтролировать возникновение ЕЦ теплоносителя 1-го контура.</p> <p>Включить в работу на 1-й контур насосы TQ14,24,34D01.</p> <p>Проконтролировать уровни во всех ПГ и по факту резкого повышения уровня определить поврежденный ПГ.</p> <p><i>Закрыть подачу основной и аварийной питательной воды на поврежденный ПГ.</i></p> <p>Закрыть продувку неповрежденных ПГ, увеличить продувку из поврежденного ПГ.</p> <p><i>Приступить к расхолаживанию РУ со скоростью 60 °С/ч через БРУ-А неповрежденных ПГ в дистанционном режиме.</i></p> <p><i>Обеспечить подпитку неповрежденных ПГ от ВПЭН или АПН.</i></p> <p><i>После снижения давления в 1-м контуре до 70 кгс/см² закрыть БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ.</i></p> | <p>рийный ПГ. Проконтролировать давление к МПП коллектора 1-го контура поврежденного ПГ и при повышении его до 70 кгс/см² открыть линию сброса протечек из МПП.</p> <p>Открыть арматуру на линии постоянной и периодической продувки аварийного ПГ. После увеличения концентрации борной кислоты в продувочной воде до стояночной арматуру закрыть.</p> <p>Открыть арматуру на линии сдувки из КД в барботер или контрольный ИПУ КД, а в случае их отказа открыть арматуру на линии аварийного сброса парогазовой смеси из КД на барботер.</p> <p>Включить САОЗ ВД, насосы системы подпитки 1-го контура и организовать подачу воды на 1-й контур от этих систем.</p> <p>Контролировать увеличение концентрации борной кислоты в 1-м контуре и уровня в КД. При создании стояночной концентрации борной кислоты в теплоносителе и увеличении уровня в КД более 8 м перевести насосы аварийной подачи борного раствора высокого давления на рециркуляцию, поддерживая постоянным уровень в КД, регулируя расход от подпиточных насосов.</p> <p>Поставить БРУ-А на неповрежденных ПГ в дистанционный режим расхолаживания с максимально возможной скоростью, т.е. полностью открыть БРУ-А неповрежденных ПГ.</p> <p>Закрыть БЗОК (проверить закрытие) на поврежденном ПГ.</p> <p>Контролировать расхолаживание РУ.</p> <p>При давлении в 1-м контуре 22 кгс/см² проконтролировать переход на насосы САОЗ НД и собрать схему расхолаживания 1-го контура к насосам САОЗ НД, предварительно сняв запреты на арматуру. Перевести РУ в режим «холодный»</p> |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|---|-------------------|
| <p>Проконтролировать неоткрытие БРУ-А поврежденного ПГ. <i>Обеспечить постоянный контроль за давлением 1-го контура путем открытия линий аварийного газоудаления КД, а также переводом на рециркуляцию насосов САОЗ ВД после восстановления уровня в КД.</i> <i>Для расхолаживания КД открыть по одной из арматур YR51(52,53)S01, YR61(62,63)S01 или открыть линию YP24S01,02.</i></p> <p>Если после выполнения этой операции все равно наблюдается рост давления в 1-м контуре более 75 кгс/см², соединить объединенный коллектор аварийных газовых сдувок с барботером YR61,62,63S01.</p> <p>Проконтролировать переход насоса TQ13(23,33)D01 на всас из бака-приямка ГА-201 после откачки бака TQ13(23,33)B01.</p> <p>При увеличении уровня в КД до 800 см и создании стояночной концентрации борной кислоты в теплоносителе 1-го контура насос TQ13(23,33)D01 перевести на рециркуляцию. Периодическим включением TQ13(23,33)D01 поддерживать уровень в КД не менее 800 см.</p> <p>После откачки баков TQ14,24,34D01 (уровень менее 250 мм) отключить насосы TQ14,24,34D01.</p> <p>Разобрать электросхему БРУ-А поврежденного ПГ после гарантированного снижения давления в 1-м контуре менее 70 кгс/см². <i>После снижения температуры 1-го контура до 110 – 120 °С, давления 1-го контура менее 18 кгс/см² включить в работу систему САОЗ НД по ЛППР.</i> <i>Второй работоспособный канал САОЗ НД оставить в работе по линии подпитки 1-го контура.</i></p> <p>Отказ закрытия БРУ-А на поврежденном ПГ.</p> | останов |

| ОАБ [26] | РУЗА-ТОБ [23, 29] |
|--|-------------------|
| <p>Закрывать БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ. Приступить к расхолаживанию РУ полным открытием БРУ-А неповрежденных ПГ с максимальной скоростью изменения давления 2-го контура 3 кгс/см²/мин. Открыть арматуру системы аварийных газовых сдувок из реактора, ПГ, КД и линию на барботер YR61,62,63S01. После снижения давления в 1-м контуре до 70 кгс/см² закрыть БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ. Обеспечить подпитку неповрежденных ПГ от ВПЭН или АПН. Принять меры для закрытия БРУ-А на поврежденном ПГ. Принять меры для подпитки баков запаса раствора бора СБ и системы ТВ10. <u>Отказ системы САОЗ ВД.</u> Закрывать БЗОК ТХ50(60,70,80)S06 поврежденного ПГ. Контролировать запуск запрета на дистанционное отключение механизмов и управлением арматурой СБ. Принять меры для восстановления работоспособности канала САОЗ НД. Открыть арматуру системы аварийных газовых сдувок из реактора, ПГ, КД и линию на барботер YR61,62,63S01. При снижении давления 1-го контура менее 60 кгс/см² контролировать срабатывание ГЕ САОЗ YТ11,12(13,14)В01 на 1-й контур. После снижения уровня в ГЕ САОЗ менее 135 см контролировать закрытие быстродействующей арматуры YТ11,12(13,14)S01,02. После снижения давления 1-го контура до 22 – 24 кгс/см² контролировать переход насоса TQ12(22,32)D01 на подпитку 1-го контура. Второй работоспособный канал САОЗ НД оставить в работе по линии подпитки 1-го контура</p> | |

Таблица 4.10. Признаки ИС и действия персонала для ЗА ПТ при радиоактивных выбросах в окружающую среду по РУЗА [23, 29]

| Признаки ЗА ПТ | Действия персонала |
|--|--|
| <i>Течь теплоносителя 1-го контура во 2-й с непосадкой сбросных устройств (БРУ-А, ПК ПГ) на ПГ</i> | |
| <p>1. Совпадение сигналов, характеризующих течь теплоносителя 1-го контура во 2-й: увеличение расхода на подпитку деаэратора продувки-подпитки более 2 т/ч (снижение уровня в ТК10В01 при отсутствии подпитки его); повышение активности в паропроводах и/или эжекторах турбины; срабатывание АЗ реактора по одному из сигналов течи 1-го контура (снижение давления, уровня в КД, $dTs < 10\text{ }^{\circ}\text{C}$); быстрое снижение уровня в КД; рост уровня в одном из ПГ при неизменной подпитке питательной водой или рост уровня при сниженном расходе питательной воды по сравнению с остальными.</p> <p>2. Совпадение сигналов, характеризующих незакрытие клапана БРУ-А или ПК ПГ: устойчивое снижение давления во 2-м контуре одного из ПГ; открытое, промежуточное или отсутствие указания положения одного из клапанов; увеличение разности температур на одной из петель.</p> <p>При наличии вышеупомянутых признаков поврежденный ПГ определяется по повышению активности в паропроводе</p> | <p>1. Проконтролировать и продублировать срабатывание аварийной защиты и закрытие СК ПГ. Включить насосы борного концентрата на всас подпиточных насосов.</p> <p>2. Дать команду на закрытие поврежденного клапана (БРУ-А, ПК ПГ) и отключить ГЦН на аварийной петле. Закрыть (проверить закрытие) БЗОК на поврежденном ПГ.</p> <p>3. Проконтролировать и продублировать запуск механизмов САОЗ по сигналам течи из 1-го контура. После отключения всех ГЦН, контролировать переход на ЕЦ и работу TQ13,23,33D01 на 1-й контур.</p> <p>4. Закрыть арматуру (проверить закрытие) на трубопроводах подачи питательной и аварийной питательной воды в аварийный ПГ. Проконтролировать давление в МПП коллектора 1-го контура поврежденного ПГ и при повышении его до 70 кгс/см^2 открыть линию сброса протечек из МПП.</p> <p>5. Открыть арматуру на линии постоянной и периодической продувки аварийного ПГ. После увеличения концентрации борной кислоты в продувочной воде до стояночной арматуру закрыть.</p> <p>6. Открыть арматуру на линии сдувки из КД в барботер YP24S01,02 или контрольный ИПУ КД. В случае их отказа открыть арматуру на линии аварийного сброса парогазовой смеси из КД на барботер YR для снижения давления в 1-м контуре и уменьшения расхода в течь, снижения давления в поврежденном ПГ и принятия мер для закрытия отказавшего БРУ-А, ПК ПГ. Включить TQ14,24,34D01, закрыть TQ14,24,34S03,04. Включить ТК21,22(23)D01,02 (два насоса) на рециркуляцию. Снять запреты открытия пневмоарматуры, открыть UT10S04,05,06, UT30S04,05,06, взвести ТК40S01,02,03, включить на всас подпиточных насосов ТВ10D02-04 (не менее двух насосов), закрыть ТК20S01,05, перевести работающие ТК21,22(23)D01,02 на 1-й контур с максимальным расходом (до 80 т/ч).</p> |

| Признаки ЗА ПТ | Действия персонала |
|---|--|
| | <p>Количество вводимого борного концентрата контролировать по снижению уровня в одном из баков ТВ10В01(02). Произвести расчет необходимого борного концентрата для ввода в 1-й контур с целью создания стояночной концентрации.</p> <p>Контролировать рост концентрации борной кислоты в 1-м контуре и уровня в КД. При создании стояночной концентрации борной кислоты в теплоносителе и увеличении уровня в КД более 8 м перевести насосы аварийного ввода бора высокого давления на рециркуляцию, поддерживая постоянным уровень в КД, регулируя расход от ТК21(22,23)D01,02 клапанами ТК31,32S02.</p> <p>7. Поставить БРУ-А на неповрежденных ПГ в дистанционный режим расхолаживания с максимально возможной скоростью, предварительно сняв запреты на их открытие (полностью открыть БРУ-А неповрежденных ПГ).</p> <p>8. Контролировать расхолаживание РУ. При давлении в 1-м контуре 22 кгс/см² проконтролировать перевод насосов САОЗ низкого давления на 1-й контур, собрать схему расхолаживания 1-го контура насосами TQ12(22,32)D01, предварительно сняв запреты на арматуру. Перевести РУ в режим «холодный» останов в соответствии с инструкцией по эксплуатации РУ</p> |
| <i>Разрыв ЛПП с незакрытием локализирующей арматуры на проходке через ЗО</i> | |
| <p>Признаками данной аварии являются быстрое снижение давления и уровня теплоносителя в 1-м контуре, срыв работавшего насоса САОЗ НД и повышение активности в помещении, где произошел разрыв</p> | <p>При обнаружении указанных признаков оператор должен предпринять следующие действия: закрыть всю арматуру на линиях планового и ремонтного расхолаживания. Далее возможны два варианта развития аварии.</p> <p>1. В случае закрытия арматуры и прекращения течи необходимо предпринять следующие действия: восстановить уровень теплоносителя в КД за счет подачи воды от САОЗ и системы подпитки и перейти в режим отвода остаточных тепловыделений через БРУ-СН и технологический конденсатор; если этим способом отводить тепло невозможно, то включить в работу БРУ-А и АПЭН и принять меры по созданию запаса воды во 2-м контуре, достаточно-</p> |

| Признаки ЗА ПТ | Действия персонала |
|--|---|
| | <p>го для отвода остаточных тепловыделений в течение времени восстановления ЛПР.</p> <p>2. В случае незакрытия арматуры необходимо выполнить следующие действия: открыть всю арматуру системы аварийного газоудаления (YR); открыть всю арматуру системы дренажа гидрозатворов (TY); подать раствор бора на всас подпиточных насосов от системы ТВ и увеличить до максимально возможного расход от насосов системы подпитки и расход сброса в систему оргпротечек (80 т/ч).</p> <p>Если разрыв произошел при работе по схеме ремонтного расхолаживания, необходимо выполнить действия для режима прекращения отвода тепла при планово-предупредительном ремонте со снятой крышкой реактора или при ремонтном расхолаживании.</p> <p>Если разрыв произошел во время расхолаживания при работе по схеме планового расхолаживания, необходимо после объединения сдувок с реактора и компенсатора, снижения давления в реакторе до атмосферного и уровня в реакторе до верхней образующей горячих патрубков (с контролем по уровнемеру компенсатора) обеспечить подачу воды в реактор (от САОЗ НД и ВД, подпитки, емкостей САОЗ) для отвода остаточных тепловыделений за счет испарения подаваемой воды. При этом необходимо поддерживать уровень в реакторе в районе верхней образующей горячих патрубков и контролировать температуру на выходе из активной зоны, не допуская ее увеличения.</p> <p>Необходимо принять все возможные меры по восстановлению САОЗ НД и восполнению запасов воды в баках систем, от которых подается вода в 1-й контур. Резерв времени оперативного персонала до серьезного повреждения активной зоны реактора составляет около 2 ч</p> |
| <i>«Большая» течь из 1-го контура с незакрытием арматуры вентиляционной системы (Ду 400)</i> | |
| Резкое снижение давления в контуре. Формирование сигналов «Разность между температурой насыщения 1-го контура и макси- | Проконтролировать и продублировать срабатывание АЗ и запуск СБ. При повышении давления под ГО более 1,3 кгс/см ² оператор должен проконтролировать и продублировать включение спринклерной системы. В случае отказа од- |

| Признаки ЗА ПТ | Действия персонала |
|---|---|
| <p>мальной температурой в любой из горячих ниток петель меньше $10\text{ }^{\circ}\text{C}$», «Повышение давления под ГО более $1,3\text{ кгс/см}^2$ (абс.)».</p> <p>По этим сигналам должна сработать АЗ реактора, запуститься механизмы СБ, локализация оболочка с отключением всех обслуживающих ее вентиляционных систем.</p> <p>При давлении в 1-м контуре $< 8,9\text{ МПа}$ (90 кгс/см^2) аварийные насосы высокого давления должны начать подавать раствор борной кислоты в контур.</p> <p>При снижении давления в 1-м контуре до $5,9\text{ МПа}$ (60 кгс/см^2) должны сработать ГЕ САОЗ.</p> <p>При снижении давления в 1-м контуре до $1,47\text{ МПа}$ (15 кгс/см^2) насосы аварийного расхолаживания должны начать подавать раствор борной кислоты в контур с расходом не менее $750\text{ м}^3/\text{ч}$.</p> <p>Открытое положение клапанов вентсистемы.</p> <p>Срабатывание сигнализации по превышению допустимой величины радиоактивного выброса в венттрубу.</p> <p>Срабатывание сигнализации системы АСКРО.</p> <p>Повышение давления под ГО более $1,3\text{ кгс/см}^2$ (абс). По этому сигналу в работу должна включиться спринклерная система</p> | <p>ного из каналов спринклерной системы принять меры по его восстановлению (при работе двух каналов спринклерной системы давление в ГО снижается до атмосферного за время порядка 1,5 ч).</p> <p>Обеспечить при снижении давления в 1-м контуре до $1,47\text{ МПа}$ (15 кгс/см^2) подачу раствора H_3BO_3 в контур с расходом не менее $750\text{ м}^3/\text{ч}$.</p> <p>После обнаружения отказа арматур на вентиляционной системе оперативный персонал должен предпринять все возможные меры по закрытию этой вентиляционной линии и предотвратить выброс активности в окружающую среду</p> |

Действия по управлению ЗА ПТ должны быть регламентированы для условий отказов ККС, обеспечивающих выполнение КФБ. В ОАБ и РУЗА действия по управлению ЗА ПТ при отказах ККС формализованы лишь частично (табл. 4.11), в основном для отказов активной части САОЗ, системы продувки-подпитки 1-го контура ТК, системы аварийного парогазоудаления YR, на закрытие после открытия БРУ-А. Полностью не регламентированы действия по управлению ЗА ПТ для всех групп ИСА при отказах ККС: пассивной части САОЗ (ГЕ САОЗ); системы вспомогательной и аварийной подпитки ПГ (ВПЭН и/или АПЭН); на закрытие БЗОК; ЛСБ.

