



XA9949243

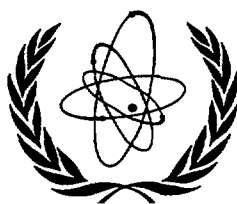
РУКОВОДСТВО ПО АНАЛИЗУ АВАРИЙ В СТОЯНОЧНЫХ РЕЖИМАХ ДЛЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА ВВЭР

**ПУБЛИКАЦИЯ ВНЕБЮДЖЕТНОЙ
ПРОГРАММЫ ПО
БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С
РЕАКТОРАМИ РБМК И ВВЭР**

Январь 1998

L

30 - 10



Оригинал настоящего документа выпущен на английском языке
Секцией оценки безопасности Международного агентства по атомной энергии
Wagramerstrasse 5
P.O.Box 100
A-1400 Vienna, Austria

Перевод на русский язык подготовлен
в ОКБ "Гидропресс"
Российская Федерация
142103 Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе 21

РУКОВОДСТВО ПО АНАЛИЗУ АВАРИЙ В СТОЯНОЧНЫХ РЕЖИМАХ
ДЛЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА ВВЭР
МАГАТЭ, ВЕНА, 1998
IAEA-EBP-WWER-09
ISSN 1025-2762

© IAEA, 1998

Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Январь 1998

ПРЕДИСЛОВИЕ

В 1990 г. МАГАТЭ приступило к реализации программы оказания помощи странам Восточной Европы и всего Советского Союза в оценке безопасности АЭС с реакторами первого поколения ВВЭР-440/230, эксплуатируемыми в этих странах. Главными целями программы были: выявление основных проектных и эксплуатационных проблем безопасности, установление международного консенсуса по приоритетам мероприятий по повышению безопасности и обеспечение помощи в экспертизе полноты и адекватности программ повышения безопасности.

В 1992 г. программу расширили с целью охвата действующих и строящихся электроблоков с реакторами РБМК, ВВЭР-440/213 и ВВЭР-1000. Программу дополняют национальные проекты и программы регионального технического сотрудничества.

Программа реализуется посредством миссий по рассмотрению безопасности конкретных энергоблоков, имеющих целью оценку адекватности практики проектных решений и методов эксплуатации, ASSET-миссий (группа по оценке событий, важных для безопасности) по рассмотрению эксплуатационных характеристик, анализа проекта, включая рассмотрение сейсмической безопасности, и тематических совещаний по проблемам безопасности, имеющим отношение к различным энергоблокам. К другим элементам программы относятся: контрольные миссии безопасности на АЭС по проверке состояния выполнения рекомендаций МАГАТЭ, оценка всех внедренных или предлагаемых мероприятий по повышению безопасности, экспертиза исследований безопасности и учебные семинары. Кроме того, МАГАТЭ ведет базу данных по техническим проблемам безопасности, выявленным на каждом энергоблоке, и состоянию внедрения мероприятий и повышению безопасности. Важным элементом также является помощь МАГАТЭ в усилении регулирующих органов.

Программа имеет статус внебюджетной и зависит от добровольных взносов стран-членов МАГАТЭ. Руководящие комитеты по реакторам ВВЭР и РБМК осуществляют координацию и содействуют формированию позиции МАГАТЭ по техническим проблемам, а также служат форумом для обмена информацией с Комиссией европейских сообществ (КЕС) и другими международными и финансовыми организациями. Стратегия и результаты программы рассматриваются на совещаниях Консультативной группы.

Программа, учитывающая результаты других национальных, двухсторонних и многосторонних программ, служит форумом для достижения международного консенсуса по технической основе повышения безопасности АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК.

МАГАТЭ также оказывает технические консультации координирующему органу, организованному при содействии КЕС группой 24 экономически развитых стран Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР) с целью оказания технической помощи странам Восточной Европы и бывшего Советского Союза в области ядерной безопасности.

Результаты, рекомендации и выводы программы МАГАТЭ предназначены только в помощь тем национальным инстанциям по принятию решений, которые единственно ответственны за регулирование и безопасную эксплуатацию АЭС своих стран. Более того, эти результаты, рекомендации и выводы не заменяют всесторонней оценки безопасности, которую требуется выполнить в рамках национального процесса лицензирования.

ПРИМЕЧАНИЕ РЕДАКЦИИ

При подготовке данного материала к печати сотрудники Международного агентства по атомной энергии собрали и сделали сквозную нумерацию страниц рукописи(ей). Выраженные взгляды не обязательно отражают взгляды правительств стран-членов или организаций, под эгидой которых рукопись(и) была(и) созданы.

Названия стран-членов сохранены в том же виде, какими они были на момент составления текста.

Использование в данной книге ссылок на отдельные страны или территории не подразумевает какого-либо мнения издателя, МАГАТЭ, как относительно юридического статуса данной страны или территории, правительственных и общественных институтов, так и их границ.

Упоминание отдельных компаний или их изделий или фирменных знаков (независимо от того, были ли они зарегистрированы или нет) не означает какого-либо одобрения или рекомендаций со стороны МАГАТЭ.

СОДЕРЖАНИЕ

АННОТАЦИЯ	7
1. ВВЕДЕНИЕ.....	8
1.1. Основные сведения.....	8
1.2. Назначение и применимость руководства	9
1.3. Построение руководства.....	9
2. УЯЗВИМОСТЬ ГЛАВНЫХ ФУНКЦИЙ БЕЗОПАСНОСТИ В УСЛОВИЯХ ОСТАНОВА	10
2.1. Поддержание подкритичности активной зоны.....	11
2.2. Охлаждение активной зоны.....	11
2.3. Охлаждение бассейна выдержки отработавшего топлива.....	12
2.4. Предотвращение выхода радиоактивных материалов.....	13
3. ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ СОСТОЯНИЯ И УСЛОВИЯ УСТАНОВКИ	14
4. СОБЫТИЯ, ПОДЛЕЖАЩИЕ РАССМОТРЕНИЮ	20
4.1. Перечень исходных событий.....	20
4.2. Примеры событий и возможные отказы при осуществлении аварийных сценариев	26
5. КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ	28
6. ДОПУЩЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ АВАРИЙ.....	32
6.1. Начальные условия.....	32
6.2. Контрольно-измерительная аппаратура.....	32
6.3. Готовность систем и компонентов	32
6.4. Действия оператора	33
6.5. Допущения модели	34
7. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА И КОМПЬЮТЕРНЫЕ КОДЫ.....	34
7.1. Обеспечение качества.....	34
7.2. Компьютерные коды.....	35
7.2.1. Документация и верификация компьютерных кодов.....	35
7.2.2. Особые характеристики кодов, требуемые при анализе.....	35
ЛИТЕРАТУРА	39
ПРИЛОЖЕНИЕ	41
ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ.....	45
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ.....	47

АННОТАЦИЯ

Происходящие в условиях останова эксплуатационные события вносят значительный вклад в увеличение риска аварии на АЭС, так как станционные возможности как по предупреждению, так и по ограничению аварий в определенной степени снижаются. Необходимость наличия более подробной информации при проведении анализа аварии и рассмотрении его результатов для АЭС с ВВЭР рассматривается в качестве приоритетной задачи в рамках Внебюджетной программы МАГАТЭ по безопасности АЭС с ВВЭР и РВМК.

Настоящее руководство разработано в ходе двух совещаний консультантов в 1995 и 1996 годов. В руководстве определен набор критериев для проведения детерминистского анализа аварий, вызванных событиями в условиях останова. Настоящее издание имеет отношение главным образом к расчетам, подобным выполняемым для лицензионных целей, и может, до определенной степени, быть использовано также для разработки, усовершенствования или обоснования станционных пределов и условий, аварийных эксплуатационных инструкций, программ обучения для оператора и вероятностных исследований безопасности. Руководство применимо для всех АЭС с ВВЭР, находящихся в настоящее время в эксплуатации и/или строящихся.

1. ВВЕДЕНИЕ

1.1. ОСНОВНЫЕ СВЕДЕНИЯ

Происходящие в условиях останова эксплуатационные события вносят значительный вклад в увеличение риска аварии на АЭС, так как стационарные возможности как по предупреждению, так и по ограничению аварий в определенной степени снижаются, например, из-за:

- блокировки автоматического включения некоторых систем безопасности;
- нахождения некоторого оборудования на обслуживании или ремонте;
- сниженного объема теплоносителя как в первом, так и во втором контуре в некоторых режимах;
- некоторого отключенного измерительного оборудования и неосуществляющихся замеров;
- разуплотненного первого контура; и
- открытой гермооболочки; и т.д.

Большой объем работ по обслуживанию и большое количество персонала при перегрузке топлива, предупредительном и восстановительном ремонтах, реконструкции, выполнении программы испытаний образцов-свидетелей и эксплуатационном контроле могут значительно увеличить вероятность несанкционированного события.

Наиболее значительный вклад в увеличение риска вносят события, приводящие к разбавлению борного раствора и прекращению отвода остаточных тепловыделений как по причине отказов оборудования, так и по причине ошибок персонала.

Отсутствие систематического анализа аварий на останове рассматривается как проблема безопасности в отчетах МАГАТЭ по проблемам безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР и их категориям [1,2]. В этих же отчетах среди прочего рекомендовалось как можно скорее начать расширенное исследование в отношении аварий на пониженной мощности и при стояночных условиях; возможный риск следует оценивать, используя детерминистский подход; следует принять меры для разрешения проблемы уязвимых мест конкретной станции, обнаруженных в результате исследования.

В качестве первого шага по решению проблемы и для оказания содействия в повышении безопасности на останове странам-членам МАГАТЭ, эксплуатирующим АЭС с ВВЭР, в ноябре 1995 г. МАГАТЭ созвало тематическое совещание для обмена информацией по соответствующим эксплуатационным событиям, аналитическим исследованиям и контрмерам для ВВЭР, а также определения необходимости в дальнейших действиях и их направлений. На тематическом совещании в качестве первоочередной задачи была предложена разработка руководства по анализу аварий в стояночных режимах. Данное руководство должно дополнять руководство МАГАТЭ [4], в котором речь идет в основном об авариях в условиях работы на мощности. Это руководство не может быть применено в полном объеме для стояночных условий, например, из-за различных перечней исходных событий, различных критериев приемлемости, различного подхода к применимости критерия единичного отказа, особых характеристик требуемых компьютерных программ и т.д.

1.2. НАЗНАЧЕНИЕ И ПРИМЕНИМОСТЬ РУКОВОДСТВА

Руководство предназначено для определения набора критериев, как концептуальных, так и формальных, для проведения детерминистского анализа аварий, вызванных событиями в стояночных режимах. Данные критерии покрывают все аспекты аварий - нейтронные, теплогидравлические, механические и радиологические. Руководство должно обеспечивать основу для оценки уязвимости станции по отношению к разрушению барьеров на пути выхода радиоактивности в окружающую среду и возможностей управления риском. Настоящий отчет имеет отношение главным образом к расчетам, подобным выполняемым для целей лицензирования. До определенной степени, оценки могут быть использованы также для разработки, усовершенствования или обоснования стационарных пределов и условий, аварийных эксплуатационных инструкций, программ обучения для оператора и вероятностных исследований безопасности.

Руководство применимо для всех АЭС с ВВЭР, находящихся в настоящее время в эксплуатации и/или строящихся. В общем и целом, руководство рассматривает характерные аварии, происходящие в стояночных режимах, но большее внимание уделено нейтронному и теплогидравлическому аспектам аварий, таким, как, например, ухудшение отвода остаточных тепловыделений от активной зоны, к которым применяется более сложный методологический подход.

Что касается стационарных условий, руководство рассматривает в основном режимы холодного останова и перегрузки топлива. Данное ограничение оправдывается тем, что большинство остальных стояночных режимов рассматривается в руководстве [4]. Ряд рекомендаций, без сомнения, применим также и для других условий останова.

Требования и рекомендации по объему и содержанию анализа аварии отражены в нескольких отчетах МАГАТЭ, в том числе в Своде положений по безопасности атомных электростанций: проектирование [5], в Своде положений по безопасности атомных электростанций: правительственная организация регулирования вопросов безопасности АЭС [6], в руководствах по безопасности 50-SG-D11 [7] и 50-SG-D2 [8]. Хотя это и не выделено особо, вышеуказанные требования по проведению анализа аварии применимы также и к стояночным режимам. С другой стороны, указанные отчеты не содержат специфических рекомендаций по рассмотрению аварий на останове. Более того, в отличие от положения с авариями при работе на мощности, по данному вопросу не разработано ни одного национального стандарта. Публикации по анализу аварий в стояночных режимах встречаются очень редко, и, например, в системе INIS МАГАТЭ не найдено ни одного файла по данному вопросу. Такое положение существует вопреки факту, что уже проведены несколько вероятностных исследований безопасности [9], [10], [12], включающих оценку риска в стояночных режимах.

По вышеприведенным причинам настоящее руководство может только частично основываться на опыте современных подходов, принятых как в восточных, так и в западных странах, проводящих анализы аварий. Основным источником информации для настоящего руководства послужило первое из двух совещаний МАГАТЭ по данному вопросу. Там, где это было возможно, использовано также и руководство по проведению анализа аварий при работе на мощности [4].

1.3. ПОСТРОЕНИЕ РУКОВОДСТВА

В разделе 2 настоящего руководства кратко суммируются основные проблемы, возникающие при снижении возможностей станции в стояночных режимах поддерживать главные функции безопасности, которыми в стояночных режимах являются поддержание подкритичности активной зоны, охлаждение активной зоны,

охлаждение бассейна выдержки отработавшего топлива и предотвращение утечки радиоактивных материалов.

В разделе 3 описываются эксплуатационные состояния и условия на установке с точки зрения основных параметров установки, режим отвода остаточных тепловыделений, наличие измерительных приборов и систем, важных для безопасности. Дается предложение о более детальном разбиении стояночных режимов на эксплуатационные состояния установки (ЭСУ).

В разделе 4 дается методика надлежащего выбора исходных событий. Приводятся также примеры наиболее типичных событий из опыта эксплуатации реакторов ВВЭР-440 на Богунце, Пакше и Ровно.

В разделе 5 объясняется подход к определению критериев приемлемости для конкретных групп аварий.

В разделе 6 обсуждаются допущения, принимаемые при проведении анализа аварии в результате постулированного события, в особенности, когда от анализа требуется достаточная консервативность, т.е. он должен дать результаты, обосновывающие достаточные запасы безопасности. Данные допущения учитывают начальные условия на установке, измерительные приборы, готовность систем, действия оператора и некоторые допущения при моделировании.

В разделе 7 суммируются рекомендации по обеспечению качества анализа аварии, выбор и применение компьютерных программ.

В настоящем руководстве не содержится примеров анализов для стояночных режимов эксплуатации. Однако, сделана ссылка на примеры, приведенные в [4], в качестве хорошего руководства по методологии проведения анализа и представления результатов.

2. УЯЗВИМОСТЬ ГЛАВНЫХ ФУНКЦИЙ БЕЗОПАСНОСТИ В УСЛОВИЯХ ОСТАНОВА

Приблизительно 10-20% от всего ресурса установки приходится на стояночные режимы эксплуатации. Так как установка находится в так называемом состоянии безопасного останова, эксплуатирующий персонал может быть неосведомлен о существующем высоком риске в условиях останова. Риски в стояночных режимах эксплуатации могут быть связаны с:

- возможностью малого запаса подкритичности;
- сниженным объемом теплоносителя;
- ограниченным по сравнению с работой на мощности наличием измерительных приборов и средств контроля первого контура;
- частичным или полным отключением или изолированием некоторых систем безопасности;
- снижением защитной функции открытой гермооболочки;
- повышенной вероятностью аварии из-за ошибки персонала.

На основании концепции глубоко эшелонированной защиты (INSAG-3, Основные принципы безопасности АЭС) в условиях безопасного останова требуется обеспечение следующих главных функций безопасности, предотвращающих разрушение топливной оболочки как первого защитного барьера и последующего выхода радиоактивности:

- поддержание подкритичности активной зоны;

- обеспечение охлаждения активной зоны (циркуляция теплоносителя, контроль объема теплоносителя, наличие теплоотвода, наличие электроснабжения, целостность системы теплоносителя); и
- обеспечение охлаждения бассейна выдержки отработавшего топлива.

Целостность топливных оболочек особенно важна в ситуациях, когда реактор и/или гермооболочка открыты.

2.1. ПОДДЕРЖАНИЕ ПОДКРИТИЧНОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Поддержание подкритичности активной зоны означает принятие всех мер для предотвращения критичности активной зоны, всплесков мощности или потери запаса останова и обеспечение прогнозирования и мониторинга нейтронного потока в активной зоне.

Перед расхолаживанием реакторов ВВЭР для перегрузки топлива концентрация борной кислоты в теплоносителе повышается до 12-16 г/кг (ВВЭР-440) или до 16 г/кг (ВВЭР-1000) и стержни СУЗ вводятся в активную зону, что обеспечивает достаточный запас подкритичности в условиях холодного останова/перегрузки топлива.

Однако, возможны отказы некоторого оборудования и/или ошибки оператора, которые потенциально могут привести к снижению запаса подкритичности активной зоны. Наиболее вероятной причиной может быть так называемое разбавление борного раствора, когда неборированная (или с малой концентрацией борной кислоты) вода поступает в активную зону из внешних источников, таких как:

- чистая вода, оставшаяся в ионообменных фильтрах системы очистки теплоносителя первого контура после их промывки;
- чистая вода, используемая при дезактивации;
- чистая вода от насосов подпитки;
- охлаждающая вода из неплотных теплообменников.

Основной способ снижения риска разбавления борного раствора заключается в своевременном отсечении потенциальных источников неборированной воды от системы первого контура.

2.2. ОХЛАЖДЕНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Потеря теплоотвода от активной зоны на останове может быть вызвана отказом функции отвода остаточных тепловыделений.

События со значительной потерей охлаждения, происходящие непосредственно после останова реактора, могут быстро привести к вскипанию теплоносителя и разгерметизации топливной оболочки, если функция охлаждения не восстановлена.

На АЭС с ВВЭР функция отвода остаточных тепловыделений осуществляется или системами отвода остаточных тепловыделений в первом контуре (ВВЭР-1000), или системами отвода остаточных тепловыделений во втором контуре (ВВЭР-440). Некоторые проекты ВВЭР-440 (Ровенская АЭС и АЭС Моховце) имеют их как в первом, так и во втором контуре.

Потеря функции охлаждения активной зоны может произойти из-за:

- снижения объема теплоносителя;
- ухудшения циркуляции теплоносителя первого контура;
- отказов оборудования систем отвода остаточных тепловыделений; и
- отказов вспомогательных систем.

Основными событиями, приводящими к потере теплоотвода от активной зоны из-за ухудшения циркуляции теплоносителя в результате рабочих операций в стояночных режимах, являются:

- несанкционированное дренирование первого контура, например, в результате ошибочного открытия дренажных клапанов или нарушения в работе трубопровода продувки первого контура;
- ошибочная подача азота в первый контур из системы азота высокого давления или из отсеченных петель через неплотные главные запорные задвижки (ГЗЗ) (для ВВЭР-440); и
- падение давления в первом контуре при быстром расхолаживании, приводящее к образованию пузырьков в первом контуре.