Действия по управлению ЗА ПТ при отказах ККС могут быть основаны на предусмотренных проектами АЭС с ВВЭР дублированием систем, обеспечивающих независимое дублирование выполнения соответствующих ФБ. Так, при отказах ККС пассивной части САОЗ, выполнение функции обеспечения безопасности при управлении ЗА ПТ может быть полностью или частично осуществлено системами продувки-подпитки (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры) и борного регулирования, насосами высокого давления САОЗ, насосами низкого давления САОЗ совместно с системами обеспечивающими аварийное снижение давления в 1-м контуре – YR, YP (см. табл. 3.1).

Возможно обеспечение аварийной подачи теплоносителя и другими способами: насосы гидроиспытаний 1-го контура, насосы ПТ-6/160.

Отказ ККС вспомогательной и аварийной подпитки ПГ может быть дублирован другими независимыми системами обеспечения отвода по 2-му контуру – БРУ-А и/или БРУ-К и/или ПК ПГ (см. табл. 3.1). При этом отказ ККС на открытие БРУ-А и БРУ-К аварийных ПГ может быть дублирован полностью или частично работой систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ, системой ПК ПГ, открытием всех БРУ-А и БРУ-К на неповрежденных ПГ, БРУ-СН и технологического конденсатора.

Отказ на закрытие БЗОК по изоляции аварийного ПГ может быть полностью или частично дублирован действием систем регуляторов и задвижки основной и аварийной питательной воды.

Отказ спринклерной системы дублируется действиями и дополнительными техническими мероприятиями по поддержанию давления и конденсации парогазовой смеси теплоносителя в объеме конструкций СГО (например, СПОТ).

В целом действующие руководства по управлению ЗА ПТ не ориентированы на регламентирование действий персонала и технических мероприятий по восстановлению и дублированию ККС для каждой из групп ИСА. Так, действующими РУЗА ВВЭР-1000 не регламентированы действия по дублированию и восстановлению ККС для следующих групп ИСА: отказов ГЕ САОЗ и ЛСБ – ИСА S1; отказов АЗ, ГЕ САОЗ, YR, ЛСБ – ИСА S2, S3; отказов АЗ, ГЕ САОЗ, ЛСБ – ИСА S4; отказов ТК, АЗ, ВПЭН, АПЭН, БЗОК, RL, ГЕ САОЗ, САОЗ НД – ИСА T41, T42.

Таблица 4.11. Формализация действий по управлению ЗА ПТ в ОАБ и РУЗА

| ИСА ЗА ПТ | Критическая конфигурация систем, обеспечивающих выполнение КФБ | Определенность действий по УЗА | |
|--------------|---|--------------------------------|------|
| | | ОАБ | РУЗА |
| S1 | 1/2 и 1/2 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД или 2/3 САОЗ ВД | - | - |
| | ЛСБ | - | - |
| S2 | АЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ ВД | - | - |
| | 1/2 и 1/2 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД | - | - |
| | ЛСБ | - | - |
| S3 | АЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ ВД (TQ 13) | - | - |
| | 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН | - | - |
| | 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К | - | - |
| | 2/3 TQ 14 | - | - |
| | УР | - | - |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД | - | - |
| | ЛСБ | - | - |
| S4 | 1/3 ТК или 1/3 САОЗ ВД | - | - |
| | 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН | - | - |
| | 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К | - | - |
| | УР | - | - |
| | АЗ | - | - |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД | - | - |
| | ЛСБ | - | - |
| T41 | 1/3 ТК | - | - |
| | АЗ | - | - |
| | 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН | - | - |
| | 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К | - | - |
| | 1/1 БЗОК | - | - |
| | Изоляция RL (по питательной воде) | - | - |
| | Закрытие БРУ-А (после открытия) | - | - |
| | УР | - | - |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД на ЛПР | - | - |
| | АЗ | - | - |
| T42 | 1/3 САОЗ ВД (TQ13) | - | - |
| | 1/1 БЗОК | - | - |
| | Изоляция RL (по питательной воде) | - | - |
| | 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К | - | - |
| | закрытие БРУ-А (после открытия) | - | - |
| | 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН | - | - |
| | УР | - | - |
| | 2/4 ГЕ САОЗ | - | - |
| | 1/3 САОЗ НД на ЛПР | - | - |
| | | | |

Действия по управлению авариями с потерей теплоносителя в ОАБ также не в полной мере ориентированы на обеспечение дублирования и восстановления ККС для каждой группы ИСА (см. табл. 4.11). При этом предусмотренные (в отличие от РУЗА) действия при отказах АЗ основаны на недостаточно обоснованных, универсальных для всех групп ИСА переходных алгоритмах управления аварией (АТWS) – см. раздел 4.1.

Следует также отметить, что РУЗА должны регламентировать действия по идентификации ИСА, которые в действующих РУЗА отражены в целом недостаточно обоснованно.

Далее представлен упрощенный проект действий по управлению ЗА ПТ на основе разработанных критериев и подходов идентификации ИСА и АУЗА.

4.4. Обобщенные алгоритмы управления авариями с потерей теплоносителя

В приложениях ВАБ пилотного энергоблока с ВВЭР-1000/В320 [85] проведен анализ действий персонала по управлению авариями с выделением 22 характерных типов действий по отношению к ФБ, ими выполняемыми:

- А – отвод тепла по 2-му контуру;
- В – отвод тепла по 2-му контуру при помощи БРУ-А;
- С – отвод тепла по ЛПР;
- Д – ввод бора от системы продувки-подпитки;
- Е – ввод бора от TQ14-34;
- Ф – подключение насосов ТВ10 на всас насосов продувки-подпитки;
- Г – управление давлением 1-го контура;
- Н – управление давлением 1-го контура для ИСА «Средние течи 1-го контура во 2-й»;
- И – организация подпитки ПГ от АПЭН;
- Ж – изоляция аварийного ПГ по пару;
- К – изоляция аварийного ПГ по пару и продувке ПГ;
- Л – ввод бора;
- М – изоляция аварийного ПГ;
- Н – изоляция аварийного ПГ по питательной воде;
- О – поддержание запаса теплоносителя 1-го контура;
- Р – управление работающим каналом САОЗ ВД;
- Q – предотвращение срабатывания защиты САОЗ по 2-му контуру;
- Р – обеспечение отключения БРУ-А в закрытом положении;
- С – организация дозаполнения бака ГА-201;
- Т – включение насоса САОЗ НД;
- U – отключение насосов САОЗ;
- У – отвод тепла через 1-й контур.

Действия персонала по управлению авариями в рамках каждого типа детализированы и систематизированы в [85] для различных групп ИС; требуемое и располагаемое время проведения процедур, а также уровень стресса

и вероятности ошибок персонала обоснованы расчетным анализом критериев успеха и/или данными, полученными на полномасштабном тренажере.

Однако указанные действия сформулированы в [85] в основном для проектных стадий аварии, т.е. направленных на предотвращение перехода проектных аварий в запроектные (подобно ИЛА).

В соответствии с методом УЗА ККС идентификация ИСА, признаков возникновения аварий и обобщенных алгоритмов управления авариями с потерей теплоносителя определяется по критериям ККС, обеспечивающих выполнение КФБ.

Действия по управлению ЗА ПТ осуществляются в несколько этапов.

Этап 1. Идентификация ИСА по характерным признакам (симптомам) или по прямым измерениям течей 1-го контура.

Этап 2. Контроль и действия по ликвидации последствий в проектном режиме.

Этап 3. Действия по восстановлению и/или дублированию отказов ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, характерных для каждой группы идентифицированных ИСА.

Идентификация ИСА по характерным признакам осуществляется на основе результатов контроля последовательности и временных интервалов формирования и срабатывания предусмотренных проектом защит, уставок и блокировок систем.

Обобщенные признаки ИСА с потерей теплоносителя в соответствии с принципами минимальности, достаточности и адекватности приведены в табл. 4.7.

Обобщенными признаками ИСА с большими течами 1-го контура в гермообъем (ИСА S1) могут быть:

S_0 – стабильное снижение уровня в КД, давления на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки 1-го контура (начало ИСА);

S_1 – формирование сигнала срабатывания АЗ не более 2 с с начала ИСА по уставкам U_1 и/или U_2 и/или U_3 ;

S_4 – формирование сигнала срабатывания СБ не более 10 с с начала ИСА по уставкам U_2 и U_4 ;

S_9 – формирование сигнала на закрытие СК ТГ не более 1 с с начала ИСА по уставке U_7 ;

S_{14} – формирование условий по отключению ГЦН не более 30-й секунды с момента начала ИСА по уставке U_9 ;

S_{12} – формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ не более 200-й секунды с начала ИСА по уставке U_8 ;

S_{17} – повышение давления и радиоактивности под ГО.

Обобщенными признаками ИСА со средними течами 1-го контура (ИСА S2) могут быть:

S_0 – стабильное снижение уровня в КД, давления на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки 1-го контура (начало ИСА);

S_9 – формирование сигнала на закрытие СК ТГ не более 1 с с момента начала ИСА по уставке U_7 ;

S_2 – формирование сигнала срабатывания АЗ реактора в интервале 2 – 50 с с момента начала ИСА по уставкам U_1 и/или U_2 и/или U_3 ;

S_5 – формирование сигнала срабатывания СБ в интервале 10 – 200 с с момента начала ИСА по уставкам U_2 и U_4 ;

S_{15} – формирование условий отключения ГЦН в интервале 30 – 300 с с момента начала ИСА по уставке U_9 ;

S_{13} – формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ более 200 с с момента начала ИСА по уставке U_8 ;

S_{17} – повышение давления и радиоактивности под оболочкой.

Обобщенными признаками ИСА с малыми некомпенсируемыми течами 1-го контура (ИСА $S3$) могут быть:

S_0 – стабильное снижение уровня в КД, давления на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки 1-го контура (начало ИСА);

S_9 – формирование сигнала на закрытие СК ТГ не более 1 с с начала ИСА по уставке U_7 ;

S_2 – формирование сигнала срабатывания АЗ реактора в интервале 2 – 50 с с момента начала ИСА по уставке U_1 и/или U_2 и/или U_3 ;

S_7 – формирование сигнала срабатывания СБ (САОЗ) более 200 с с начала ИСА по уставкам U_2 и U_5 или U_6 ;

S_{13} – формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ по уставке U_8 более 200 с с начала ИСА;

S_{16} – формирование условий отключения ГЦН более 300 с с начала ИСА по уставке U_9 ;

S_{17} – повышение давления и радиоактивности под ГО.

Обобщенными признаками ИСА с малыми компенсируемыми течами 1-го контура (ИСА $S4$) могут быть:

S_0 – стабильное снижение давления уровня в КД, давления на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки (начало ИСА);

S_3 – формирование сигнала срабатывания АЗ более 50 с с момента начала ИСА по уставкам U_1 и/или U_2 и/или U_3 или без автоматического срабатывания;

S_{11} – формирование сигнала на закрытие СК ТГ более 100 с с начала ИСА по уставке U_7 ;

S_7, S_{13} – формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ по уставке U_8 и сигнала срабатывания СБ (САОЗ) по уставкам U_2 и U_5 или U_6 более 200 с с момента начала ИСА;

S_{16} – формирование условий отключения ГЦН по уставке U_9 более 300 с с момента начала ИСА;

S_{17} – повышение давления и радиоактивности под ГО.

Обобщенными признаками ИСА с малыми течами из 1-го контура во 2-й (ИСА $T41$) могут быть:

S_0 – стабильное снижение уровня в КД, давления на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки 1-го контура (начало ИСА);

S_3 – формирование сигнала срабатывания АЗ по уставкам V_1 и/или V_2 и/или V_3 более 2 с с момента начала ИСА или без автоматического срабатывания АЗ;

S_{11} – формирование сигнала на закрытие СК ТГ по уставке V_7 более 100 с с начала ИСА;

S_7, S_{13} – формирование сигналов срабатывания СБ (САОЗ) и условий срабатывания ГЕ более 200 с с начала ИСА по уставке V_2 ;

S_{16} – формирование условий отключения ГЦН по уставке V_9 более 300 с с начала ИСА;

S_{18} – повышение радиоактивности на выходе эжекторов турбины, паропроводах и продувочной воды ПГ.

Обобщенными признаками ИСА со средними течами из 1-го контура во 2-й (ИСА Т42) могут быть:

S_0 – стабильное снижение уровня в КД, давление на выходе из реактора и открытие регуляторов системы подпитки-продувки 1-го контура (начало ИСА);

S_2 – формирование сигнала срабатывания АЗ реактора по уставкам V_1 и/или V_2 и/или V_3 в интервале 2 – 50 с с момента начала ИСА;

S_6 – формирование сигнала срабатывания СБ (САОЗ) по уставке V_2 в интервале 10 – 200 с с момента начала ИСА;

S_{10} – формирование сигнала на закрытие СК ТГ по уставке V_7 в интервале 10 – 100 с с момента начала ИСА;

S_{15} – формирование условий отключения ГЦН по уставке V_9 в интервале 30 – 300 с с момента начала ИСА;

S_{18} – повышение радиоактивности на выходе эжекторов турбины, паропроводах и продувочной воде.

Обозначения уставок $V_1 - V_{18}$ приведены в табл. 4.7.

На проектном этапе протекания аварии осуществляется контроль за формированием сигналов; срабатыванием защит, уставок и блокировок; работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение КФБ для идентифицированных групп аварий, в соответствии с инструкциями по ликвидации аварий и аварийных ситуаций – ИЛА (см. табл. 4.8 и 4.9).

Условия ЗА, которые могут привести к возникновению тяжелых последствий, возникают при отказах ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, для каждой идентифицированной группы ИСА. В соответствии с методом УЗА ККС управления ЗА ПТ на этом этапе осуществляются все возможные действия по восстановлению и/или дублированию выполнения КФБ другими системами и средствами. Принципиальная возможность дублирования отказов ККС определяется проектом ВВЭР (см. табл. 3.1).

В табл. 4.12 приведены ККС для соответствующих групп аварий с потерей теплоносителя и действия/мероприятия по полному или частичному

дублированию их отказов и по УЗА. Следует отметить, что, конечно, не все действия по дублированию выполнения КФБ осуществляются в проектных условиях выполнения ФБ дублирующими системами, а в отдельных случаях осуществляется не вполне очевидное дублирование разными ФБ. Однако такой подход оправдан тем, что ЗА могут привести к тяжелым последствиям и необходимо принимать любые мероприятия по смягчению и ликвидации этих последствий.

Таблица 4.12. Действия/мероприятия по УЗА для идентифицированных групп ИСА

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|-----------------------|--|
| S1 | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов САОЗ НД и ЛПП |
| | 1/3 САОЗ НД | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или ЛПП и систем отвода остаточных тепловыделений через БРУ-СН и технологического конденсатора или систем отвода тепла через 2-й контур ПСУ, АПЭН/ВПЭН |
| S2 | A3 | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ; и отключение ГЦН аварийной петли (неуправляемый отбор пара) – YD |
| | 1/3 САОЗ ВД (ТQ13) | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализу- |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|-----------------------|--|
| | | <p>ющей арматуры); и/или системы аварийного впрыска борного раствора TQ14; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ</p> |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД</p> |
| | 1/3 САОЗ НД | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН) и систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К) в режиме расхолаживания по 2-му контуру</p> |
| S3 | A3 | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или отключение САОЗ аварийной петли (неуправляемый отбор пара) – YD и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ</p> |
| | 1/3 САОЗ ВД (TQ13) | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ</p> |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|--------------------|--|
| | 1/2 ВПЭН | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы аварийной подпитки ПГ (АПЭН); и/или систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | 1/4 БРУ-А | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы БРУ-К; и/или системы предохранительных клапанов ПГ; и систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН) |
| | УР | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы компенсации давления 1-го контура для подачи теплоносителя в КД от ГЦН (УР) и от ТК; и/или системы защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД) |
| | 1/2+1/2 ГЕ САОЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (УР, УР) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД |
| | 1/3 САОЗ НД | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН). При авариях с течами 1-го контура после обнаружения отказа арматур на вентиляционной системе оперативный персонал должен предпринять все возможные меры по закрытию этой вентиляционной линии и предотвратить выброс активности в окружающую среду |
| S4 | 1/3 ТК | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: систем подачи борного раствора САОЗ ВД (ТQ13, 14); |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|----------------------|---|
| | | и/или АЗ в ручном режиме; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД; и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура |
| | 1/2 ВПЭН | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы аварийной подпитки ПГ (АПЭН); и/или систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | 1/4 БРУ-А | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы БРУ-К; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | YR | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы компенсации давления 1-го контура для подачи теплоносителя в КД от ГЦН (YR) и от ТК; и/или системы защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД) |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД |
| | 1/3 САОЗ НД | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН); и/или систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К) в режиме расхолаживания по 2-му контуру |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|---------------------------------|--|
| T41 | 1/3 ТК | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и/или АЗ в ручном режиме; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД |
| | АЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – ТQ13,14); и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ; и отключение ГЦН аварийной петли (неуправляемый отбор пара) – YD |
| | 1/2 ВПЭН | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы аварийной подпитки ПГ (АПЭН); и систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | 1/1 БЗОК | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы изоляции ПГ по питательной воде RL; и/или системы ПСУ (БРУ-А, БРУ-К и ПК ПГ) |
| | Закрытие БРУ-А (после открытия) | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: закрытия БЗОК; открытия ПСУ неповрежденных ПГ; открытия арматуры системы аварийных газовых сдувок из реактора, ПГ, КД и линию системы YR; перевода САОЗ НД на ЛПП одного канала по линии подпитки 1-го контура |
| | YR | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы компенсации давления 1-го контура для подачи теплоносителя в КД от ГЦН (YR) и от ТК; и/или системы защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД) |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключени- |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|--------------------|--|
| | | <p>ем баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД</p> |
| | 1/3 САОЗ НД | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН); и систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К) в режиме расхолаживания по 2-му контуру</p> |
| Т42 | А3 | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ; и отключение ГЦН аварийной петли (неуправляемый отбор пара) – YD</p> |
| | 1/3 САОЗ ВД (TQ13) | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализирующей арматуры); и/или систем аварийного впрыска борного раствора TQ14; и/или систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД и ГЕ САОЗ</p> |
| | 1/1 БЗОК | <p>Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы изоляции ПГ по питательной воде RL; и/или системы ПСУ (БРУ-А, БРУ-К и ПК ПГ)</p> |

| ИСА | ККС | Действия при отказах ККС |
|-----|---------------------------------|--|
| | 1/4 БРУ-А | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы БРУ-К; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | Закрытие БРУ-А (после открытия) | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: закрытия БЗОК; открытия ПСУ неповрежденных ПГ; открытия арматуры системы аварийных газовых сдувок из реактора, ПГ, КД и линию системы YR; перевода САОЗ НД на ЛПР одного канала по линии подпитки 1-го контура |
| | 1/2 ВПЭН | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы аварийной подпитки ПГ (АПЭН); и систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К); и/или системы предохранительных клапанов ПГ |
| | YR | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы компенсации давления 1-го контура для подачи теплоносителя в КД от ГЦН (YR) и от ТК; и/или системы защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД) |
| | 1/2 + 1/2 ГЕ САОЗ | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализуемой арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и систем аварийного снижения давления в 1-м контуре (YR, YP) для ускорения подключения насосов низкого давления САОЗ НД |
| | 1/3 САОЗ НД | Контроль за автоматическим подключением или ручное управление по работоспособности: системы подпитки-продувки 1-го контура ТК с подключением баков ТВ10 (после снятия запрета на открытие локализуемой арматуры); и/или систем подачи борного раствора насосами высокого давления (САОЗ ВД – TQ13,14); и/или насосов гидроиспытаний 1-го контура; и/или систем аварийной и вспомогательной подпитки ПГ по отводу тепла по 2-му контуру (АПЭН, ВПЭН); и систем ПСУ (БРУ-А, БРУ-К) в режиме расхолаживания по 2-му контуру |

При разрыве ЛПР с незакрытием локализирующей арматуры на проходке через ЗО (срыв работавшего насоса САОЗ НД и повышение активности в помещении, где произошел разрыв) оператор должен закрыть всю арматуру на линиях планового и ремонтного расхолаживания.

Далее возможны два варианта развития аварии.

1. В случае закрытия арматуры и прекращения течи необходимо предпринять следующие действия:

восстановить уровень теплоносителя в КД за счет подачи воды от САОЗ и системы подпитки и перейти в режим отвода остаточных тепловыделений через БРУ-СН и технологический конденсатор;

если этим способом отводить тепло невозможно, то включить в работу БРУ-А и АПЭН и принять меры по созданию запаса воды во 2-м контуре, достаточного для отвода остаточных тепловыделений в течение времени восстановления ЛПР.

2. В случае незакрытия арматуры необходимо предпринять следующие действия:

открыть всю арматуру системы аварийного газоудаления (YR);

открыть всю арматуру системы дренажа гидрозатворов (TY);

подать раствор бора на всас подпиточных насосов от системы ТВ и увеличить до максимально возможного расход от насосов системы подпитки и расход сброса в систему оргпротечек (80 т/ч).

Если разрыв произошел при работе по схеме ремонтного расхолаживания, необходимо выполнить действия для режима прекращения отвода тепла при планово-предупредительном ремонте со снятой крышкой реактора или при ремонтном расхолаживании. Если разрыв произошел во время расхолаживания при работе по схеме планового расхолаживания, необходимо после объединения сдувок с реактора и КД, снижения давления в реакторе до атмосферного и уровня в реакторе до верхней образующей горячих патрубков (с контролем по уровнемеру КД) обеспечить подачу воды в реактор (от САОЗ НД и ВД, подпитки, емкостей САОЗ) для отвода остаточных тепловыделений за счет испарения подаваемой воды. При этом следует поддерживать уровень в реакторе в районе верхней образующей горячих патрубков и контролировать температуру на выходе из активной зоны, не допуская ее увеличения.

Необходимо принять все возможные меры по восстановлению САОЗ НД и восполнению запасов воды в баках систем, от которых подается вода в 1-й контур.

Резерв времени оперативного персонала до серьезного повреждения активной зоны реактора составляет около 2 ч.

После обнаружения отказа арматур на вентиляционной системе оперативный персонал должен предпринять все меры по закрытию этой вентиляционной линии и предотвратить выброс активности в окружающую среду.

При авариях с течами 1-го контура после обнаружения отказа арматур на вентиляционной системе оперативный персонал должен предпринять все возможные меры по закрытию этой вентиляционной линии и предотвратить выброс активности в окружающую среду.

При отказе спринклерной системы необходимы дополнительные организационно-технические мероприятия по снижению давления в СГО. Такие мероприятия предусмотрены в проектах ВВЭР нового поколения путем внедрения дополнительных пассивных (СПОТ) и активных ЛСБ СГО.

Обобщенные признаки и алгоритмы УЗА определяют также и другие дополнительные технические мероприятия для проектов ВВЭР по повышению эффективности и надежности действий по управлению и ликвидации последствий ЗА ПТ, среди которых следует выделить:

создание автоматизированной системы идентификации ИСА и алгоритмов управления ЗА по характерным признакам временных интервалов формирования защит, уставок и блокировок для принятия оперативных решений с минимизацией возможных ошибок операторов;

совершенствование и расширение возможностей систем прямого и косвенного контроля течей 1-го контура, в том числе по контролю давления и радиоактивности в ГО, в паропроводах и в эжекторах турбины;

разработку технических мероприятий и конструкторских решений по повышению надежности изоляции поврежденных систем/оборудования;

внедрение двухслойной ЗО, систем контроля и удаления водорода, ограничителей разрыва трубопроводов, системы пассивного (СПОТ) и активного отвода тепла от контейнмента и др.;

усовершенствование руководств и инструкций по УЗА на основе дальнейшего развития методов и уточнения результатов моделирования АП в рамках углубленного анализа безопасности.

4.5. Перспективные технические мероприятия по обоснованию и повышению эффективности управления авариями с межконтурными течами

4.5.1. Модернизация систем управления и контроля процессов аварий с межконтурными течами

В соответствии с Концепцией повышения безопасности действующих энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР особое значение, как для общего уровня безопасности, так и для управления авариями, имеет ИС со средней течью из 1-го контура во 2-й. Эта авария является достаточно сложной с точки зрения управления и вносит существенный вклад в ЧПАЗ (согласно результатам анализов, выполненных в рамках ВАБ). Это вызвано тем, что диагностика ИС усложнена, управление аварийным процессом комплексное и достаточно сложное для персонала, время для принятия решения и выполнения действия ограничивается запасом теплоносителя для подпитки, высокой вероятностью незакрытия ПСУ на аварийном ПП (учитывая наличие ПСУ, не квалифицированных для работы на пароводяной смеси) и, как следствие, происходит утрата теплоносителя и недопустимый выход РВ в окружающую среду. Реализация направления предусматривает комплекс заданий, включающих:

предупредительные средства, которые уменьшают достоверность возникновения течи из 1-го контура во 2-й (применение 100 % неразрушающего контроля металла и сварных соединений коллектора ПГ, внедрение адекватного водно-химического режима и т.п.) и ограничивают размер течи в случае ее возникновения;

организационные мероприятия, направленные на повышение противоаварийной готовности путем просмотра ИЛА и РУЗА с целью локализации течи в пределах аварийного ПГ, недопущение байпаса ГО и исключение или минимизацию выброса в окружающую среду в случае течи из 1-го контура во 2-й, обучение персонала и проведение специальных тренировок с использованием полномасштабного тренажера;

модернизацию проекта энергоблока, направленную на расширение возможностей СБ по преодолению данной аварии и облегчению задачи персонала и управления аварийным процессом: повышение достоверности диагностики ИСА и аварийного ПГ, обеспечение работоспособности ПСУ в аварийных условиях и в случае утечки пароводяной смеси, модернизация СБ без снижения надежности выполнения ФБ для увеличения необходимого времени и упрощения для персонала принятия решений по управлению авариями с межконтурной течью.

УЗА с межконтурными течами на АЭС с ВВЭР занимает особое место среди других групп аварий по следующим основным причинам.

1. ИСА с межконтурными течами являются доминантными вкладчиками в показатели безопасности энергоблока с относительно большой вероятностью возникновения. Несмотря на реализацию в последнее время целого ряда эффективных организационно-технических мероприятий по повышению надежности и герметичности ПГ, теплообменные трубки ПГ остаются существенным источником возникновения межконтурных течей в силу их большого количества и протяженности (для одного ПГ ВВЭР-1000/В320 – 16000 труб общей протяженностью около 11 км).

2. Используемые в настоящее время системы контроля возникновения межконтурных течей обладают ограниченными возможностями. Фактически единственным признаком межконтурных течей по отношению к другим авариям с потерей теплоносителя является рост активности острого пара (азот-16, гамма-фон) в зоне паропроводов (для средних межконтурных течей не менее чем на порядок) за время от начала падения параметров 1-го контура до момента срабатывания АЗ. В настоящее время на АЭС с ВВЭР-1000/В320 диагностику очень малых межконтурных течей (до 5 т/ч) и некомпенсируемых системой подпитки (более 60 т/ч) осуществляется системой «Азот-16» (по азоту-16), а для компенсируемых межконтурных течей (до 60 т/ч) – системой повышения мощности дозы гамма-излучения от паропроводов с блоками детектирования типа БДМГ-04-02.