Основными событиями, приводящими к потере теплоотвода от активной зоны по причине отказов вспомогательных систем и оборудования системы отвода остаточных тепловыделений, являются:

- обесточивание в стояночных условиях; такое событие может быть более вероятным при уменьшении количества источников энергии;
- потеря охлаждающей воды для некоторых узлов; это может привести к отказам некоторых компонентов системы безопасности, таких как насосы САОЗ и т.д., которые выполняют функцию охлаждения активной зоны;
- потеря технической воды, что приводит к потере работоспособности охладителей; и
- отказ оборудования по причине кавитации в насосе системы отвода остаточных тепловыделений, кавитации в регулирующих клапанах и диафрагмах; такое событие может быть более вероятным, когда уровень теплоносителя первого контура находится ниже отметки горячей нитки.

Для более подробных исследований функция безопасности по охлаждению активной зоны может быть, в свою очередь, разбита на следующие функции безопасности:

- отвод остаточных тепловыделений;
- контроль объема теплоносителя;
- наличие электроснабжения;
- контроль целостности первого контура.

Подобное разбиение было использовано, например, в руководстве [11].

2.3. ОХЛАЖДЕНИЕ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА

На АЭС с ВВЭР существует два различных типа топливных бассейнов: внутри и снаружи гермооболочки. В бассейне выдержки отработавшего топлива поддерживается уровень воды для обеспечения необходимого охлаждения и минимизации доз при операциях с топливом. Топливо в бассейне охлаждается через систему расхолаживания бассейна выдержки. Температура в бассейне поддерживается на уровне, достаточном для предотвращения кипения теплоносителя и перегрева хранящегося топлива, который может привести к выходу радиоактивности. Время до повреждения топлива

относительно велико, и зависит от объема воды и количества отработавшего топлива в бассейне. Наиболее уязвимый случай - выгрузка всей активной зоны в бассейн выдержки отработавшего топлива при обследованиях корпуса реактора.

При работе на мощности могут произойти различные нарушения, касающиеся охлаждения бассейна выдержки, а в условиях останова к ним могут добавиться следующие отказы:

- потеря охлаждающих линий бассейна выдержки, когда одна из них отключена для обслуживания электрической и контрольно-измерительной частей;
- ухудшение защитных барьеров при открытой гермооболочке;
- возможность потери запаса воды из-за утечки теплоносителя через неплотности в бассейне или в петлях расхолаживания, шахту реактора и/или первый контур и связанные с ним системы; и
- падение тяжелых грузов при их транспортировке над бассейном выдержки.

Следует также отметить, что достаточно высокий уровень теплоносителя в бассейне выдержки является существенной мерой для экранирования отработавшего топлива и, таким образом, предотвращения высоких уровней радиации в гермооболочке или в другом пространстве над шахтой реактора. Прямые радиологические последствия понижения уровня в бассейне выдержки следует также принять во внимание.

2.4. ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫХОДА РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

При плановом останове для перегрузки топлива и обслуживания потенциальные источники выхода радиоактивности находятся в активной зоне реактора и в бассейне выдержки отработавшего топлива, как в самом топливе, так и в загрязненном теплоносителе.

Гермооболочка может быть открыта или закрыта в зависимости от режимов останова конкретной установки. На некоторых установках гермооболочка закрыта при всех условиях, кроме перегрузки топлива, на других нет. Более того, на реакторах ВВЭР-440 в режимах эксплуатации со снятой крышкой реактора активная зона непосредственно сообщается с реакторным залом, который не является герметичной зоной. Нахождения спринклерной системы в рабочем состоянии при холодном останове и перегрузке не требуется. Нахождения приборов контроля герметичности гермооболочки в рабочем состоянии также не требуется. Таким образом, способность гермооболочки выполнять свою задачу может снизиться, в то время как сама задача снижения радиологических последствий за пределами площадки остается той же. Данная способность гермооболочки может быть также снижена в результате соединения первого и второго контуров через парогенератор.

При потере отвода остаточных тепловыделений со снижением объема теплоносителя в реакторе время разогрева активной зоны до кипения сравнительно невелико и зависит от типа реактора ВВЭР. Когда начинается кипение, уровень воды в реакторе понижается и возможно оголение топливных сборок. В конце концов, при развитии ситуации может произойти повреждение топлива, и, при сниженной способности гермооболочки, радиоактивность может выйти в окружающую среду. Основной вклад в риск значительного выхода продуктов деления в окружающую среду вносят оборудование и шлюзы для персонала в гермооболочке. Предотвращение выхода радиоактивных материалов за пределы гермооболочки может быть достигнуто своевременным закрытием гермооболочки до начала недопустимого выхода радиоактивности.

3. ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ СОСТОЯНИЯ И УСЛОВИЯ УСТАНОВКИ

Для реакторов типа ВВЭР определены шесть базовых режимов эксплуатации, отличающихся эксплуатационными параметрами и статусом оборудования. Обычно, данные режимы являются специфичными для каждой установки.

Режим 1 (работа на мощности) и режим 2 (работа на нулевой мощности) последовательно определены для всех типов ВВЭР и учтены в имеющихся анализах безопасности. В документе МАГАТЭ [4] имеется соответствующее руководство по проведению подобных анализов.

Режим 3 (горячий останов) и режим 4 (промежуточный останов) определены менее последовательно. В режиме 3 и частично в режиме 4 на АЭС с ВВЭР-1000 автоматическая сигнализация активизирована, а на большинстве АЭС с ВВЭР-440 автоматическая сигнализация безопасности не активизирована при работе в режиме 4. Анализы безопасности для данных двух режимов системно не проводились, однако физика и последствия аварий в этих режимах более или менее подобны таковым при работе на мощности. Некоторые особенности были определены, например, для гидротестов при плотном первом контуре.

Определение режима 5 (холодный останов) основывается или на критической температуре хрупкости, или на некоторой температуре первого контура, допускающей работу системы отвода остаточных тепловыделений первого контура. Такое широкое определение охватывает различные состояния установки, отличающиеся друг от друга с точки зрения возможных исходных событий, имеющихся измерительных приборов и оборудования, конфигурации установки и т.д. Та же проблема с возможно отличными параметрами установки (например, температура первого контура) и состояниями определена также и для режима 6 (останов на перегрузку топлива или ППР).

Рассмотрение требований в существующих Технических требованиях к наличию систем безопасности и измерительного оборудования в режимах 5 и 6 показывает, что наличие только двух определенных режимов для эксплуатационных состояний с температурой теплоносителя ниже критической температуры хрупкости не отражает имеющихся больших различий в отношении подверженности определенным исходным событиям и в отношении специфических требований к контрольно-измерительному оборудованию.

Как уже было сказано в подразделе 1.2, настоящее руководство посвящено рассмотрению главным образом холодного останова и перегрузочной стадии всех стояночных режимов, что соответствует вышеприведенным режимным состояниям 5 и 6. Для данных режимов особо необходимо более подробно определить эксплуатационные состояния установки (ЭСУ) со сходными характеристиками, требованиями к системам и уязвимостью по отношению к исходным событиям и для которых в дальнейшем может быть использован общий подход.

Хотя это далее в тексте подробно и не описано, состояние гермооболочки (герметична или открыта) важно при проведении анализа аварии, а именно, для используемых критериев приемлемости. Важно подчеркнуть, что если гермооболочка была разгерметизирована, то после этого полную уверенность в ее герметичности можно получить только после испытаний на плотность.

Для блоков с ВВЭР-440 в качестве подрежимов режимов 5 и 6 можно определить следующие характерные ЭСУ, имея в виду, что из-за более низкой критической температуры хрупкости или особых ограничений на сброс пара на стадии расхолаживания, некоторые ЭСУ для определенных установок могут не подходить.

- ЭСУ 1 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление в первом контуре между атмосферным и 3.5 МПа, теплоотвод осуществляется сбросом пара в конденсатор или в атмосферу, первый контур заполнен, в компенсаторе давления (КД) азотная или паровая подушка, разогрев или расхолаживание.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 2 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление в первом контуре между атмосферным и 3.5 МПа, теплоотвод осуществляется сбросом пара в технологический конденсатор, первый контур заполнен, в КД азотная или паровая подушка, разогрев или расхолаживание.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 3 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление в первом контуре между атмосферным и 3.5 МПа, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура в водо-водяном режиме или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура, первый контур заполнен, в КД азотная подушка, разогрев или расхолаживание.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 4 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление в первом контуре выше атмосферного, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура, первый контур плотен по воде, гидроиспытания на плотность при разогреве (0.5 МПа или 3.4 МПа).
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за ввода энергии, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 5 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, воздушники первого контура открыты, в первом контуре атмосферное давление, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура, уровень в первом контуре выше главного разъема реактора.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 6 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, главный разъем корпуса реактора разуплотнен, или крышка реактора снимается или снята, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура, уровень в первом контуре ниже главного разъема реактора.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза.

- ЭСУ 7 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, крышка реактора снята, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура, шахта реактора и бассейн выдержки отработавшего топлива (ТБ) разделены, уровень в шахте реактора выше главного разъема реактора, дренирование или заполнение.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза, потеря охлаждения ТБ.
- ЭСУ 8 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, крышка реактора снята, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура и системой расхолаживания ТБ, шахта реактора и ТБ соединены, поддерживается максимальный уровень в шахте реактора и ТБ, операции по перегрузке топлива.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, падение тяжелого груза, потеря охлаждения ТБ.
- ЭСУ 9 Некоторые петли первого контура отсечены от реактора и сдренированы для обслуживания, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура через заранее выделенные петли или системой отвода остаточных тепловыделений первого контура.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза.
- ЭСУ 10 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, все топливо удалено из реактора в ТБ, теплоотвод осуществляется расхолаживанием ТБ, реактор выгружен, уровень в ТБ максимален или снижен до номинального значения.
Проблемы безопасности: потеря теплоотвода, падение тяжелого груза, потеря охлаждения ТБ.

Типичные параметры теплоносителя первого контура и готовность систем безопасности/измерительного оборудования в вышеприведенных эксплуатационных состояниях ВВЭР-440 приведены в таблицах I и II.