Сигнал течи должен быть сформирован до открытия БРУ-А аварийного ПГ. Последнее может произойти уже через 15 – 20 с после АЗ. Само срабатывание АЗ, в свою очередь, приводит к резкому изменению всех параметров

РУ в течение не менее чем 100 первых секунд. Совершать автоматические операции по истечении 300 с и более уже нецелесообразно. Поэтому формирование сигнала межконтурной течи должно производиться по параметрам, измеренным до срабатывания АЗ. Приведенные интервалы времени достаточно малы для идентификации межконтурной течи и начала действий операторов по управлению аварией. В расчетных обоснованиях Киевского института «Энергопроект» (КИЭП) оргтехмероприятий по управлению авариями с межконтурными течами эквивалентным сечением 100 мм на ВВЭР-1000/В320 показано, что даже при проектном срабатывании систем и отсутствии действий персонала критерии приемлемости не выполняются (повреждение активной зоны).

3. Возникновение межконтурных течей при определенных условиях может приводить к срабатыванию БРУ-А в неквалифицированных режимах истечения жидкой/двухфазной среды, а соответственно и к неопределенности закрытия после открытия по уставкам клапанов БРУ-А. Незакрытие БРУ-А при таких условиях приводит к недопустимым последствиям: сверхнормативные выбросы радиоактивных продуктов в окружающую среду, неуправляемое расхолаживание и потеря теплоносителя, возникновение повторной критичности реактора и т.п.

Поэтому в последнее время активно рассматривается возможность внедрения следующих мероприятий по повышению надежности управления авариями с межконтурными течами:

1) замена на БРУ-А с конструктивно-техническими характеристиками, обеспечивающими работоспособность рабочих органов при закрытии клапанов в неквалифицированных по проекту условиях;

2) введение запрета на открытие БРУ-А при возникновении межконтурной течи;

3) консервативная «внутренняя» и «внешняя» квалификация БРУ-А в двухфазных режимах истечения и в «жестких» условиях.

Далее рассмотрены основные результаты этих мероприятий. Первая группа мероприятий технически осуществима (например, опыт Балаковской АЭС по замене проектных БРУ-А серий 1115-300/350-Э, 960-300/350-Э на усовершенствованные БРУ-А серии 1465-300/359-Э).

В табл. 4.13 и 4.14 и на рис. 4.7 – 4.9 приведены основные конструктивно-технические характеристики клапанов БРУ-А ВВЭР.

Анализ конструктивно-технических характеристик приведенных клапанов БРУ-А показывает, что в модернизированном клапане серии 1465-300/359-Э используется дополнительная разгрузочная камера на запорном органе, применение которой позволяет существенно повысить надежность работы клапана на открытие/закрытие (в том числе и в двухфазных режимах).

Однако решение по замене всех БРУ-А связано с большими экономическими затратами. Более целесообразна частичная модернизация БРУ-А (например, замена электроприводов).

Таблица 4.13. Материалы основных деталей БРУ-А

| Деталь | Марка стали | | ГОСТ или ТУ | |
|--------|---------------|----------------|---------------|-----------------------------------|
| | 960-300/350-Э | 1115-300/350-Э | 960-300/350-Э | 1115-300/350-Э |
| Корпус | 20ГСЛ | 20Ш | ТУ 108-671-77 | ТУ 108-667-86 |
| Крышка | 20ГСЛ | 12Х1МФ | ТУ 108-671-77 | ГОСТ 20072-74 ГОСТ 8479-70 |
| Седло | 20 | 20 | ГОСТ 1050-74 | ГОСТ 1050-74 ГОСТ 8479-70 |
| Игла | 08Х18Н10Т | 08Х18Н10Т | ГОСТ 5632-72 | ГОСТ 5632-72 ОСТ 108.109.01-79 |
| Шток | 14Х17Н2 | 14Х17Н2 | ГОСТ 5632-72 | ГОСТ 5632-72 ГОСТ 5949-75 |

Таблица 4.14. Технические характеристики БРУ-А

| Параметр | | Тип клапана | | | |
|---|--------------------------------------|---------------|---------------|----------------|----------------|
| | | 936-150/250-Э | 960-300/350-Э | 1115-300/350-Э | 1465-300/359-Э |
| Расчетные (максимальные) параметры | давление, МПа (кгс/см ²) | 7,8 (80) | 7,8 (80) | 7,8 (80) | 7,8 (80) |
| | температура, °С | 300 | 300 | 300 | 297 |
| Рабочие параметры | давление, МПа (кгс/см ²) | 5,9 (60) | 5,9 (60) | 5,9 (60) | 6,67 (68) |
| | температура, °С | 275 | 274,3 | 274,3 | 282 |
| Максимальный крутящий момент на шпинделе, Н·м | | 880 | 3000 | 3041 | 625 |
| Мощность электродвигателя, кВт | | | 11,8 | 11,8 | 7,5 |
| Ход штока, мм | | 75 | 120 | 120 | 85 |
| Время открытия электроприводом, с | | 11 | 15 | 15 | 15 |
| Расход пара, т/ч | | 200 | 900 | 900 | 900 |

Примечания:

1. Расход пара указан при критическом перепаде и рабочих параметрах.
2. Время открытия указано по паспортным данным. Реальное время открытия может значительно отличаться. Так, для ЗАЭС-5 (БРУ-А типа 1115-300/350-Э) время полного открытия для различных БРУ-А различно и составляет 17,3 – 19,4 с.

С технической и экономической точки зрения эффективным подходом является устранение возможного попадания жидкой двухфазной среды в проточную часть БРУ-А за счет применения дроссельных шайб, устанавливаемых на паропроводах до БРУ-А. На дроссельных шайбах происходит полное вскипание и гомогенизация потока. Эффективность и надежность их применения получили широкое подтверждение в энергетике.

Введение запрета на открытие БРУ-А приводит к необходимости изменения алгоритмов управления авариями с межконтурными течами. Расчетные обоснования, проведенные в КИЭП (техотчет 18-801.203.002.ОТ00), определяют следующий алгоритм управления авариями с межконтурными течами.

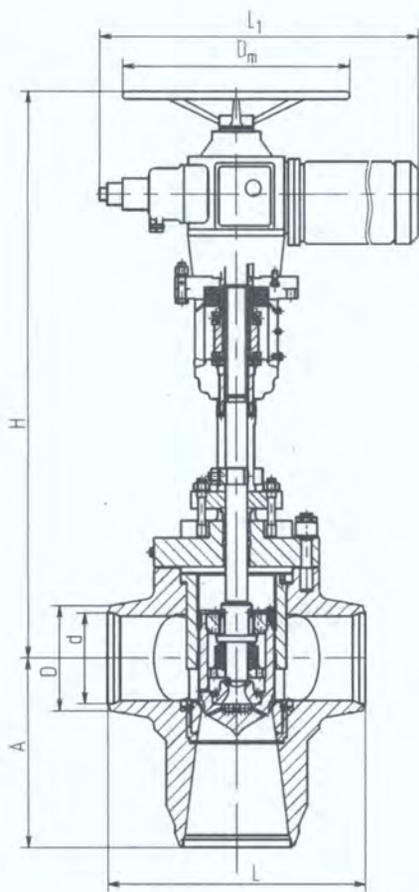


Рис. 4.7. Конструкция запорно-дроссельного клапана серии 1465-300/359-Э.

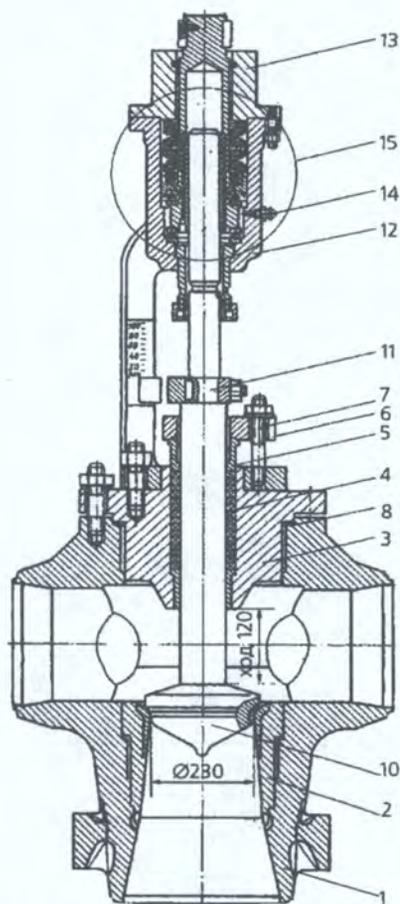


Рис. 4.8. Конструкция запорно-дроссельных клапанов (серия 1115-300/350-Э):
 1 – корпус; 2 – седло; 3 – крышка;
 4, 9 – сальниковая набивка; 5 – грундбукса;
 6 – нажимная планка; 7 – откидной болт;
 8 – зубчатая прокладка; 10 – шток;
 11 – ползун; 12 – бугель; 13 – крышка бугеля;
 14 – масленка; 15 – узел перемещения штока.

1. По факту срабатывания АЗ и наличию сигнала течи 1-2, с выдержкой до 1 с:

вводится запрет на работу (открытие) БРУ-А аварийного ПГ – с целью снижения вероятности и величины выброса активности за пределы гермообъема;

производится отключение ГЦН аварийной петли – с целью снижения расхода в течь;

отключение и запрет на включение всех групп ТЭН КД;

формируется запрет на закрытие СК ТГ на 15 с;

формируется запрет на включение 2-го и 3-го каналов САОЗ НД;

производится изоляция аварийного ПГ по питательной воде (основной, вспомогательной, аварийной) – с целью снижения эффектов разбавления бора в 1-м контуре при возникновении обратного тока в течь. Этим дублируется автоматическое закрытие регуляторов по уровню в начальный период аварии, а также исключается влияние возможных отказов регуляторов на закрытие. Кроме того, предотвращается подача питательной воды в аварийный ПГ на поздней стадии аварии, когда уровень в нем снижается ниже номинального вследствие обратного потока в течь.

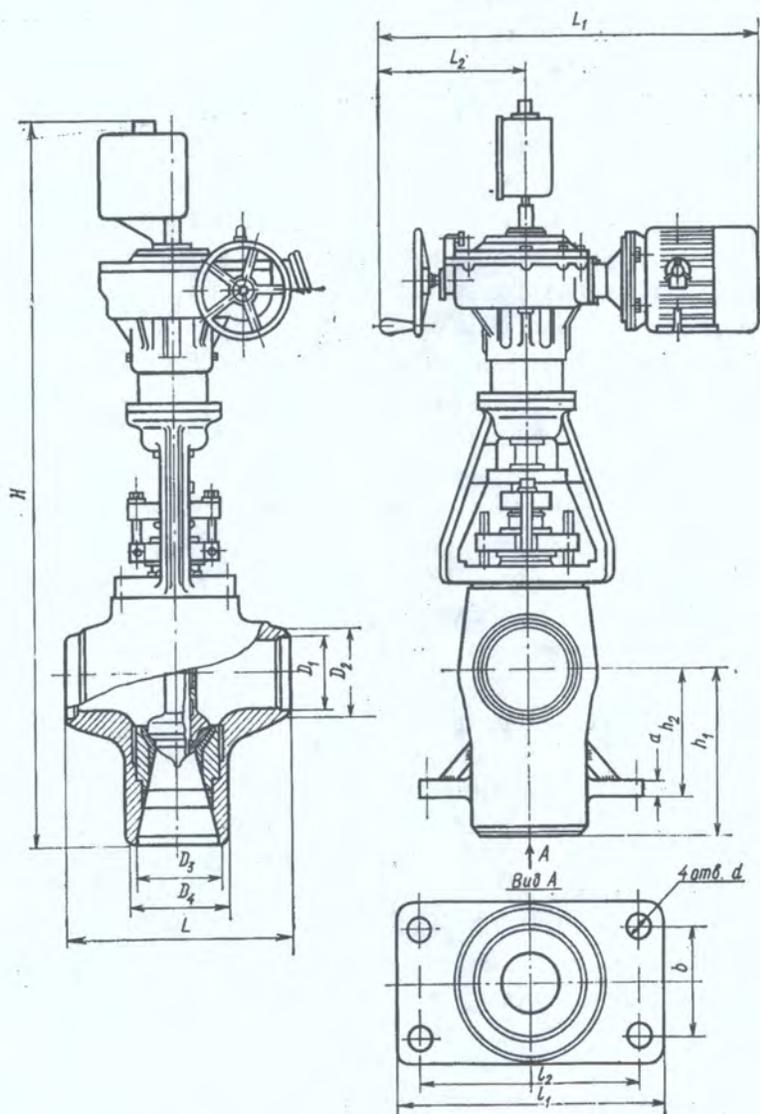


Рис. 4.9. Конструкция запорно-дроссельных клапанов серий 936-150/250-Э и 960-300/350-Э.

2. Через 25 с с момента АЗ отключается (переводится на рециркуляцию) один САОЗ ВД. При этом первым отключается (вводится запрет на включение) канал, работающий в аварийную петлю, если таковой имеется. Два оставшихся канала работают до восстановления уровня в КД или же до начала подачи от САОЗ НД. После восстановления уровня в КД насосы переводятся на рециркуляцию. Один из насосов остается в «стерегушем» режиме и включается по сигналу снижения уровня в КД ниже 4,2 м.

3. Через 600 с с момента АЗ БРУ-А неаварийных ПГ переводятся на расхолаживание со скоростью 60 °С/ч. При температуре теплоносителя 1-го контура на выходе из активной зоны, равной или менее 220 °С в течение 5 мин, темп расхолаживания снижается до 15 °С/ч. При достижении температуры насыщения в ПГ, равной 150 °С, БРУ-А переводятся в режим поддержания достигнутого давления (температуры).

4. С целью снижения давления 1-го контура через 10 мин с момента АЗ оператором открываются арматуры на линиях аварийного газоудаления системы YR из корпуса реактора, КД и коллекторов ПГ.

5. С целью окончательной изоляции аварийного ПГ и локализации течи, при снижении давления в 1-м контуре и всех ПГ менее 70 кгс/см², производится (дублируется, контролируется) закрытие БЗОК на паропроводе аварийного ПГ. В случае течи Ду 100 давление в 1-м контуре может снизиться до 70 кгс/см² за время менее 600 с, таким образом, БЗОК на паропроводе аварийного ПГ закрывается до закрытия БЗОК на паропроводах неаварийных ПГ, что приводит к открытию ПСУ аварийного ПГ. Поэтому закрытие БЗОК аварийной петли происходит не ранее чем через 300 с после закрытия БЗОК на паропроводах неаварийных ПГ. Тем самым прекращается безвозвратная потеря теплоносителя 1-го контура при работе БРУ-К, БРУ-СН и т.п. В случае зависания ИПУ аварийного ПГ БЗОК на паропроводе аварийного ПГ не закрывается.

6. После отключения каналов САОЗ ВД, а также запрета на двух из трех каналов САОЗ НД последний САОЗ НД включается по факту снижения давления в 1-м контуре до 24 кгс/см².

7. После снижения давления 1-го контура ниже 17,5 кгс/см²:

последний канал САОЗ НД отключается от 1-го контура (переводится на рециркуляцию). Повторное включение канала в работу на контур производится при снижении уровня в КД менее 4,2 м. При повторном росте уровня в КД более 8,0 м канал снова переводится на рециркуляцию и т.д. Тем самым производится периодическая подпитка и компенсация потерь теплоносителя в течь;

открываются арматуры на ЛПР, и один из выведенных ранее в резерв каналов САОЗ НД вводится в работу по ЛПР. Теплоотвод осуществляется ко 2-му контуру через неаварийные ПГ, по ЛПР в теплообменник САОЗ, а также в течь имеющимся запасом теплоносителя 1-го контура, обеспечивая дальнейшее расхолаживание РУ до состояния «холодный останов».

Приведенный алгоритм управления в большей степени соответствует проектному протеканию аварии с межконтурной течью. АУЗА должен быть связан с дублированием и восстановлением ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ.

Одним из ограничений эффективности введения запрета на открытие БРУ-А при межконтурных авариях является относительно небольшое время идентификации ИС, о последствиях которого указывалось выше.

Современные концептуальные решения (например, № ТР-М.1234.08-123-08) предусматривают внедрение комплекса мероприятий по преодолению аварий с межконтурными течами на РУ с ВВЭР-1000/В-320: разработка мер по определению поврежденного ПГ, контроль развития повреждения; введение автоматизированного алгоритма преодоления установленных критериев и параметров повреждения. При этом учитываются три характерных диапазона течей: расходом от 0,03 до 5 кг/ч; до 60 т/ч; более 60 т/ч.

Диагностику течей из 1-го во 2-й контур и идентификацию аварийного ПГ производить комплексом, принцип работы которого основан на замере величины протечки по активности азота-16 в паропроводе (система «Азот-16»). Комплекс должен автоматически фиксировать и выдавать сигнал о величине протечки из 1-го контура в аварийный ПГ.

При величине течи 4 кг/ч оператор должен перевести РУ в состояние «холодный останов» в нормальной технологической последовательности.

При достижении течи в 5 кг/ч оператор должен остановить РУ ключом АЗ, затем перевести ее в состояние «холодный останов» (требование Технологического регламента безопасной эксплуатации). При этом, учитывая низкую динамику развития аварии, а также отсутствие предпосылок к открытию ПСУ 2-го контура, предполагается управление аварией осуществлять силами оперативного персонала энергоблока в соответствии с ИЛА.

При значительном увеличении величины течи, вызванной переходным процессом, и росте гамма-активности в зоне паропровода ПГ в 10 раз, подтверждаемом также ростом активности по системе «Азот-16», персонал вводит вручную алгоритм управления аварией.

При невмешательстве оперативного персонала в протекание аварии при срабатывании АЗ по технологическим сигналам, отличным от принятых в автоматизированном алгоритме, предполагается автоматический ввод алгоритма при наложении следующих сигналов:

запас до кипения $\Delta T_s < 10$ °С;

рост активности острого пара (гамма-фон) в зоне паропровода поврежденного ПГ не менее чем на порядок;

отсутствие сигнала «Избыточное давление под оболочкой $>0,029$ МПа ($0,3$ кгс/см²)» на момент срабатывания АЗ.

Диагностику течей из 1-го контура во 2-й с расходом до 60 т/ч идентификацию аварийного ПГ производить системой контроля мощности дозы гамма-излучения от паропровода ПГ с блоками детектирования типа БДМГ-04-02 (или аналогичными). При этом должен наблюдаться подтверждающий

сигнал по системе «Азот-16» (при течи до 5000 кг/ч). Учитывая невысокую динамику развития аварии, предполагается управление аварией осуществлять силами оперативного персонала энергоблока в соответствии с ИЛА.

При достижении расхода протечки теплоносителя 1-го контура во 2-й 5 кг/ч оператор должен остановить РУ ключом АЗ и перевести ее в состояние «холодный останов» (требование Технологического регламента безопасной эксплуатации). При значительном увеличении течи, вызванной переходным процессом, и росте активности в зоне паропровода ПГ в 10 раз персонал вводит ручную алгоритм управления аварией.

При невмешательстве оперативного персонала в протекание аварии при автоматизированном алгоритме предполагается автоматический ввод алгоритма при наложении аналогичных сигналов.

В случае некомпенсируемой системой подпитки течи теплоносителя 1-го контура во 2-й формируется сигнал «Течь 1-го контура во 2-й» и автоматически вводится алгоритм управления аварией при комбинации сигналов:

давление над активной зоной менее 14,7 МПа (150 кг/см²) при мощности реактора более 75 % $N_{ном}$, или давление над активной зоной менее 13,7 МПа (140 кг/см²) при температуре 1-го контура более 260 °С, или уровень в КД менее 4,6 м;

рост активности острого пара (гамма-фон) в зоне паропровода поврежденного ПГ в 10 раз;

отсутствие сигнала «Избыточное давление под оболочкой >0,029 МПа (0,3 кгс/см²)» на момент срабатывания АЗ.

При срабатывании АЗ по технологическим сигналам, отличным от принятых в автоматизированном алгоритме, и росте гамма-активности в зоне паропровода ПГ в 10 раз, подтверждаемом также ростом активности по системе «Азот-16», персонал вводит алгоритм управления аварией вручную.

При невмешательстве оперативного персонала в протекание аварии при срабатывании АЗ по технологическим сигналам, отличным от принятых в автоматизированном алгоритме, предполагается автоматический ввод алгоритма при наложении аналогичных сигналов.

Стратегия управления аварией в проектном режиме с помощью автоматизированного алгоритма заключается в реализации следующих основных действий.

1. Выявление и изоляция дефектных ПГ (с течами 1-го контура во 2-й) по питательной воде и продувке. На дефектном ПГ должен быть отключен ГЦН и исключено открытие БРУ-А. Давление в дефектном ПГ должно поддерживаться работой БРУ-К, дефектный ПГ не должен расхолаживаться. При наложении режима обесточивания давление в дефектном ПГ определяется работой ИПУ ПГ.

2. Расхолаживание 1-го контура для обеспечения необходимого запаса на вскипание теплоносителя 1-го контура. В данном режиме основные действия заключаются в закрытии БЗОК всех неповрежденных ПГ, снижении давления 1-го контура для прекращения течи с одновременным расхолажива-

нием 1-го контура через БРУ-А неповрежденных ПГ (со скоростью 60 °С/ч) для обеспечения необходимого запаса на вскипание после выравнивания давления в 1-м контуре и дефектном ПГ (запас обеспечивается разницей давлений между дефектным ПГ и ПГ, через которые велось расхолаживание), закрытии БЗОК дефектного ПГ. Расхолаживание со скоростью 60 °С/ч ведется до достижения необходимой разности давлений между дефектным ПГ и ПГ, через которые велось расхолаживание. В процессе расхолаживания необходима работа как минимум одного ГЦН, что требует автоматического вывода блокировки, отключающей ГЦН при закрытии БЗОК на ПГ, используемых для расхолаживания.

3. Снижение давления 1-го контура до давления в дефектном ПГ и восстановление уровня в КД.

Для уменьшения расхода течи 1-го контура, а также для более эффективного заполнения КД (в том числе от насосов САОЗ ВД) оператор должен снижать давление 1-го контура путем периодического впрыска в КД от ГЦН (подпиточных насосов, сброс по линии аварийного газоудаления), не допуская снижения запаса на вскипание 1-го контура менее 20 °С.

4. Прекращение аварийной подпитки и восстановление подпитки (от ТК) для поддержания уровня в КД и давления в 1-м контуре.

После завершения расхолаживания 1-го контура и восстановления уровня в КД до 8 м подпитку от насосов САОЗ ВД (если производилась) следует прекратить. Запас теплоносителя 1-го контура в дальнейшем поддерживается установлением соответствующего расхода подпитки-продувки 1-го контура (необходимо ввести в работу). Отключение насосов САОЗ ВД производится перед закрытием БЗОК дефектного ПГ, чтобы предотвратить увеличение давления 1-го контура и, соответственно, давления в дефектном ПГ до уставок открытия ПК ПГ.

Предусматривается также модернизация проекта ВВЭР энергоблока, направленная на расширение возможностей СБ по преодолению данной аварии, а именно: обеспечение работоспособности ПК ПГ и БРУ-А в случае истечения воды и пароводяной смеси; модернизация САОЗ ВД, которая позволит управлять напорными характеристиками САОЗ с целью минимизации циклов (предотвращения) срабатывания ПСУ аварийного ПГ; обеспечение дополнительной подпитки бака-приямка (ГА-201).

Представленная стратегия и мероприятия по управлению авариями с межконтурными течами относятся в основном к проектному режиму их протекания.

По средствам управления ЗА с межконтурными течами с целью уменьшения количества операций, выполняемых персоналом по преодолению последствий аварии, обычно дополнительно предлагается (например, ТР № 27-04/486) выполнять на блоках В-1000 и В-440 следующие блокировки. При появлении сигнала течи из 1-го контура во 2-й автоматически:

срабатывает АЗ;

отключается ГЦН аварийной петли;

закрывается арматура на подводе питательной воды, аварийной питательной воды и на продувке аварийного ПГ;

вводится запрет на открытие БРУ-А аварийного ПГ (только для блоков В-320, В-302, В-213);

открываются задвижки на трубопроводах впрыска в КД от подпиточных насосов и отключаются электронагреватели;

вводится запрет на закрытие БЗОК (на закрытие первой от ПГ задвижки на паропроводе и на перемычке к первому коллектору для блоков В-230) аварийного ПГ;

подается команда на открытие БРУ-А на поврежденных ПГ (на открытие всех БРУ-А для блоков В-187 и В-230) и открытие всех БРУ-К;

при снижении давления в 1-м контуре ниже 80 кгс/см^2 (для блоков В-1000) и ниже 50 кгс/см^2 (для блоков В-440) или через 100 – 200 с снимается запрет на закрытие БЗОК (на закрытие задвижек на паропроводе и на перемычке к ГЦК для блоков В-230) и подается команда на закрытие БЗОК (на закрытие задвижек на паропроводе и на перемычке к ГЦК для блоков В-230) аварийного ПГ;

при достижении уровня в КД $\approx 8000 \text{ мм}$ (для блоков В-1000) и $>7000 \text{ мм}$ (для блоков В-440) автоматически снимается запрет на закрытие арматуры на напоре насосов аварийного впрыска бора.

Управление аварией с крупной межконтурной течью связано с большим количеством технических переключений, выполняемых оперативным персоналом БЩУ. Одна из операций для управления напорными характеристиками САОЗ связана с необходимостью вмешательства в работу алгоритма каналов СБ для перевода насосов САОЗ ВД на рециркуляцию.

В соответствии с КТР № 123456.РО.ТQ.РШ.1934 целью модификации является разработка и внедрение алгоритма по управлению аварией для:

уменьшения выбросов РВ за пределы ГО;

исключения преждевременного исчерпания запаса воды в баке-приемке ГА-201 за счет работы ПСУ на аварийном ПГ и уменьшения влияния человеческого фактора.

Аварийный процесс характеризуется опорожнением КД, быстрым снижением давления в 1-м контуре, срабатыванием АЗ и включением в работу СБ. При этом возможно срабатывание ПСУ на аварийном ПГ в начальный момент развития процесса и повторный рост давления в аварийном ПГ за счет работы каналов СБ САОЗ ВД на 1-й контур.

Проектным алгоритмом системы САОЗ не предусмотрена возможность управления напорными характеристиками САОЗ ВД для корректирования давления в 1-м контуре, и при непринятии оперативным персоналом мер по управлению аварией возможны повторные повышения давления в аварийном ПГ до давления открытия ПСУ и периодический выброс РВ в окружающую среду. Мерой по исключению (минимизации) работы ПСУ на аварийном ПГ является разработка *автоматизированного алгоритма перевода на рециркуляцию* (отключение) работающих насосов САОЗ ВД. В техниче-

ских предложениях № 27-04/486 от 17 мая 1991 г. наиболее предпочтительным сигналом для автоматизированного алгоритма работы САОЗ ВД, исходя из времени формирования сигналов и надежности фиксации параметров, было признано снижение разности давлений 1-го и 2-го контуров с одновременным повышением активности пара. Тем не менее, последующий анализ показал, что ни один из этих сигналов не является достаточно надежным. В частности, даже при максимальном диаметре течи рост параметров в аварийном ПГ не превышает пределов точности измерения и поддержания этих параметров (давление, уровень), так как расход пара в течь существенно ниже стационарного расхода пара из ПГ, даже без учета барботажа через котловую воду, а увеличение расхода подпитки ПГ за счет течи, с учетом значительного объема межтрубного пространства, не приводит к надежно фиксируемому росту уровня. Соответственно, положение регуляторов расхода питательной воды если и меняется, то незначительно. Сигнал межконтурной течи будет формироваться по параметрам, измеряемым после срабатывания АЗ, что приведет к задержке ввода автоматизированного алгоритма при явных признаках течи 1-го контура во 2-й.

Предлагается следующий автоматизированный алгоритм управления напорными характеристиками САОЗ при формировании сигнала, характеризующего течь из 1-го контура во 2-й.

В начальный момент времени после запуска алгоритма «Течь 1-го контура во 2-й» отключается от 1-го контура (переводится на рециркуляцию) один-два (количество уточняется при расчете) из трех каналов САОЗ ВД. При этом приоритет на отключение у канала, работающего на аварийную петлю.

Если в работе на 1-й контур не осталось ни одного канала САОЗ ВД, для подпитки 1-го контура на поздней стадии аварии сохраняется возможность включения на 1-й контур САОЗ ВД оператором от ключей управления.

Каналы (канал) САОЗ ВД работают на 1-й контур до восстановления уровня в КД до 8 м. Отключение от 1-го контура насосов САОЗ ВД производится перед закрытием БЗОК дефектного ПГ.

Временные критерии для отключения каналов САОЗ ВД от 1-го контура, количество работающих на 1-й контур будут определены на этапах разработки проектно-сметной документации и предварительном обосновании безопасности эксплуатации модифицированного САОЗ ВД.

Автоматизированный алгоритм перевода на рециркуляцию или отключения насосов ВД вступает в работу только по сигналу «течи из 1-го контура во 2-й», исключая (минимизируя) работу ПСУ в поврежденном ПГ; не влияя на штатные алгоритмы управления для компенсируемых течей и на работу алгоритмов управления САОЗ ВД для компенсируемых течей 1-го контура; не исключая возможности вмешательства оперативного персонала в управление процессом; обеспечивая возможность управления давлением в 1-м контуре; предоставляя возможность персоналу по необходимости эффективно управлять напорными характеристиками САОЗ и давлением 1-го контура; позволяя повысить надежность выполнения ФБ каналами САОЗ ВД.