Примечание: Критическая температура хрупкости t_x может находиться в широком диапазоне значений $60\div 200^\circ\text{C}$. Высокие температуры возможны только для некоторых реакторов В-230, подверженных охрупчиванию. Поэтому ЭСУ 1 и 2 применимы только для этих реакторов.

ТАБЛИЦА I. ТИПИЧНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА И РЕЖИМ ОТВОДА ОСТАТОЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЙ ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ УСТАНОВКИ АЭС С ВВЭР-440

ЭСУ	Средняя температура первого контура	Давление в первом контуре	Состояние первого контура	Способ отвода остаточных тепловыделений (*)
1	$t < t_k$	$P_{атм} < P < 3.5 \text{ МПа}$	заполнен, в КД N_2 или пар	сброс пара
2	$t < t_k$	$P_{атм} < P < 3.5 \text{ МПа}$	заполнен, в КД N_2 или пар	через второй контур в паро-водяном режиме
3	$t < t_k$	$P_{атм} < P < 3.5 \text{ МПа}$	заполнен, в КД N_2	через второй контур в водо-водяном режиме
4	$t < t_k$	$0.5 < P < 3.5 \text{ МПа}$	плотен по воде	через второй контур в водо-водяном режиме
5	$t < t_{перегр.}$	$P_{атм}$	уровень выше главного разъема, но ниже уровня заполнения	через второй контур в водо-водяном режиме
6	$t < t_{перегр.}$	$P_{атм}$, реактор открыт	уровень ниже главного разъема	через второй контур в водо-водяном режиме
7	$t < t_{перегр.}$	$P_{атм}$, реактор открыт	уровень в шахте ниже максимального, шахта и ТБ разделены	через второй контур в водо-водяном режиме
8	$t < t_{перегр.}$	$P_{атм}$, реактор открыт	шахта и ТБ соединены и заполнены максимально	через второй контур в водо-водяном режиме, охлаждение ТБ
9	$t < t_{перегр.}$	$P_{атм}$, реактор открыт	одна (или более) петля отсечена	через второй контур в водо-водяном режиме
10	$t < t_{перегр.}$	Реактор полностью выгружен	ТБ заполнен	только через охлаждение ТБ

(*) Для реакторов В-213 с системой отвода остаточных тепловыделений в первом контуре предпочтение отдается этой системе в ЭСУ 3-9.

ТАБЛИЦА II. ТИПИЧНАЯ ГОТОВНОСТЬ СИСТЕМ И КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЯХ УСТАНОВКИ АЭС С ВВЭР-440

ЭСУ	Внутризонные измерения	Измерения уровня	ГЦНы	Работающие петли (*)	Готовность систем безопасности
1	проводятся	в КД	работают	в соответствии с техтребованиями	2 нитки системы впрыска низкого давления
2	проводятся	в КД	работают	в соответствии с техтребованиями	2 нитки системы впрыска низкого давления
3	проводятся	в КД	работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
4	проводятся полностью или в сниженном объеме	в КД	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
5	проводятся в сниженном объеме	в КД	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
6	не проводятся	в КД, в реакторе	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
7	проводятся нештатным датчиком температуры	в КД, в реакторе	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
8	проводятся нештатным датчиком температуры	в КД, в ТБ	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
9	проводятся в сниженном объеме	в КД	не работают	2	2 нитки системы впрыска низкого давления
10	не проводятся	в ТБ	не работают	-	-

- (*) - Приведенные данные не применимы к проектам с системой отвода остаточных тепловыделений в первом контуре.
 - В соответствии с Техническими требованиями, в некоторых случаях для отвода остаточных тепловыделений достаточно одной петли и одной нитки впрыска низкого давления

Для блоков с ВВЭР-1000 могут быть установлены следующие ЭСУ:

- ЭСУ 1 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление между атмосферным и 3.5 МПа, теплоотвод осуществляется сбросом пара, первый контур заполнен, в КД азотная или паровая подушка, разогрев или расхолаживание.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя.
- ЭСУ 2 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление между атмосферным и 3.5 МПа, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, первый контур заполнен, в КД азотная или паровая подушка, разогрев или расхолаживание.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 3 Температура первого контура ниже критической температуры хрупкости, первый контур герметичен, давление выше атмосферного, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, первый контур плотен по воде.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за ввода энергии, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 4 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива (для каждой установки своя температура), воздушники первого контура открыты, давление в первом контуре атмосферное, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, уровень в первом контуре выше главного разъема реактора.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря объема теплоносителя, холодная переопрессовка из-за увеличения массы теплоносителя, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода.
- ЭСУ 5 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, главный разъем корпуса реактора разуплотнен, или крышка реактора снимается или снята, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, уровень в первом контуре ниже главного разъема реактора.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза.
- ЭСУ 6 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, крышка реактора снята, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, шахта реактора и ТБ разделены, уровень в шахте реактора выше главного разъема реактора, дренирование или заполнение.
Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза.

ЭСУ 7 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений и системой расхолаживания ТБ, поддерживается максимальный уровень в шахте реактора и ТБ, операции по перегрузке топлива.

Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, падение тяжелого груза, потеря охлаждения ТБ.

ЭСУ 8 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, теплоотвод осуществляется системой отвода остаточных тепловыделений, уровень в первом контуре находится между горячей и холодной нитками для проведения обслуживания ГЦНов или парогенераторов.

Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря охлаждения активной зоны, потеря теплоотвода, потеря объема теплоносителя, падение тяжелого груза.

ЭСУ 9 Температура теплоносителя ниже предельной при перегрузке топлива, давление атмосферное, все топливо удалено из реактора в ТБ, теплоотвод осуществляется расхолаживанием ТБ, реактор выгружен, уровень в ТБ снижен до номинального значения.

Проблемы безопасности: ввод реактивности, потеря теплоотвода, падение тяжелого груза, потеря охлаждения ТБ.

Типичные параметры теплоносителя первого контура и готовность систем безопасности/измерительного оборудования в вышеприведенных эксплуатационных состояниях ВВЭР-1000 приведены в таблицах III и IV.

4. СОБЫТИЯ, ПОДЛЕЖАЩИЕ РАССМОТРЕНИЮ

4.1. ПЕРЕЧЕНЬ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ

Под термином “исходное событие” понимается такое событие, которое прямо или косвенно затрагивает функции безопасности и требует защитных действий (осуществляемых автоматически или вручную) для ограничения или предотвращения нежелательных последствий. Под ограничением последствий можно понимать ограничение отрицательного воздействия на станционное оборудование, персонал или окружающую среду.

Наиболее строгое ограничение накладывается на выход радиоактивности, поэтому в условиях стоянки необходимо учесть потенциальные источники радиоактивности. Данные источники включают радиоактивность, содержащуюся главным образом в отработавшем топливе, находящемся или в активной зоне, или в бассейне выдержки отработавшего топлива.

Барьеры, предотвращающие выход радиоактивности, могут быть повреждены или разрушены в результате одной из следующих причин или их комбинации:

- перегрев топлива;
- переопрессовка первого контура и связанных с ним систем;
- механическое воздействие постороннего объекта или некоторой системы на составную часть барьера; и
- потеря теплоносителя в бассейне выдержки отработавшего топлива.

ТАБЛИЦА III. ТИПИЧНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА И РЕЖИМ ОТВОДА ОСТАТОЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЙ ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ УСТАНОВКИ АЭС С ВВЭР-1000

ЭСУ	Средняя температура первого контура	Давление в первом контуре	Состояние первого контура	Способ отвода остаточных тепловыделений (*)
1	$t < t_k$	$> P_{атм}$	заполнен, в КД N ₂ или пар	сброс пара
2	$t < t_k$	$> P_{атм}$	заполнен, в КД N ₂ или пар	через систему отвода остаточных тепловыделений
3	$t < t_k$	$> P_{атм}$	заполнен	через систему отвода остаточных тепловыделений
4	$t < \text{предельной при перегрузке}$	$P_{атм}$	заполнен не полностью	через систему отвода остаточных тепловыделений
5	$t < \text{предельной при перегрузке}$	$P_{атм}$, реактор открыт	уровень ниже главного разъема	через систему отвода остаточных тепловыделений
6	$t < \text{предельной при перегрузке}$	$P_{атм}$, реактор открыт	уровень в шахте ниже максимального	через систему отвода остаточных тепловыделений
7	$t < \text{предельной при перегрузке}$	$P_{атм}$, реактор открыт	максимальный уровень в шахте	через систему отвода остаточных тепловыделений и систему охлаждения ТБ
8	$t < \text{предельной при перегрузке}$	$P_{атм}$, реактор открыт	обслуживание или сдренирована горячая нитка	через систему отвода остаточных тепловыделений
9	$t < \text{предельной при перегрузке}$	Реактор полностью выгружен	ТБ заполнен	через систему охлаждения ТБ

ТАБЛИЦА IV. ТИПИЧНАЯ ГОТОВНОСТЬ СИСТЕМ И КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ АППАРАТУРЫ В
ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЯХ УСТАНОВКИ АЭС С ВВЭР-1000

ЭСУ	Внутризонные измерения	Измерения уровня	ГЦНы	Готовность систем безопасности
1	проводятся	в КД, в работе система индикации уровня в реакторе	работают	2 нитки системы впрыска низкого давления
2	проводятся	в КД, в работе система индикации уровня в реакторе	работают	2 нитки системы впрыска низкого давления
3	проводятся	в КД, в работе система индикации уровня в реакторе	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления
4	проводятся	в КД, в работе система индикации уровня в реакторе	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления
5	проводятся в сниженном объеме	в КД	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления, 2 нитки системы впрыска высокого давления
6	проводятся в сниженном объеме	в КД	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления, 2 нитки системы впрыска высокого давления
7	проводятся в сниженном объеме	в КД, в ТБ	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления, 2 нитки системы впрыска высокого давления
8	проводятся в сниженном объеме	в КД	не работают	2 нитки системы впрыска низкого давления, 2 нитки системы впрыска высокого давления
9	проводятся в сниженном объеме	в ТБ	не работают	2 спринклерных насоса

Примечание: Обычно для отвода остаточных тепловыделений достаточно одной линии системы безопасности, но, в соответствии с Техническими требованиями, необходимо подключение двух линий.