Отрицательным эффектом от внедрения автоматизированного алгоритма управления напорными характеристиками САОЗ ВД может быть при определенных условиях частое срабатывание арматур на рециркуляцию насосов, а соответственно и увеличение вероятности отказов.

Одним из возможных решений этой задачи являются предложения (например, КТР № 0.3801.1656-08) для ВВЭР-1000/В-302, В-338 об установке на байпасе проектной арматуры напорной магистрали САОЗ ВД регулирующих/запорно-регулирующих клапанов, позволяющих обеспечивать управление давлением 1-го контура при обеспечении необходимого запаса до кипения теплоносителя в активной зоне.

Основные возможные преимущества установки ЗРК САОЗ ВД при управлении авариями с межконтурными течами:

- 1) управление давлением без возможного частого срабатывания отсечной арматуры на рециркуляцию, ПСУ 2-го контура, САГ и ИПУ КД;
- 2) минимизация времени подключения САОЗ НД после опорожнения баков САОЗ ВД (не принципиально для ВВЭР-1000/В-320, имеющих переключение на прямом ГО).

Контраргументами установки на байпасе регуляторов САОЗ ВД может быть следующее.

1. ЗРК САОЗ ВД являются дополнительными активными элементами СБ, что определяет возможность возникновения дополнительных отказов, связанных с выполнением процесса регулирования. В частности, установка ЗРК САОЗ ВД противоречит современным принципам приоритета применения пассивных систем/элементов СБ. Так, например, для решения вопроса по запасу теплоносителя для аварийного охлаждения активной зоны приоритетным является увеличение объемов баков САОЗ (усиление пассивной части), а не установка активных элементов, которым, по сути, является ЗРК САОЗ ВД.

Для ВВЭР-1000/В-320 этот вопрос вообще не критичен, так как в проекте предусмотрено автоматическое переключение на прямом ГО насосов САОЗ ВД.

2. Установка ЗРК требует пересмотра проекта всей системы САОЗ ВД (в том числе в связи с изменением гидравлических характеристик системы, дополнительными условиями возникновения кавитации, возможным изменением уставок срабатывания и т.д.). Представленные, например, в [106], расчетные обоснования являются недостаточными для решения этого вопроса.

3. Регулирование расхода САОЗ ВД требует субъективного вмешательства операторов (в том числе выбора режимов регулирования, статуса расхолаживания 1-го контура и т.д.), что снижает при прочих равных условиях надежность управления из-за возможных ошибок и др.

Поэтому решение вопроса о широком внедрении установок ЗРК САОЗ ВД (в том числе для серийных энергоблоков ВВЭР-1000/В-320) требует дополнительного изучения.

Проведенный анализ работоспособности регуляторов в режимах поддержания запаса до кипения или давления 1-го контура показывает следующее.

1. В схеме байпаса установки регулирующих клапанов открытой проектной арматуры на напорной магистрали САОЗ ВД работа регуляторов является неэффективной и снижает общую надежность выполнения проектных функций.

2. При последовательной схеме установки регулирующих клапанов на напорной магистрали САОЗ ВД работа регуляторов может быть эффективной только при обеспечении дополнительных трудновыполнимых условий по скорости изменения давления и температуры теплоносителя, а также устранению существенного влияния противодействия на расходные характеристики насосов САОЗ ВД.

Обобщая результаты известных технических решений и мероприятий по совершенствованию идентификации и управления авариями с межконтурными течами на РУ с ВВЭР-1000, можно отметить, что все они в основном направлены на условия проектного протекания аварийных процессов. Для управления ЗА основным вопросом является восстановление и/или дублирование ККС и действий персонала, обеспечивающих выполнение КФБ.

4.5.2. Консервативная внутренняя и внешняя квалификация БРУ-А

Техническое обоснование квалификации БРУ-А серий 1115, 960 ВВЭР-1000 в двухфазных режимах проведено в совместных разработках Института проблем безопасности АЭС НАН Украины и ГП НАЭК «Энергоатом» по трем основным направлениям.

1. Оценки с применением вероятностных методов значимости АП с режимами водяного и пароводяного истечения через БРУ-А в общие показатели безопасности и приоритезация организационно-технических мероприятий по их модернизации или замене согласно известным результатам обоснований критериев успеха и оргтехмероприятий по управлению межконтурными авариями (ОАБ 5-го блока ЗАЭС, 2-го блока Хмельницкой АЭС, 4-го блока Ровенской АЭС и отчет КИЭП 18-801.203.002.ОТ00) [107].

2. Анализ адаптации известных результатов экспериментальной квалификации БРУ-А в режимах воды/пароводяной смеси к натурным условиям срабатывания клапанов типа 1115 и 960 [109].

3. Расчетно-экспериментальное обоснование работоспособности БРУ-А типа 1115 и 960 в водяных, пароводяных и паровых режимах [108, 111].

Метод адаптации результатов экспериментальной квалификации БРУ-А на стенде FRAMATOM к натурным условиям БРУ-А ВВЭР-1000/В320 основан на:

общих положениях теории теплогидродинамического подобия и неравновесных двухфазных моделей теплогидродинамических процессов, используемых в верифицированных и валидированных к условиям ВВЭР 1000/В320 расчетных средствах (RELAP5/M3.2), а также конструктивно-технических характеристиках БРУ-А и известных результатах моделирования аварий с межконтурными течами на АЭС ВВЭР-1000/В320;

применении международных стандартов QME-ASME для распространения результатов экспериментальной квалификации БРУ-А на натурные условия (использовавшиеся, в частности, на АЭС Темелин и Балаковской АЭС).

Расчетно-экспериментальное обоснование работоспособности БРУ-А 1115, 960 в условиях воды и пароводяных режимов проведено методом консервативных оценок гидродинамических воздействий на рабочие органы клапанов с учетом возможности возникновения скачков уплотнений при трансзвуковых режимах, теплогидродинамической неустойчивости потоков и гидроударах. Для консервативных оценок отдельных параметров, определяющих условия гидродинамических воздействий на рабочие органы клапанов, использованы результаты известных экспериментальных исследований, охватывающие область режимных и конструкционно-технических характеристик срабатывания БРУ-А 1115, 960.

Основными критериями квалификации БРУ-А 1115, 960 на воде и пароводяной смеси в рамках консервативного расчетно-экспериментального метода для квазистационарных условий является непревышение консервативных оценок гидродинамических воздействий (скачки уплотнений, гидроудары и гидравлические сопротивления) в неквалифицированных ранее режимах (на воде/пароводяной смеси) соответствующих воздействий в квалифицированных режимах по результатам предэксплуатационных и эксплуатационных испытаний (пар/парогазовая смесь):

критерии скачков уплотнения и сопротивления двухфазной среды;
критерии гидроударов в квазистационарных условиях.

Дополнительным критерием квалификации БРУ-А на воде/пароводяной смеси является сохранение показателей надежности срабатывания клапанов БРУ-А на основе анализа опыта эксплуатации и эксплуатационных испытаний БРУ-А ЗАЭС (в том числе с учетом эффектов старения).

Для расчетно-экспериментального анализа воздействий на рабочие органы клапанов (гидроудары) в нестационарных условиях двухфазной среды использовался консервативный метод оценок границ возникновения межканальной теплогидродинамической неустойчивости в системе трубопроводов БРУ-А [111]. Консервативно полагалось, что возникновение межканальной теплогидродинамической неустойчивости двухфазного потока приводит к непреодолимым для работоспособности БРУ-А воздействиям на рабочие органы клапанов – критерий условия возникновения межканальной теплогидродинамической неустойчивости.

Метод оценок границ возникновения межканальной теплогидродинамической неустойчивости основан на определении знаков корней характеристических уравнений (в линейном приближении) нестационарной теплогидродинамики двухфазной и однофазной среды в трубопроводной системе БРУ-А. Метод получил широкое экспериментальное подтверждение для оценок границ различного рода теплогидродинамической неустойчивости в тепломеханическом оборудовании (апериодическая неустойчивость, колебания волн плотности, термоакустическая неустойчивость и др.).

При определении критериев консервативной квалификации БРУ-А 1115, 960 на воде/пароводяной смеси консервативными расчетно-экспериментальными методами использовались:

математические модели двухфазных и однофазных сред, используемые в расчетных кодах, верифицированных и валидированных для условий оборудования ВВЭР-1000(320);

консервативные оценки условий гидродинамических воздействий на рабочие органы клапанов;

известные специальные экспериментальные данные для подтверждения консервативных оценок отдельных параметров, влияющих на теплогидродинамические воздействия, которые получены для условий, характерных при срабатывании клапанов БРУ-А (скорость звука и интенсивность скачков уплотнений в двухфазной среде, границы теплогидродинамической неустойчивости двухфазного потока и др.);

данные по эксплуатационным периодическим испытаниям/проверкам и опыту эксплуатации (базы данных по нарушениям) БРУ-А ЗАЭС.

Результаты проведенного технического обоснования следующие.

1. При ИС с межконтурными течами АП с режимами истечения водяной и пароводяной среды через БРУ-А возникают в процессе ЗА, связанных с полной потерей (отказом) функции изоляции аварийного ПП по питательной воде, функции управления давлением 1-го контура и отказами БРУ-К. В соответствии с принятой терминологией ПМ-Д.03.476-09 «Программа работ по квалификации оборудования энергоблоков АЭС» ГП НАЭК «Энергоатом» для условий ЗА необходимость квалификации БРУ-А в режимах воды/пароводяной смеси в данном случае отсутствует.

Техническое обоснование работоспособности БРУ-А в режимах воды/пароводяной смеси необходимо для повышения надежности и эффективности организационно-технических мероприятий по УЗА при межконтурных течах теплоносителя. Вероятностными методами на основе известных результатов ВАБ 5-го блока ЗАЭС получено, что суммарный вклад в общие показатели безопасности (ЧПАЗ) запроектных АП с режимами истечения воды/пароводяной среды через БРУ-А при закрытии существенно превышает 1 %, что определяет приоритет оргтехмероприятий по модернизации/замене БРУ-А 1115 и 960 для условий истечения водяной и пароводяной среды при УЗА.

Таким образом, техническое обоснование квалификации БРУ-А в режимах воды и пароводяной среды проведено для консервативного принятия в качестве проектной – аварии с межконтурной течью (эквивалентным диаметром не менее 100 мм) при полной потере функции управления давлением 1-го контура.

2. В результате применения методов адаптации экспериментальной квалификации к натурным условиям БРУ-А 1115, 960 установлено:

результатов экспериментальной квалификации БРУ-А 936 (ВВЭР-440), полученных на стенде FRAMATOM, недостаточно для фазы установления квалификации БРУ-А 1115, 960 на воде и пароводяной смеси;

необходимы дополнительные расчетно-экспериментальные обоснования работоспособности БРУ-А 1115, 960 на воде/пароводяной смеси в условиях доминантных для надежности теплогидродинамических воздействий (в том числе при возможных гидроударах и теплогидродинамической неустойчивости потока).

3. На основании консервативных оценок расчетно-экспериментального обоснования теплогидродинамических процессов в проточной части клапанов БРУ-А 1115 и 960 показано, что в квазистационарных условиях динамические нагрузки на закрытие рабочих органов при истечении воды или пароводяной среды не превышают соответствующие нагрузки в режимах истечения парогазовой среды, которые достаточно квалифицированы по результатам предэксплуатационных и эксплуатационных испытаний, т.е. соблюдены критерии скачков уплотнения, сопротивления и гидроударов двухфазной среды в квазистационарных условиях.

Дополнительный критерий квалификации по анализу эксплуатационной надежности БРУ-А 1115, 960 также соблюдается (в том числе с учетом эффектов старения).

В нестационарных условиях теплогидродинамической неустойчивости двухфазных потоков (критерий возникновения межканальной теплогидродинамической неустойчивости) фаза установления квалификации БРУ-А 1115, 960 на воде/пароводяной смеси не подтверждена для расходов через трубопроводную систему БРУ-А менее 30 % от максимальной пропускной способности.

Техническое обоснование квалификации БРУ-А 1115, 960 в «жестких» условиях проведено в следующих направлениях [107, 110].

1. Оценка с применением вероятностных методов влияния на безопасность выполнения квалификации БРУ-А в «жестких» условиях.

2. Обоснование квалификации БРУ-А, доминантных для безопасности в «жестких» условиях.

3. Обоснование мероприятий по повышению надежности элементов БРУ-А.

Основными методами фаз установления/подтверждения квалификации БРУ-А в «жестких» условиях определены:

поверочные расчеты на прочность, целостность и функциональность конструкции системы БРУ-А в соответствии с требованиями ПН АЭ Г-7-002-86, ПН АЭ Г-5-006-87 и проектно-конструкторской методики расчета на прочность при сейсмических воздействиях;

анализ на соответствие условий и значений параметров в процессах, вызванных нарушением нормальных условий эксплуатации и ПА, установленным проектно-техническим характеристикам элементов системы БРУ-А.

Основными критериями установления/подтверждения квалификации БРУ-А в «жестких» условиях являются:

непревышение допустимых напряжений в системе оборудования и соединений;

соответствие условий и значений параметров в процессах, вызванных нарушением нормальных условий эксплуатации и ПА, установленным проектно-техническим характеристикам элементов системы БРУ-А (по техническим паспортам и ТУ);

соответствие показателей надежности по опыту эксплуатации и эксплуатационных испытаний установленным проектным значениям.

На основе современных сейсмических обследований района площадки ЗАЭС при обосновании условий прочности максимальное расчетное землетрясение (МРЗ) принято 7 баллов по шкале MSK при максимальных горизонтальных ускорениях $7,3 \text{ м/с}^2$ и вертикальных ускорениях $4,2 \text{ м/с}^2$, соответствующих уровню помещений БРУ-А. Расчеты на прочность при сейсмических воздействиях МРЗ = 7 баллов проводились для условий ПА с межконтурными течами (ПА + МРЗ) [110].

Проведенное техническое обоснование установило следующее.

1. На основании вероятностных оценок известных результатов углубленного анализа безопасности (ВАБ с учетом внутренних аварийных событий, а также внешних и внутренних экстремальных событий) энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/В320 (5-й блок ЗАЭС) влияние работоспособности БРУ-А в «жестких» условиях на безопасность значимо при:

сейсмических воздействиях;

разрывах паропроводов между ПГ и БЗОК в помещении А-820.