Для событий с перегревом топлива необходимо рассмотреть очень широкий спектр сценариев. Перегрев является результатом дисбаланса между тепловыделением в активной зоне или в бассейне выдержки отработавшего топлива и теплоотводом системой отвода остаточных тепловыделений или любой другой резервной системой. Из большого количества возможных повреждений основное внимание сосредотачивается на активной зоне реактора.

В условиях стоянки, когда реактор изначально подкритичен и остаточные тепловыделения в активной зоне отводятся системой отвода остаточных тепловыделений, дисбаланс может случиться по причине:

- ввода реактивности, приводящего к избыточному тепловыделению, например, в результате смещения топливных сборок или разбавления борного раствора; и
- ухудшения теплоотвода в результате ряда возможных причин, таких как:
 - снижение объема теплоносителя;
 - закрытие клапанов в первом контуре;
 - ухудшение охлаждения со стороны второго контура;
 - прекращение естественной циркуляции в результате образования паровых/газовых пузырей в верхних точках первого контура и т.д.;
 - плохое функционирование системы отвода остаточных тепловыделений.

Составление подробного перечня всех исходных событий представляет собой сложную и длительную задачу, требующую рассмотрения вероятностных исследований безопасности и детерминистских анализов аварий в их взаимодействии. Уровень детализации может варьироваться в зависимости от индивидуального мнения конкретного эксперта или от назначения перечня. Для группирования событий могут быть использованы ряд критериев.

Для целей настоящего руководства имеет смысл группировать события по принципу схожести феноменологии сценариев аварий и, более широко, по схожести методологии, примененной для анализа. Соответствующий перечень исходных событий приведен в таблице V.

ТАБЛИЦА V. ПЕРЕЧЕНЬ ИСХОДНЫХ СОБЫТИЙ

1. Аварии, связанные с вводом реактивности
 - 1.1. Разбавление борного раствора в результате впрыска неборированной воды подпиточными насосами
 - 1.2. Неправильное подключение неработающей петли
 - 1.3. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из отмываемых фильтров системы очистки
 - 1.4. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из текущих теплообменников
 2. LOCA (несанкционированная течь теплоносителя первого контура)
 - 2.1. LOCA промежуточной системы (в обход гермооболочки)
 - 2.2. LOCA в результате ошибки персонала (обслуживание, падение тяжелого груза, испытания)
 - 2.3. LOCA в результате разрыва трубопровода в системе отвода остаточных тепловыделений
 3. Потеря отвода остаточных тепловыделений в петле вследствие ухудшения циркуляции теплоносителя первого контура
 - 3.1. Излишнее дренирование первого контура
 - 3.2. Попадание неконденсирующихся газов в первый контур (включая попадание газов через неплотности в изолированной петле)
 - 3.3. Падение давления вследствие быстрого расхолаживания, приводящее к образованию пузырей в первом контуре
 4. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказа вспомогательных систем
 - 4.1. Обесточивание станции
 - 4.2. Потеря охлаждающей воды компонентов системы
 5. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказов оборудования
 - 5.1. Отказ насоса впрыска высокого давления, работающего в качестве насоса системы отвода остаточных тепловыделений первого контура на установках с ВВЭР-1000 и некоторых проектах с ВВЭР-440
 - 5.2. Несанкционированное блокирование потока в циркуляционной петле (например, закрытие главной запорной задвижки)
 - 5.3. Прекращение потока через технологический конденсатор в установках с ВВЭР-440 (например, отказ насосов системы отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура, закрытие главных паровых клапанов и т.д.)
 - 5.4. Потеря источника технической воды
 6. Переопрессовка первого контура
 - 6.1. Несанкционированное включение насосов впрыска высокого давления
 - 6.2. Несанкционированное закрытие линии продувки первого контура
 - 6.3. Несанкционированное подключение гидроемкостей к первому контуру
 - 6.4. Несанкционированное включение нагревателей КД
 - 6.5. Подача энергии в плотный по воде первый контур вследствие несанкционированного включения ГЦН
 7. События, связанные с охлаждением ТБ
 - 7.1. Несанкционированное открытие дренажной линии ТБ
 - 7.2. Течь в ТБ
 - 7.3. Потеря охлаждения ТБ (в различных режимах останова для перегрузки топлива)
 8. Повреждение отработавшего топлива во время перегрузочных операций
 - 8.1. Повреждение топливной сборки перегрузочной машиной
 - 8.2. Падение топливной сборки с отработавшим топливом в реактор или в ТБ
 9. Аварии, связанные с падением тяжелого груза
 - 9.1. Падение тяжелого груза внутрь корпуса реактора
 - 9.2. Падение тяжелого груза в ТБ
-

Данный перечень событий стоит сопроводить следующими комментариями:

1. Перечень событий может со временем дополняться с учетом накапливаемого опыта эксплуатации, лучшего понимания процессов аварий или требуемого более высокого уровня детализации. Поэтому перечень исходных событий в табл. V следует рассматривать в качестве примера, а не как исчерпывающий перечень событий. Окончательный выбор исходных событий, подлежащих рассмотрению в документах по безопасности, должен быть утвержден соответствующими национальными органами.
2. Отдельные события часто имеют отношение только к одному эксплуатационному состоянию установки или к некоторым специфичным проектам реакторной установки. Здесь целью являлось предоставить более общий перечень, применимый для всех ВВЭР и всех рассматриваемых эксплуатационных состояний установки, а принятие решения об уместности рассмотрения определенного события отводится аналитику. На многих станциях некоторые события и/или отказы исключены как техническими, так и административными мерами. Примеры возможных исходных событий для конкретных ЕСУ приведены в Приложении.
3. События с выводом стержней СУЗ, обычно рассматриваемые в режимах с заглушенным реактором, не включены в табл. V по следующим причинам:
 - обычно в рассматриваемых стояночных режимах манипуляций со стержнями СУЗ не проводится;
 - так как реактор существенно подкритичен, вывод одного стержня СУЗ не требует каких-либо особых действий по предупреждению недопустимых последствий;
 - подобные события в большинстве своем уже рассмотрены в существующих анализах и документах.
4. Вероятность возникновения ЛОСА из-за высоких напряжений, вызванных давлением (кроме случая холодной переопрессовки), значительно ниже, чем при работе на мощности. Однако, существует высокая вероятность нарушения целостности первого контура вследствие, например, падения тяжелого груза или различных видов обслуживания и испытаний.
5. Риск из-за аварий с падением тяжелого груза и повреждения топлива при перегрузке возникает главным образом в результате механического воздействия посторонних предметов.
6. Внутростанционные события, такие как пожары и затопления, являющиеся главным образом предпосылками отказов, ведущих к ухудшению отвода остаточных тепловыделений, не включены в перечень. Подобные события должны рассматриваться в подробном анализе опасности внутростанционных событий.
7. При анализе событий, связанных с охлаждением ТБ, следует учитывать различие условий для разных проектов: или это ВВЭР-440 с ТБ, расположенным в реакторном зале за пределами герметичных боксов, или ВВЭР-1000 с ТБ под гермооболочкой. Условия также значительно изменяются в зависимости от количества перегружаемого из активной зоны отработавшего топлива. События, связанные с охлаждением ТБ, в достаточной мере рассматривают подобный случай, возникающий при непреднамеренном извлечении отработавшей топливной сборки вместе с ВКУ при перегрузочных операциях.

8. Внешние события (например, ураганы, землетрясения, падения самолетов) не включены в таблицу. Их феноменология не отличается от таковой, рассматриваемой при работе на мощности. Только реакция АЭС в этом случае может быть другой.
9. Здесь не подразумевается, что все исходные события должны быть проанализированы путем подробных расчетов. Однако требуется адекватное рассмотрение всех событий.
10. Приемлемо и, более того, очень рекомендуется значительное снижение вероятности события или даже его исключение из перечня тщательно разработанными и проверенными организационными мероприятиями.

4.2. ПРИМЕРЫ СОБЫТИЙ И ВОЗМОЖНЫЕ ОТКАЗЫ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ АВАРИЙНЫХ СЦЕНАРИЕВ

За годы эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР произошел ряд инцидентов и аварий в стояночных условиях. Спектр событий довольно широк.

В табл. VI приведена некоторая статистика событий, предоставленная АЭС Богунце, Пакш и Ровенской. В таблице отражены события при эксплуатации 2-х реакторов ВВЭР-440/230 и 8-ми реакторов ВВЭР-440/213 с общей наработкой 125 реакторолет.

Не все события, показанные в таблице, являются исходными событиями в смысле, принятом в настоящем руководстве, и не все из них произошли только в эксплуатационных режимах 5 и 6. Тем не менее, данные таблицы подтверждают довольно частое возникновение подобных событий.

Наиболее типичные примеры прямых причин событий, происходящих в стояночных условиях, приведены ниже (на основе оценки событий на АЭС Богунце):

Потеря или ухудшение естественной циркуляции

- неправильное измерение уровня в реакторе во время операций по снижению уровня ниже уплотнительной поверхности главного разъема;
- протечки через ГЗЗ отсеченных для ремонта петель в отсеченную петлю с уровнем теплоносителя ниже патрубков;
- образование газо-воздушной подушки под крышкой реактора.

Полное обесточивание

- ложное срабатывание аварийной защиты от возгорания из-за перегоревшей сигнализационной лампы, приводящее к отсоединению блока от блочного пускового трансформатора;
- нераспознанное ложное срабатывание электрической защиты на шине 6 кВ, запитанной от пускового трансформатора;
- замыкание неправильно закрепленного выключателя генератора при его обслуживании, приводящее к выработке ложного сигнала защиты с размыканием выходного выключателя при питании от сети через вспомогательные трансформаторы, когда при этом пусковой трансформатор отключен на обслуживание;
- отключение трансформатора на внешней распределительной станции, питающей блочный пусковой трансформатор, или разрыв линии.

Частичное обесточивание

- обесточивание шин 6 кВ при неправильных манипуляциях;
- короткое замыкание на соответствующем неразмонтированном оборудовании;
- неправильные манипуляции при ошибочном использовании измерительных приборов.

Переопрессовка первого контура

- повышение давления в уплотненном первом контуре по причине течей через клапаны с ручным управлением на напоре насосов высокого давления САОЗ при испытаниях со ступенчатым нагружением.

Переопрессовка ПГ

- переопрессовка “плотного” ПГ при его разогреве по первому контуру частичным открытием ГЗЗ, когда ПГ дренируется и запорные клапаны на главном паропроводе закрыты.

Несанкционированное разбавление теплоносителя первого контура

- неправильное подключение отсеченной петли.

Течь первого контура

События с течами первого контура зависят от точного указания стояночных условий.

- ошибочное открытие клапана на линии заполнения сифона в баке организованных протечек первого контура при протечке теплоносителя первого контура в спецдренаж;
- протечки через дренажный фланец подпиточного насоса;
- повреждение мембраны (диска) барботера КД;
- протечки через датчики давления;
- протечки через контрольный и главный сбросной клапаны КД;
- незакрытие клапана на линии КД в барботер;
- открытие главного сбросного клапана КД при его испытаниях.

Течь второго контура

События с течами первого контура также зависят от точного указания стояночных условий.

Разлив теплоносителя в боксах первого контура

- чрезмерное частичное открытие ГЗЗ петли первого контура при обслуживании ее привода так, что ТБ становится соединенным со вскрытым ПГ и теплоноситель проливается в бокс через открытый люк-лаз ПГ.

Неготовность систем или компонентов безопасности

- закрытие отключающих клапанов на ПГ и главном паровом коллекторе при пониженной готовности реакторной защиты, системы привода технических средств безопасности (ESFAS) и парогенераторной защиты.

Ухудшение охлаждения ТБ

- течь в линии расхолаживания ТБ по причине коррозии.

Отклонения при пуске блока

- невыполнение операторами некоторого какого-либо пункта пускового регламента, например, они забыли вывести управляющие сборки перед началом снижения концентрации борной кислоты в теплоносителе при подходе к критическому состоянию;
- неправильное определение концентрации борной кислоты в теплоносителе при подходе к критическому состоянию, так, что критичность была достигнута с повышенной скоростью ввода реактивности;
- срабатывание АЗ-III и АЗ-II по превышению уставки нейтронного потока в промежуточном диапазоне из-за заниженных показаний среднего потока по причине смещения камеры, с выдачей в цепи защиты завышенного значения.

Отклонения при перегрузке (ошибки при перегрузке)

- попадание управляющих кабелей между двумя управляющими сборками, обнаруженное при проверке симметричности активной зоны.

5. КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ

Анализ аварий в стояночных условиях проводится для подтверждения способности блока противостоять исходным событиям без нарушения допустимых пределов безопасности.

Критерии приемлемости в конечном счете нацелены на предотвращение повреждения барьеров на пути неуправляемого выхода радиоактивности. Однако, в стояночных условиях данные критерии могут отличаться от используемых при работе на мощности.

В стояночных условиях барьеры на пути выхода радиоактивности ослабевают. Это приводит к необходимости применения более строгих критериев. С другой стороны, при нормальной эксплуатации большую часть года блок работает на мощности и выводится на останов только на один или два месяца. Определенные исходные события могут произойти только в особых эксплуатационных состояниях установки, которые, основываясь на плане работ на останове, имеют продолжительность от нескольких часов до нескольких дней. Этим можно оправдать некоторое ослабление критериев при проведении анализа для некоторых случаев.

Для подтверждения того, что допустимый уровень безопасности обеспечен, результаты анализа необходимо сопоставить с критериями приемлемости.

Можно определить следующие критерии приемлемости для аварий на останове:

- КП1. Поддерживается подкритичность топлива в реакторе и в ТБ (как общая, так и локальная).
- КП2. Температура оболочки топлива и ее окисление ограничиваются.
- КП3. Поддерживается геометрия топлива, обеспечивающая его охлаждение.
- КП4. Допустимые пределы по выходу радиоактивных материалов, индивидуальные и коллективные дозы не превышаются.
- КП5. Пределы строительных конструкций, затрагивающих границы первого контура

и связанных систем, не нарушаются.

КП6. Топливо в реакторе не оголяется.

КП7. Температура теплоносителя в активной зоне ограничивается для предотвращения кипения.

КП8. Структурное повреждение топлива ограничивается.

КП9. Топливо в ТБ не оголяется.

КП10 Кипения теплоносителя в ТБ не происходит.

Как уже было сказано, для отдельных исходных событий критерии выбираются из вышеприведенного списка в зависимости от каких-либо других условий. Предложения по применимости критериев для конкретных событий приведены в табл. VII.

Окончательный выбор критериев, а также конкретизация их численных значений, является, конечно же, обязанностью национальных регулирующих органов, берущих за основу предложения разработчика.

ТАБЛИЦА VI. СОБЫТИЯ В УСЛОВИЯХ СТОЯНКИ АЭС С ВВЭР

	Количество событий
1. Потеря или ухудшение естественной циркуляции	5
2. Полное обесточивание	5
3. Частичное обесточивание	12
4. Переопрессовка первого контура	2
5. Переопрессовка парогенераторов	2
6. Непреднамеренное разбавление теплоносителя первого контура	4
7. Течь первого контура	9
8. Течь второго контура	3
9. Разлив теплоносителя в боксах первого контура	13
10. Неготовность систем или компонентов безопасности	16
11. Ухудшение охлаждения ТБ	1
12. Отклонения при пуске блока	28
13. Отклонения при перегрузке (ошибки при перегрузке)	18
14. Другие события	21

ТАБЛИЦА VII. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КРИТЕРИЕВ ПРИЕМЛЕМОСТИ К
 КОНКРЕТНЫМ ИСХОДНЫМ СОБЫТИЯМ

Критерий приемлемости	Реактор вскрыт		Реактор закрыт		Группа исходных событий
	гермооб. открыта	гермооб. закрыта	гермооб. открыта	гермооб. закрыта	
КП1. Поддерживается подкритичность топлива в реакторе и в ТБ (как общая, так и локальная).		+	+	+	1
КП2. Температура оболочки топлива и ее окисление ограничиваются.	-	-	-	+	2,3,4,5
КП3. Поддерживается геометрия топлива, обеспечивающая его охлаждение.	+	+	+	+	2,3,4,5,8
КП4. Допустимые пределы по выходу радиоактивных материалов, индивидуальные и коллективные дозы не превышаются.	+	+	+	+	все
КП5. Пределы строительных конструкций, затрагивающих границы первого контура и связанных систем, не нарушаются.	-	-	+	+	3,4,5,6
КП6. Топливо в реакторе не оголяется.	-	+	+	-	2,3,4,5
КП7. Температура теплоносителя в активной зоне ограничивается для предотвращения кипения.	+	-	-	-	2,3,4,5
КП8. Структурное повреждение топлива ограничивается.	+	+	+	+	8,9
КП9. Топливо в ТБ не оголяется.	+	+	+	+	7.2
КП10. Кипения теплоносителя в ТБ не происходит.	+	+	+	+	7.1,7.3

6. ДОПУЩЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ АВАРИЙ

Для получения консервативных результатов при анализах, подобных выполняемым для целей лицензирования, принимаются консервативные допущения, в общем случае нацеленные на максимизацию источника тепла, минимизацию возможностей теплоотвода и запаса останова и т.п. В отдельных случаях по причине противоречивости требований конкретных критериев проводятся несколько независимых анализов с различными допущениями, например, минимальная температура теплоносителя обычно является консервативным допущением для запаса останова, в то время как консервативный анализ отвода остаточных тепловыделений требует допущения на высокую температуру.

6.1. НАЧАЛЬНЫЕ УСЛОВИЯ

Для обеспечения консервативного выбора особое внимание уделяется следующим исходным событиям, учитывая как состояние оборудования, так и параметры теплоносителя:

- исходной величине остаточных тепловыделений с учетом схемы перегрузки времени наступления события после перегрузки;
- исходному состоянию теплоносителя первого контура;
- исходному состоянию теплоносителя в шахте реактора;
- присутствию неконденсирующихся газов в теплоносителе первого контура;
- конфигурации первого и второго контуров (например, количество работающих петель, открытых воздушников, установленные временные крышки и заглушки, открытые коллекторы парогенератора и т.п.);
- температура и концентрация борной кислоты в теплоносителе первого контура;
- количество воды в парогенераторах со стороны второго контура;
- состояние шлюзов и проходов в гермооболочке.

6.2. КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ АППАРАТУРА

В расчете учитывается тот факт, что - в особенности при решениях и действиях оператора на основании показаний приборов - некоторые контрольно-измерительные приборы могут находиться в нерабочем состоянии или выдавать неправильные показания.

Контрольно-измерительные приборы могут быть не готовы вследствие их выключения из технологического процесса или в соответствии с рабочим регламентом, или из-за их повреждения в результате ошибочных действий.

Неправильные показания легко получить, когда измерительный прибор работает за пределами измерения или в неподходящих условиях. Пример: различие в измеренных температурах в петле с обратным потоком естественной циркуляции или застоем теплоносителя. Особое внимание уделяется приборам, необходимым для мониторинга остаточных тепловыделений, и измеряющим температуру теплоносителя первого контура, величину потока естественной циркуляции, уровень теплоносителя, а также детекторам для мониторинга малых нейтронных потоков.