Исключение из рассмотрения влияния на работоспособность БРУ-А других «жестких» условий, вызванных внутренними ИСА и/или экстремальными событиями (пожары, затопления, падения объектов, ураганы и т.п.), осуществлялось на основе одного из следующих критериев:

отсутствие непосредственного влияния на работоспособность БРУ-А; вероятность возникновения события ниже установленной в ОАБ оценки значимого влияния события на безопасность;

события (воздействия) возникают в процессе развития ЗА или аварийных ситуаций, для которых не определена необходимость квалификации.

2. Критерии квалификации БРУ-А 1115, 960 в «жестких» условиях сейсмических воздействий 7 баллов по шкале MSK в процессе ПА с межконтурной течью (ПА + МРЗ) выполняются.

3. Критерии квалификации БРУ-А 1115, 960 в «жестких» условиях разрыва (течи) паропровода в помещениях А-820 в полном объеме не выполняются, так как температура рабочей среды здесь достигает $145 \text{ }^\circ\text{C}$.

Для аварии с ИС разрыва (течи) паропровода в помещении А-820 срабатывание клапанов аварийных БРУ-А не происходит, а возможный отказ БРУ-А на открытие или закрытие клапанов не является критичным по отношению к ликвидации последствий и управления аварией.

Однако консервативно принимается необходимость мероприятий по замене/модернизации электроприводов БРУ-А, которые также по анализу опыта эксплуатации ЗАЭС являются наименее надежными элементами системы БРУ-А.

Основные результаты консервативной квалификации БРУ-А ВВЭР-1000/В-320 приведены в табл. 4.15.

Таблица 4.15. Результаты консервативной квалификации БРУ-А ВВЭР-1000/В-320

| Фаза квалификации | Метод квалификации | Критерий квалификации | Результат квалификации |
|--|---|--|--|
| Подтверждение внутренней квалификации БРУ-А на паре | Расчетный метод по моделям и результатам ВАБ 5-го блока ЗАЭС | Непревышение вероятностных критериев безопасности по ОПБУ-2008 при фактических показателях надежности БРУ-А (вероятность возникновения ТА менее 10^{-4} 1/(реактор·год) | Квалификация подтверждена |
| | Экспериментальный метод по опытным данным эксплуатации | Анализ нарушений/отказов при эксплуатационных испытаниях и эксплуатации в проектных режимах (отсутствие положительного тренда потока отказов и соответствие показателей надежности Общим требованиям к арматуре) | |
| Установление внутренней квалификации БРУ-А на воде/пароводяной среде | Консервативный расчетно-экспериментальный метод по оценке теплогидродинамических нагрузок на рабочие органы клапанов в квалифицируемых и квалифицированных условиях | Непревышение теплогидродинамическими нагрузками на рабочие органы клапанов в неквалифицированных условиях соответствующих нагрузок в квалифицированных условиях: относительный критерий осевых нагрузок, вызванных скачками уплотнения, не более 1; относительный критерий горизонтальных нагрузок, вызванный стационарными гидроударами, не более 1 | Квалификация установлена консервативно, так как рассматриваемые условия квалификации относятся к ЗА |
| | Консервативный расчетно-экспериментальный* метод по оценке условий воздействия нестационарных гидроударов на рабочие органы клапанов | Условия возникновения межканальной теплогидродинамической неустойчивости в трубопроводной системе БРУ-А. Консервативно полагается, что возникновение неустойчивости приводит к недопустимым гидроударам | Квалификация установлена не полностью. Необходимы дополнительные реалистические оценки динамических нагрузок при гидроударах |

| Фаза квалификации | Метод квалификации | Критерии квалификации | Результаты квалификации |
|--|--|--|--|
| Установление квалификации БРУ-А в «жестких» условиях | Расчетный метод оценки прочности конструкции БРУ-А при сейсмических воздействиях | Непревышение допустимых напряжений в 150,4 МПа в металле конструкции БРУ-А при максимальном расчетном землетрясении 7 баллов | Квалификация установлена |
| | Расчетный метод оценки внешних условий при ПА с разрывом паропровода в помещении А-820 | Непревышение температуры окружающей среды по требованиям ТУ (70 °С) | Квалификация не установлена. Необходима замена/модернизация электроприводов |

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *НП 306.2.141-2008*. Загальні положення безпеки АС (ОПБУ-2008).
2. *Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89)*. – 1991.
3. *ПН АЭ Г-10-021-90 (НП-010-98)*. Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций, утверждены ГПАН СССР. – 1990.
4. *ПН АЭ Г-01-036-95*. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реактором типа ВВЭР (ТС ООБ). – 1995.
5. *ПН АЭ Г-03-33-93*. Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности. – 1993.
6. *Accident Management Programs in Nuclear Power Plants. A Guidebook // Technical Report Series No 368*. – Vienna: IAEA, 1994.
7. *Bukrinsky A.* Development of Deterministic Approach to the Beyond Design Basis Accident Management in Application to NPP units with WWER-1000 // SAM-99 Information Exchange Forum on «Severe Accident Management». – Obninsk (Russia), 18 – 22 October 1999.
8. *Antropov V., Bukrinsky A., Shvyryaev Yu.* Development of Methodology and List of BDBA for WWER-1000 for Quantitative Analysis // SAM-99 Information Exchange Forum on «Severe Accident Management». – Obninsk (Russia), 18 – 22 October 1999.
9. *Антропов В.Н., Букринский А.М., Кузнецов М.В.* О необходимости разработки рекомендаций к составлению руководства по управлению запроектными авариями на АС. – М.: НТЦ ЯРБ Госатомнадзора РФ, 2000.
10. *Кабанов Л.П., Козлова Н.А., Сулов А.И.* Техническое обоснование управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР-1000. – МЦЯБ-НТЦ ЯРБ РФ-РНЦ «Курчатовский институт», 2006.
11. *Vayssier G. et al.* Severe Accident Management Implementation and Expertise. AMM-SAMIME(00)-P009. – European Commission, 2000.
12. *OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures*. – Villigen-PSI (Switzerland), September 10 – 13 2001. (Pre-Print of the Proceedings).
13. *EPRI TR-103389*. Severe Accident Management Guidance. Technical Basis Report. – V. 1 and 2. – 1992.
14. *OECD Specialist Meeting on Severe Accident Management Program Development*. – Rome (Italy), September 1991.
15. *OECD Specialist Meeting on Severe Accident Management Implementation*, Niantic, Connecticut, USA, June 12 – 14, 1995.

16. *Asmolov V. et al.* Challenges Left in the Area of In-Vessel Melt Retention // FISA-99, EU Research in Reactor Safety Conclusion Symposium.
17. *Dorofeev S.* Turbulent Combustion and DDT Events as an Upper Bound for Hydrogen Mitigation Techniques. AECL-11762, NEA/CSNI/R(96)8 // Proc. OECD/NEA/CSNI Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques. – Winnipeg, Manitoba, May 13 – 15 1996.
18. *Bezlepkin V.V. et al.* Severe Accident Management Measures for Tianwan NPP with WWER-1000 // OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures. – Villigen-PSI (Switzerland), September 10 – 13 2001.
19. *Bukrinsky A.* Development of Deterministic Approach to the Beyond Design Basis Accident Management in Application to NPP Units with WWER-1000 // SAM '99 Meeting. – Obninsk (Russia), October 1999.
20. *IAEA-EBP-WWER-05.* Safety Issues and Their Ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants. – March 1996.
21. *NUREG/CR-6338.* Resolution of the Direct Containment Heating for All Westinghouse Plants with Large Dry or Subatmospheric Containments / M.M. Pilch et al. – 1996.
22. 5-Э-УНИК. Инструкция по ликвидации аварий и аварийных ситуаций на РУ энергоблока № 4 Ровенской АЭС с реактором ВВЭР-1000. – ГП НАЭК «Энергоатом», 2003.
23. *00.ГТ.Рз.04 А.* Руководства по управлению запроектными авариями энергоблоков ЗАЭС. – 1998.
24. *Beclman Ronald J.* Soviet-Designed Pressurized Water Reactor Symptomatic Emergency Operating Instruction Analytical Validation Procedure. International Nuclear Safety Program. – Idaho 83401 (USA), 2000.
25. *Regulatory Guide 1.177* US NRC. An Approach for Using PRA Assessment in Risk – Informed Decisions on Plant Specific Changes to the Licensing Basis. – 1998.
26. *Проект* углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС. Анализ аварийных последовательностей (моделирование деревьев событий). Руководство по проекту ВОА 1900083-A-R4 (ZPG-4). – ГП НАЭК «Энергоатом», 2001.
27. *Развитие* и оптимизация систем контроля АЭС с ВВЭР / В.И. Скалозубов, Д.В. Билей, Т.В. Габляя, Ю.А. Комаров, А.А. Ключников, И.М. Фольтов; Под ред. В.И. Скалозубова. – Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2008.
28. *Моделирование* аварий на ядерных энергетических установках атомных электростанций / В.Н. Васильченко, Е.З. Емельяненко, В.В. Ким, А.Е. Смышляев; Под общей ред. В.И. Скалозубова. – Одесса: «Резон 2000», 2002.
29. *1.ЯБ 1273.ИЭ-97.* Руководства по управлению запроектными авариями на энергоблоке № 1 Хмельницкой АЭС. – Госкоматом Украины.
30. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности действующих энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР: Руководящий документ. – Введ. приказом Госкоматома Украины № 386 от 27.11.95.

31. *КНД 306.302-96*. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности АС с реакторами типа ВВЭР на стадии выдачи разрешения на ввод в эксплуатацию. Руководящий нормативный документ.
32. *1.1-209В27*. Руководство по управлению запроектными авариями на энергоблоках № 1 и 2 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1994.
33. *3-Э-УНУК*. Руководство по управлению запроектными авариями на энергоблоке № 3 Ровенской АЭС. – Кузнецовск: Министерство энергетики Украины, НАЭК «Энергоатом», Ровенская АЭС, 1995/1998.
34. *43-923.203.254.ОБ.19.03-2003*. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). – Т. 19. ВАБ. – Ч. 3. Количественная оценка.
35. *Nuclear Europe Worldscan*. – 1999. – № 1-2.
36. *НП 306.2.106-2005*. Требования к проведению модификаций ядерных установок и порядку оценки их безопасности. – ГКЯР Украины, 2005.
37. *10054 DL13R*. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Отчет по анализу безопасности (ОАБ). – 2000.
38. *Звіт про виконання державної експертизи ЯРБ «Імовірнісний аналіз безпеки» енергоблока № 5 ЗАЕС*. – ДП ДНТЦ ЯРБ, 2002.
39. *РУ.00.ПТ.ГТ.ИЭ.05.А*. Инструкция по ликвидации аварий и аварийных ситуаций. – Запорожская АЭС, 1993.
40. Отчет по анализу безопасности. 5-й блок Запорожской АЭС. – ГП НАЭК «Энергоатом».
41. Отчет по анализу безопасности. 2-й блок Хмельницкой АЭС. – ГП НАЭК «Энергоатом».
42. Отчет по анализу безопасности. 4-й блок Ровенской АЭС. – ГП НАЭК «Энергоатом».
43. *Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Type // Information Exchange Forum*. – Obninsk, October 1998.
44. *Краткое описание текущей ситуаций в Украине в части использования расчетных кодов: (Отчет) / ГП ГНТЦ ЯРБ*. – 1998.
45. *Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Колеватых А.П. и др.* Расчетно-техническое обоснование противоаварийных процедур АЭС с ВВЭР-1000 // Изв. вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3, вып. 1. – С. 54 – 63.
46. *Власкин В., Кривошеин Г., Дизик Б. и др.* Разработка руководства по управлению запроектными авариями для реакторов РБМК-1500 ИАЭС // Энергетика. – 2007. – № 2, Т. 53.
47. *Кочарьянц О.* Анализ противоаварийных действий персонала с использованием полномасштабного тренажера ЗАЭС // Eighth Intern. Exchange Forum on Safety Analysis for Nuclear Power Plants of the VVER/RBMK. – Preston (Slovakia). – 2004.

48. INSAG-12. Basic safety principles for Nuclear Power Plants. – Vienna: IAEA, 1999.
49. *Applications of PRA for NPP*. TECDOC. – IAEA.
50. *Драм Т., Кляинхитнас И.Д., Кох М.К.* Анализ аварии на АЭС ТМ 1-2 с помощью кода ATHLET-CD // Атомная техника за рубежом. – 2007. – № 4. – С. 27 – 34.
51. *Совершенствование критериев безопасности топлива ВВЭР в условиях LOCA и RIA* // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ВНИИНМ – ФГУП ОКБ «ГП», – 2008.
52. *Bibilashvili Yu.K., Sokolov N.B., Andreeva-Andrievskaya L.N. et al.* Thermomechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions // Techn. Committee Meeting on Fuel behaviour under transient and LOCA conditions. – Halden (Norway), 10 – 14 September 2001.
53. *Sokolov N.B., Andreeva-Andrievskaya L.N., Tonkov V.Yu. et al.* Thermomechanical properties of irradiated Zr1%Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions. JAERI-Conf 2002-009 // Proc. Fuel Safety Research Specialists' Meeting. – Tokai (Japan), 4 – 5 March 2002. – P. 200 – 218.
54. *Кузнецов Ю.Н.* Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 с.
55. *Oh M.D., Corradini M.L.* A non-equilibrium model for large scale vapor explosions // Proc. Third Intern. Topical Meeting Reactor Thermal Hydraulics. – Newport (USA), 15 – 18 Oct. 1985. – V. 2. – P. 19. J.
56. *Бурдаков Н.С., Русинов Н.Я.* К вопросу безопасности ядерных реакторов. – Озерск: ВРБ. – 2005. – 42 с.
57. *Гордон Б.Г.* Проблемы идеологии безопасности // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
58. *Моделирование отказов по общей причине в рамках ВАБ АЭС на основе новых информационных технологий и подходов (ФГУП «Атомэнергопроект») // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.*
59. *Обеспечение локализирующих функций защитной оболочки НВАЭС-2 при запроектной аварии с течами из реакторной установки (ФГУП «Атомэнергопроект» – ИПБЯЭ РНЦ «Курчатовский институт») // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.*
60. *Safety Guide No. NS-G-1.10. Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants* // IAEA Safety Standards Series. – 2004.
61. *European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants*. Rev. C. V. 2. – 2001.
62. *Задачи обоснования СПОТ 30 для АЭС нового поколения (ФГУП ОКБМ – АЭП) // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.*

63. Особенности реализации процедуры «подпитка-сброс» на блоке 5 НВ АЭС (ФГУП ОКБ «Гидропресс» – НВАЭС) // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

64. Оценка напряженного состояния защитной оболочки АЭС при воздействии высоких температур, вызванных горением топлива упавшего самолета. ИБ РАЭ РАН // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

65. Щепетильников Э.Ю., Полетаев Г.Н., Проклов В.Б. Детерминистская методика расчета неопределенности результатов моделирования теплогидравлическим кодом // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

66. Glaeser H., Pochard R. Review on Uncertainty Methods for Thermal Hydraulic Computer Codes. – Pisa, 1994.

67. D'Auria F., Leonardi M., Pochard R. Methodology for the evaluation of thermalhydraulic codes accuracy. – Pisa, 1994.

68. Perrel C., Barre F. Validation of the DASM method used for sensitivity analysis and uncertainty evaluation in CATHARE-2 // NURETH-8. – Kyoto (Japan), September 30 – October 4 1997. – V. 1. – P. 333 – 339.

69. Вероятностный анализ безопасности 1-го уровня остановленного реактора 1-го блока Ростовской АЭС (ФГУП НИАЭП, Н.Новгород) // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

70. Звонарев Ю.А., Будаев М.А., Киселев Н.П. Разработка верификационной базы данных для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжелых авариях (РНИЦ «Курчатовский институт») // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

71. Семишкин В.П., Пажетнов В.В., Фризен Е.А., Локтионов В.Д. Тепло-механическое поведение корпуса ВВЭР в тяжелой аварии (ФГУП ОКБ «Гидропресс» – МЭИ) // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

72. Ефанов А.Д., Витушкина Н.М., Лукьянов А.А., Зайцев А.А. Анализ пространственных эффектов при распространении водорода в объеме контейнмента (ГНЦ РФ ФЭИ) // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

73. Моделирование динамики физико-химических форм динамики радиоактивного йода в защитной оболочке реактора ВВЭР при тяжелой аварии (ФГУП «ВНИПИЭТ» – ФГУП «АЭП») // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск (Россия): ФГУП ОКБ «ГП», 2008.

74. Технические обоснования безопасности Тяньванской АЭС. – СПБАЭП. – 2008.

75. Картышев А.В., Душкин А.А., Глухов И.С., Сегаль М.Д. Использование тонкораспыленной воды для повышения противопожарной защиты АЭС // Новые технологии пожаротушения. – 2008.

76. *Противопожарная защита кабельных сооружений и коммуникаций АЭС // Проблемы обеспечения безопасности АЭС.* – М.: МАИ, 2008.

77. *Технические предложения по обеспечению пожарной безопасности кабельного хозяйства АЭС // МВД России – ВНИИ ПО.* – 2008.

78. *Типовая инструкция по тушению пожаров на электроустановках АЭС / МВД России – Росэнергоатом.* – 2001.

79. *Sauvage E., Musoyan G. Nuclear Reactor Severe Accident Analysis: Application and Management Guidelines // SARnet 17.* – Budapest (Hungary), April 1 – 11 2008.

80. *Казачков И.В., Могаддам Али Хасан.* Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС. – К., 2008. – 172 с.

81. *IAEA Training in Level 2 PSA. Severe Accident Phenomena.*

82. *Hofmann P, Hagen S, Schanz G., Skokan A.* Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures // *Nuclear Technology* 87. – 1989. – P. 146 – 186.

83. *EUR 21026. FISA 2003: EU research in reactor safety.* – Luxembourg, 10 – 13 November 2003.

84. *SARNET, WP_7, SARP05-Table-Phenomena.doc, 13.12.2005.*

85. *EP24-2004.210.ОД.2.* Корректировка и обновление ВАБ энергоблока № 5 ЗАЭС. Анализ надежности персонала.

86. *ВАБ 1-го уровня для работы энергоблока на пониженном уровне мощности и в состоянии останова: ОАБ 5-го блока ЗАЭС.* – 21.5.59.ОБ.04.4.

87. *Вероятностный анализ безопасности 1-го уровня по отношению к внутренним пожарам: Финальный отчет.* – 21.5.59.ОБ.04.02.

88. *Разработка ВАБ в соответствии с регулируемыми требованиями ВАБ 1-го уровня по отношению к внешним экстремальным воздействиям при работе энергоблока на номинальном уровне мощности: (Финальный отчет).* – 05.ТН.ЗП.ОТ.113.

89. *Запорожская АЭС, энергоблок № 5: Отчет по анализу безопасности. Вероятностный анализ безопасности. Анализ последствий от нарушений тепловода от бассейна выдержки и перегрузки топлива.* – 05.ТН.ЗП.ОТ.92.

90. *Звонарев Ю., Будаев М., Кобзарь В., Волчек А.* Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР // *Code application and PSA methodologies. Paper No 1. The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005).* – Aix-en-Provence (France), 14 – 16 November 2005.

91. *Yegorova L., Asmolov V., Abyshov G. et al.* Data Base on the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity Initiated Accident Conditions // *NUREG/IA-0165 (IPSN99/08-02, NSI RRC KI 2179).* – 1999. – V. 1, 2, 3.

92. *Asmolov V., Yegorova L.* The Russian RIA Research Program: Motivation, Definition, Execution and Results // *Nuclear Safety.* – 1996. – V. 37, No.4.

93. *Papin J., Balourdet M., Lemoine F. et al.* French Studies on High Burnup Fuel Transient Behavior under RIA Conditions // *Nuclear Safety.* – 1996. – V. 37, No. 4.

94. *Asmolv V., Yegorova L., Kaplar E. et al.* Development of Data Base with Mechanical properties of Un- and Preirradiated VVER Cladding // Proc. Twenty-Fifth Water Reactor Safety Information Meeting. – 1997. – NUREG/CP-0162. – V. 2.

95. *Bibilashvili Yu., Sokolov N., Asmolv V. et al.* Experimental Study of VVER High Burnup Fuel Rods at the BGR Reactor Under Narrow Pulse Conditions // Proc. 2000 Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance. – Park City (Utah, USA). – 10 – 13 April 2000.

96. *Исследование поведения топлива легководных реакторов в аварийных условиях (ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР» – «ВНИИНМ» – РИЦ «Курчатовский институт») // 7-я конф. по реакторному материаловедению. – Димитровград, 8 – 12 сентября 2003.*

97. *Bibilashvili Yu.K., Sokolov N.B., Andreeva-Andrievskaya L.N. et al.* Thermo-mechanical properties of zirconium-based alloys oxidized claddings in LOCA simulating conditions // Proc. IAEA Technical Committee Meeting «Fuel behaviour under transient and LOCA conditions». – Halden (Norway), 10 – 14 September 2001.

98. *Sokolov N.B., Andreeva-Andrievskaya L.N., Tonkov V.Yu. et al.* Thermo-mechanical properties of irradiated Zr1%Nb alloy claddings in LOCA simulating conditions // Proc. Fuel Safety Research Specialists' Meeting: JAERI-Conf 2002-009. – Tokai (Japan), 4 – 5 March 2002. – P. 200 – 218.

99. *Спассков В.П., Шумский А.М., Семишкин В.П.* Реакторные исследования аварийного поведения активной зоны ВВЭР на петлевой установке ПВП-2 реактора МИР // Тр. Междунар. конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР»: Теплофизика-98. – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 26 – 29 мая 1998. – Т. 2. – С. 42 – 51.

100. *Bibilashvili Yu.K., Sokolov N.B., Salatov A.V. et al.* VVER-1000 type fuel assembly tests on electroheated facilities in LOCA simulating conditions // Proc. IAEA Technical Committee Meeting «Fuel behaviour under transient and LOCA conditions». – Halden (Norway), 10 – 14 September 2001. – IAEA-TECDOC-1320. – P. 169 – 185.

101. *Егорова Л.А., Горячев А.В., Штукерт Ю.А. и др.* Результаты материаловедческих исследований модельных сборок ВВЭР/КОРА-1 и ВВЭР/КОРА-2 // Сб. тез. докл. 4-й межотрасл. конф. по реакторному материаловедению. – Димитровград, 15 – 19 мая 1995. – С. 39.

102. *Firnhaber M., Yegorova L., Brockmeier et al.* CORA-W2 Experiment on Severe Fuel Damage for a Russian Type PWR // OECD/NEA-CSNI International Standard Problem ISP36. – GRS-120, February 1996.

103. *Knudson D.L., Rempe J.L.* SCDAP/RELAP5-3D: A State of the Art Tool for Severe Accident Analyses // 2002 RELAP5 Intern. Users Seminar. – Park City (Utah, USA). – 2002.

104. *Носатов В., Стрижов В.* Анализ тяжелых аварий реакторов ВВЭР с использованием кода MELCOR-1.8.5. – М.: ИБРАЭ РАН, 2009.

105. *Lajtha G., Raimond E., Kostka P.* Severe Accident Codes for L2 PSA (AS-TEC Requirements) // ERMSAR meeting. – Bulgaria, 1 September 2008.

106. *ТР.0.38.01.1656*. О регулировании расхода впрыска в 1-й контур от насосов САОЗ ВД при компенсируемых течах теплоносителя 1-го контура на РУ В-302 и В-338 энергоблоков № 1 и № 2 ЮУАЭС: Концептуальное техрешение. – 2008.

107. *Комаров Ю.А., Кочнева В.Ю., Скалозубов В.И. и др.* Вероятностные оценки влияния на безопасность квалификации БРУ-А ВВЭР-1000/В-320 при двухфазных режимах и в «жестких» условиях // Проблемы безопасности АЭС и Чернобиля. – 2010. – Вып. 13. – С. 38 – 47.

108. *Богодист В.В., Скалозубов В.И., Скалозубов К.В. и др.* Консервативный метод обоснования квалификации БРУ-А АЭС с ВВЭР-1000 при двухфазных режимах истечения // Проблемы безопасности АЭС и Чернобиля. – 2009. – Вып. 12. – С. 69 – 71.

109. *Скалозубов В.И., Шавлаков А.В., Комаров Ю.А.* Теоретические основы распространения экспериментальной квалификации БРУ-А в пароводяных режимах на натурные условия ВВЭР-1000/В-320 // Проблемы безопасности АЭС и Чернобиля. – 2009. – Вып. 12. – С. 86 – 92.

Оглавление

| | |
|--|------------|
| Список сокращений..... | 3 |
| Введение..... | 7 |
| Глава 1. Основные положения по управлению авариями..... | 9 |
| 1.1. Общие положения регулирования и регламентирования управления авариями..... | 9 |
| 1.1.1. Основные нормативные требования и положения..... | 9 |
| 1.1.2. Критерии безопасности..... | 17 |
| 1.2. Идентификация перечней запроектных аварий..... | 24 |
| 1.3. Подходы по управлению запроектными авариями..... | 46 |
| 1.4. Методы моделирования запроектных аварий..... | 86 |
| 1.4.1. Детерминистские методы моделирования..... | 88 |
| 1.4.2. Вероятностные методы моделирования..... | 102 |
| 1.4.3. Экспериментальное моделирование..... | 112 |
| Глава 2. Особенности моделирования и управления тяжелыми авариями в корпусных реакторах..... | 118 |
| 2.1. Основные процессы и этапы развития тяжелых аварий..... | 118 |
| 2.2. Методы моделирования тяжелых аварий..... | 145 |
| 2.3. Анализ результатов моделирования тяжелых аварий..... | 179 |
| 2.4. Основные принципы и требования к средствам моделирования и руководствам по управлению тяжелыми авариями..... | 231 |
| Глава 3. Методические основы управления запроектными авариями..... | 243 |
| 3.1. Основные положения методического обеспечения управления запроектными авариями..... | 243 |
| 3.2. Идентификация обобщенных групп исходных и аварийных последовательностей..... | 249 |
| 3.3. Метод идентификации признаков (симптомов) запроектных аварий..... | 252 |
| 3.4. Обобщенный алгоритм управления запроектными авариями..... | 255 |
| Глава 4. Управление запроектными авариями с потерей теплоносителя на номинальной мощности реактора..... | 259 |
| 4.1. Основные результаты моделирования запроектными авариями с потерей теплоносителя..... | 259 |

| | |
|--|-----|
| 4.2. Идентификация признаков (симптомов) ИС аварий с потерей теплоносителя | 289 |
| 4.3. Анализ регламентированных действий по управлению и ликвидации аварий с потерей теплоносителя..... | 311 |
| 4.4. Обобщенные алгоритмы управления авариями с потерей теплоносителя | 356 |
| 4.5. Перспективные технические мероприятия по обоснованию и повышению эффективности управления авариями с межконтурными течами | 368 |
| 4.5.1. Модернизация систем управления и контроля процессов аварий с межконтурными течами..... | 368 |
| 4.5.2. Консервативная внутренняя и внешняя квалификация БРУ-А..... | 381 |
| Список литературы..... | 388 |

Проведено аналіз стану та досвіду розробок з моделювання та управління позапроектними (у тому числі тяжкими) аваріями на атомних електростанціях. Запропоновано методичне забезпечення керівництв з управління позапроектними аваріями з втратою теплоносія на основі модельованих критичних конфігурацій систем, що забезпечують виконання необхідних функцій безпеки реакторної установки. Представлено проект симптомно-орієнтованих керівництв з управління позапроектними аваріями з втратою теплоносія на серійних енергоблоках з ВВЕР 1000 на основі розробленого методичного забезпечення та відомих результатів поглибленого аналізу безпеки.

Монографія призначена для наукових робітників і фахівців у галузі ядерної енергетики, а також для аспірантів і студентів старших курсів енергетичних спеціальностей.

Наукове видання

**Скалозубов Володимир Іванович, Ключников Олександр Олександрович,
Колиханов Віктор Миколайович**

ОСНОВИ УПРАВЛІННЯ ПОЗАПРОЕКТНИМИ АВАРІЯМИ З ВТРАТОЮ ТЕПЛОНОСІЯ НА АЕС ІЗ ВВЕР

Монографія

(Російською мовою)

Підп. до друку 15.03.10. Формат 70×100¹/₁₆.
Папір офсет. Гарнітура Таймс. Друк офсет.
Ум. друк. арк. 17,9. Тираж 500 прим. Зам. № 0-59.

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України
Київська обл., 07270, м. Чорнобиль, вул. Кірова, 36-а
Свідоцтво суб'єкта видавничої справи ДК № 2114 від 25.02.2005 р.

ЗАТ "Книга"

04053, м. Київ-53, вул. Артема, 25.

Свідоцтво про внесення до Державного реєстру виготівників ДК № 2325 від 25.10.2005 р.

Скалозубов Владимир Иванович
доктор технических наук, профессор
начальник отдела анализа безопасности АЭС
Института проблем безопасности АЭС
Национальной академии наук Украины

Ключников Александр Александрович
академик Национальной академии наук Украины
директор Института проблем безопасности АЭС
Национальной академии наук Украины

Колыханов Виктор Николаевич
зав. сектором отдела анализа безопасности АЭС
Института проблем безопасности АЭС
Национальной академии наук Украины