6.3. ГОТОВНОСТЬ СИСТЕМ И КОМПОНЕНТОВ

В режимах останова вероятность возникновения некоторых исходных событий значительно повышается, а несколько защитных барьеров на пути распространения радиоактивности частично или полностью неработоспособны. С другой стороны, запас времени до возможной потери функций безопасности обычно достаточен для проведения восстановительных действий с использованием резервных или

альтернативных систем, компонентов и методов. Внешнее оборудование (например, источники энергии) также можно рассматривать в качестве варианта временной замены штатных компонентов при условии принятия соответствующих мер для их быстрого подключения.

Допущения на готовность компонентов и систем безопасности определяются применением критерия единичного отказа. По критерию единичного отказа от системы требуется выполнение ее функций по ограничению последствий события в случае единичного отказа внутри системы или компонента. В общем случае данный критерий применяется к активным системам, которые при своей работе должны осуществлять привод перемещающихся и механических узлов. Отказ пассивного компонента, спроектированного, изготовленного и поддерживаемого в рабочем состоянии на очень высоком качественном уровне, можно не рассматривать. Однако, допущение о безотказной работе пассивного компонента должно быть обосновано с учетом всего периода времени после исходных событий, в течение которого требуется функционирование данного компонента.

Для восстановительных действий рассматриваются системы и компоненты, спроектированные для работы в стояночных режимах, и которые, в соответствии с регламентом, находятся или в рабочем состоянии, или могут быть приведены в рабочее состояние (включая и ремонтируемые) вручную или автоматически за приемлемое время. Данное время, включающее диагностику и реакцию (ответ) компонента, оценивается консервативно и как таковое рассматривается в анализе. Любое рассмотрение действий, производимых вручную, основывается на тщательной проверке соответствующих регламентов. Система, находящаяся на обслуживании, может рассматриваться в качестве варианта для восстановительных действий только в случае достаточно малого, в сравнении с продолжительностью конкретного ЭСУ, времени обслуживания.

Работоспособность систем и компонентов обеспечивается, среди прочего, послеремонтными испытаниями, мониторингом основных параметров системы при ее работе, проверкой правильности установки системы и административным контролем. Рассматривается также логика и блокировки системы в конкретных условиях.

В анализе рассматриваются только те отказы, которые могут произойти в качестве последствия самого события (логически вытекающие отказы). Если подобные отказы могут произойти, то они рассматриваются как дополнительные к единичному отказу. В случае использования внешнего оборудования его наличие рассматривается только при его расположении в местах, не затрагиваемых рассматриваемым событием.

Оборудование, не предназначенное для работы в специфических условиях аварии, считается отказавшим, если его нормальная работа не приводит к более консервативным результатам.

6.4. ДЕЙСТВИЯ ОПЕРАТОРА

Приемлемых результатов для большинства событий в стояночных режимах невозможно достичь без вмешательства оператора. Конечно, при этом нельзя исключить ошибку в выполнении или невыполнении требуемых действий. Фактически, ошибки оператора рассматриваются как внутренняя первопричина большинства исходных событий. Однако приемлемо допустить, что предпринимаемые оператором в результате исходных событий действия производятся правильно. Влияние дополнительных ошибок оператора рассматривается в вероятностных анализах безопасности, что находится за рамками настоящего руководства.

Рассмотрение правильных действий оператора основывается на тщательной проверке выполнения следующих условий:

- для осуществления однозначного распознавания события оператор получает достаточно информации от имеющейся измерительной аппаратуры или по другим каналам;
- требуемые действия четко определены в соответствующем рабочем регламенте;
- необходимое оператору для восстановления безопасного состояния станции оборудование имеется в наличии;
- оператор имеет соответствующую подготовку для выполнения действий; и
- оператор имеет достаточный запас времени (обычно около 30 минут) для распознавания события и принятия правильного корректирующего действия; время ответа менее 10 мин. не рассматривается.

Меньшее время ответа может быть принято только при выполнении действий с БЦУ.

6.5. ДОПУЩЕНИЯ МОДЕЛИ

Для обоснования безопасности от анализа, подобного лицензионному, требуется консервативность. В разделах 6.1-6.4 уже обсуждалось, как обеспечить выполнение данного требования правильным выбором исходных и прочих условий. Необходимо еще раз подчеркнуть, что консервативный анализ по различным критериям приемлемости обычно требует различных консервативных наборов начальных и прочих условий.

Для обычного анализа аварии с событиями при работе на мощности степень консервативности увеличивается принятием дополнительных допущений при моделировании, например, неучетом некоторых физических процессов, выбором ограничивающих, а не реалистичных зависимостей и т.п. Избыточно консервативная комбинация допущений, с одной стороны, может обеспечить достаточный коэффициент запаса, но, с другой стороны, может привести к абсолютно нереалистичному развитию аварии.

Вышеупомянутый избыток консервативности может быть еще более контрпродуктивен при анализе некоторых аварий в стояночных режимах, когда правильные действия оператора играют решающую роль, а запас времени на осуществление этих действий часто представляет собой главный результат анализа. Поэтому рекомендуется использовать компьютерные коды, где предпочтение отдается наилучшим, а не граничным, оценкам, а также устанавливать внутренние опции кодов соответствующим образом. Анализ по наилучшим оценкам рекомендуется всегда, когда расчет используется для обоснования конкретизации адекватных действий оператора. Обоснованная погрешность в дальнейшем приплюсовывается к запасу времени на выполнение требуемого действия.

7. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА И КОМПЬЮТЕРНЫЕ КОДЫ

7.1. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА

Подробно процесс обеспечения качества описан в Руководстве МАГАТЭ по анализу аварий с событиями при работе на мощности [4]. Важнейшие положения кратко звучат так:

- должна быть четко указана ответственность каждого работника организации, участвующего в проведении анализа;
- квалификация экспертов должна быть достаточно высокой и подтвержденной соответствующими документами;
- расчетные результаты и записи регистрируются в объеме, позволяющем их независимую проверку квалифицированными проверяющими;
- используются только верифицированные и одобренные методы и инструменты;

- процедуры и результаты независимо проверяются как с технической, так и с методической точек зрения; и
- все несоответствия, выявленные при проверке, должны быть разрешены до момента окончательного применения результатов.

7.2. КОМПЬЮТЕРНЫЕ КОДЫ

7.2.1. Документация и верификация компьютерных кодов

Анализы аварий обычно проводятся с помощью компьютерных кодов, решающих системы уравнений, которыми описываются рассматриваемые физические процессы.

Документация и аттестация компьютерных кодов подробно рассматриваются в Руководстве МАГАТЭ [4]. Важнейшие моменты вкратце следующие:

- адекватность физической модели для описания поведения установки с учетом специфических характеристик ВВЭР;
- четкое указание каждой версии кода;
- наличие подробной документации, включая руководства пользователя;
- достаточно полное описание всех моделей и зависимостей с указанием границ их применения;
- доказательство стабильности и сходимости численного решения с достаточно малой ошибкой;
- приемлемая состыковка между различными кодами, используемыми для поэтапного анализа события;
- достаточно полная верификация кода по экспериментальным данным, на стандартных задачах, по фактическим стационарным данным или сравнение с другими верифицированными кодами.

Для стояночных условий можно, кроме того, добавить следующее:

- простые и более очевидные компьютерные коды в некоторых случаях дают более надежные результаты, чем очень сложные (если применяются неправильно);
- для каждого кода должны быть четко определены ограничения, касающиеся спектра рассматриваемых событий; и
- вероятность использования моделей и зависимостей за пределами их применимости в данном случае гораздо выше, поэтому за данным фактом необходимо тщательно следить.

7.2.2. Особые характеристики кодов, требуемые при анализе

Для анализа проектных аварий при работе на мощности от номинального уровня до горячего останова используются несколько компьютерных кодов. Выбор их зависит от объема анализов. Использование данных кодов для анализов исходных событий на холодной стоянке или при переходных процессах к холодной стоянке возможно, но необходимо обратить внимание на некоторые новые аспекты анализов, присущие указанным выше состояниям.

Исходные события в режимах 3 и 4 легко просчитываются, так как подобны стандартным проектным авариям. Допущения для этих анализов, однако, отличаются, вследствие возможного отсутствия защиты и автоматического сигнала, а также по причине отключения или отсечения систем безопасности.

С данной точки зрения для рассмотрения указанной группы событий возможно применение тех же компьютерных кодов. Большинство физических зависимостей

применимы в широком диапазоне и, таким образом, также могут быть использованы для новых возможных начальных состояний.

Другая группа исходных событий относится к исходным состояниям при холодном останове в режимах 5 и 6. Что касается компьютерных кодов, основная проблема здесь связана с возможностями моделей и их способностью учитывать особые явления. Область применимости зависимостей должна тщательно проверяться; более того, возможно потребуются некоторые доработки в отношении соответствующих физических явлений. Примеры:

- ограничения по теплообмену в условиях естественной циркуляции при низких остаточных тепловыделениях и адекватное моделирование ПГ при данных условиях;
- адекватное моделирование потерь тепла;
- эффект перемешивания борного раствора при течении в условиях естественной циркуляции: весовые коэффициенты по петлям для определения концентрации борного раствора или его разбавления на входе в активную зону обычно рассчитывались для ситуаций с работающими ГЦН. Данные коэффициенты получены для механически неравновесных состояний и для низких расходов теплоносителя, типичных для естественной циркуляции; коэффициенты получены главным образом на основании соответствующих экспериментов на установках ВВЭР;
- адекватное рассмотрение изменений коэффициентов гидравлического сопротивления в результате изменений направления потока;
- эффект уноса воды паром при низком давлении: считается, что зависимость межфазного трения пар-вода хорошо известна при высоких давлениях в различных режимах двухфазного потока. Область применения проверяется и/или расширяется до низких давлений, в особенности для случая уноса воды. Способ моделирования уноса воды может значительно повлиять на время до оголения активной зоны, зависящее от площади вскрытых зон в первом контуре при некоторых стояночных условиях (пример: результаты расчета по коду CATHARE работы на половинном количестве петель для PWR во Франции);
- накопление неконденсирующихся газов в некоторых точках первого контура;
- квалификационная оценка повторного заполнения ПГ АЭС с ВВЭР-1000 как аварийного способа расхолаживания, особенно при достаточно большом количестве в ПГ неконденсирующихся газов, ограничивающих теплоотвод с помощью ПГ (со ссылкой на результаты для французских PWR);
- возможность увеличения концентрации борного раствора и кристаллизации борной кислоты для случаев с длительным впрыском аварийного раствора бора при том, что из первого контура истекает только пар.

В качестве примера используемых в настоящее время для реакторов ВВЭР компьютерных кодов можно привести такие хорошо известные, как RELAP5, TRAC-PF, CATHARE, ATHLET, DINAMICA и т.п. Однако для некоторых из них могут возникнуть проблемы при моделировании начала стабильного стояночного режима. Некоторые из этих кодов не могут моделировать свободный уровень теплоносителя и естественную циркуляцию при снятой крышке реактора.

В условиях холодного останова могут потребоваться новые модели первого контура в связи с отсечением петель, преднамеренным открытием люков-лазов на КД или ПГ и появлением свободного уровня теплоносителя при снятой крышке реактора. Кроме того, на установках с реакторами ВВЭР-1000 система отвода остаточных тепловыделений находится в составе первого контура. Следовательно, в условиях стоянки на данных установках в горячей петле может существовать промежуточный уровень теплоносителя. Для подобных начальных состояний требуется детальное моделирование. Это возможно с помощью модульных кодов. Необходимо проверять чувствительность кодов к схеме разбиения.

Уделяется внимание входным данным в зависимости от разностей давления, возникающих в первом контуре при начальных условиях в стояночных режимах. Разности давления очень важны при определении расходов и уровней теплоносителя в петлях.

Присутствие неконденсирующихся газов влияет на физические процессы в данных стояночных режимах, особенно когда первый контур разгерметизирован через воздушники. В некоторых точках первого контура может скапливаться азот и привести к непредвиденному повторному повышению давления. Поэтому компьютерные коды расчета системы должны учитывать неконденсирующиеся газы. Альтернативное решение - разработка упрощенных кодов для конкретных ситуаций (например, код Stuisse для АЭС Пакш). Подобные коды, однако, могут не учитывать некоторые неожиданные физические явления.

При анализе некоторых особых видов аварий иногда необходимо обеспечить адекватную состыковку различных кодов, используемых на разностадийной обработке. Типичными авариями подобного вида являются переходные режимы с негомогенным разбавлением борного раствора (например, подсоединение петли с разбавленным борным раствором) или аварии, приводящие к возникновению опасности нарушения конструкционной целостности первого контура.

Способ моделирования переходных режимов с негомогенным разбавлением борного раствора может сильно повлиять на результаты анализа (например, повторный набор критичности активной зоны и возможное повреждение топлива). В подобного рода авариях очень важными параметрами являются:

- общая реакция системы;
- процесс перемешивания разбавленного борного раствора в КР (опускной канал и нижняя камера смешения);
- трехмерная кинетика активной зоны;
- механическое поведение топлива.

В общем случае невозможно четко разделить все эти явления. Но по техническим соображениям они обычно анализируются на отдельных стадиях по различным компьютерным кодам. Результаты одного кода используются как начальные/граничные условия для дальнейшего анализа по другому коду.

Общая реакция систем первого и второго контуров обычно анализируется с помощью кодов расчета теплогидравлики ("кодов расчета системы").

Процесс образования разбавленных языков к опускному каналу и нижней камере смешения КР можно анализировать с помощью кодов, рассчитывающих перемешивание жидкость-жидкость. Данный процесс может происходить совершенно по-другому при принудительной циркуляции (при работе ГЦН) или в условиях естественной циркуляции, а также при стагнации потока.

В режимах с естественной циркуляцией в первом контуре отношение расхода естественной циркуляции к расходу впрыска из подсоединенных трубопроводов определяет условия перемешивания. В случае стагнации потока, для процесса перемешивания очень важно, одинаковую или разную температуру имеют участок с разбавленным борным раствором и остальной теплоноситель в первом контуре. При одинаковой температуре процесс перемешивания происходит только за счет диффузии. При разных температурах преобладающей является конвекция.

Трехмерная кинетика активной зоны и анализ механического поведения являются заключительными стадиями анализа.

Основная погрешность анализа в целом связана с расчетом процесса перемешивания в КР. Поэтому необходима экспериментальная верификация используемого кода и методологии. При этом возможно использование двух граничных подходов:

- идеальное перемешивание;
- отсутствие перемешивания.

Первый подход представляет собой “оптимистический” граничный случай, тогда как второй - “пессимистический”.

При использовании первого подхода достаточно точечной кинетики и все вышеуказанные стадии могут быть выполнены с использованием кода расчета теплогидравлики системы. Во втором случае разбавленный теплоноситель непосредственно поступает в соответствующую часть активной зоны (например, для ВВЭР-440 это 1/6) и реакция активной зоны рассчитывается по трехмерному коду кинетики нейтронов.

Из-за своей сложности и требуемой стыковки различных кодов подобного рода расчеты являются наиболее трудоемкой областью анализа аварий.

Анализ аварий, приводящих к возникновению опасности нарушения конструкционной целостности первого контура, по причине своей сложности до некоторой степени сходен с анализом аварий с неомогенным разбавлением борного раствора. Но разделение теплогидравлического расчета и расчета конструкционной прочности осуществляется гораздо проще, чем разделение теплогидравлического расчета и трехмерного расчета кинетики нейтронов.

При анализе конструкционной целостности КР обычно выполняются следующие шаги:

- расчет общей теплогидравлической реакции системы;
- расчет процесса перемешивания холодного теплоносителя в опускном канале (если имеет место);
- анализ напряжений в КР, вызванных температурой и давлением;
- анализ конструкционной целостности КР.

Все эти шаги подробно обсуждаются в [12].

Что касается компьютерных кодов для оценки выхода радиоактивности, расчетов гермооболочки, кинетики нейтронов, оценки термического удара и напряжений в ВКУ первого и второго контуров, то каких-то специфичных для стояночных условий разработок обычно не требуется. Тем не менее, уделяется внимание моделированию гермооболочки с пренебрежимо малой разностью давлений между внутренним объемом и атмосферой.

ЛИТЕРАТУРА

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Issues and their Ranking for WWER-440 Model 213 NPPs, IAEA-EBP-WWER-03, Vienna (1996).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Issues and their Ranking for WWER-1000 Model 320 NPPs, IAEA-EBP-WWER-05, Vienna (1996).
- [3] Accidents during Shutdown Conditions for WWER NPPs, Report of a Consultants Meeting, WWER-SC-153, Vienna, November 1995 (Report to the Steering Committee).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidelines for Accident Analysis of WWER NPPs, IAEA-EBP-WWER-01, Vienna (1995).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on Safety of NPPs: Design, Safety Series No. 50-C-D (Rev. 1), Vienna (1988).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on Safety of NPPs: Governmental Organization, Safety Series No. 50-C-G (Rev. 1), Vienna (1988).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, General Design Safety Principles for NPPs, Safety Series No. 50-SG-D11, Vienna (1986).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Information to be submitted in Support of Licensing Applications for NPPs, Safety Series 50-SG-G2, Vienna (1979).
- [9] F. MONTAGNON, Probabilistic Evaluation of Risk during Shutdown, Report on an IAEA Technical Committee Meeting, IAEA-J4-TC-808, 1993.
- [10] ANG, M.L., JONES, S.H.M., UTTON, D.B., BUTTERY, N.E., The Sizewell B Level 2 PSA Analysis, Thermal Reactor Safety Assessment, Proceedings, Manchester, UK (1994).
- [11] NUMARC-91-06, Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management, USA (1991).
- [12] Guidance on the Reactor Pressure Vessel PTS Assessment for WWER Nuclear Power Plants, Report of a Consultants Meeting, WWER-SC-157, Vienna, August 1996 (Report to the Steering Committee).

**NEXT PAGE(S)
left BLANK**

ПРИЛОЖЕНИЕ

В настоящем приложении в качестве примера приводятся эксплуатационные состояния установки и связанные с ними исходные события. Данные, приведенные в приложении, являются типовыми и для конкретной станции могут отличаться.

1. ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ УСТАНОВОК С ВВЭР-440 (ТИПОВОЙ ПЕРЕЧЕНЬ)

Эксплуатационные состояния установки (ЭСУ)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1. Аварии, связанные с вводом реактивности										
1.1. Разбавление борного раствора в результате впрыска неборированной воды подпиточными насосами	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
1.2. Неправильное подключение неработающей петли	нет	нет	да	да	да	да	да	да	да	нет
1.3. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из отмываемых фильтров системы очистки	да	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
1.4. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из текущих теплообменников	нет	нет	нет	нет	да	да	да	да	да	нет
2. LOCA (непреднамеренная течь теплоносителя первого контура)										
2.1. LOCA промежуточной системы (в обход гермооболочки)	да	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
2.2. LOCA в результате ошибки персонала (обслуживание, падение тяжелого груза, испытания)	нет	нет	нет	нет	нет	да	да	да	да	нет
2.3. LOCA в результате разрыва трубопровода в системе отвода остаточных тепловыделений	нет	нет	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
3. Потеря отвода остаточных тепловыделений в петле вследствие ухудшения циркуляции теплоносителя первого контура										
3.1. Излишнее дренирование первого контура	нет	нет	нет	нет	да	да	да	да	да	нет
3.2. Попадание неконденсирующихся газов в первый контур (включая попадание газов через неплотности в изолированной петле)	да	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
3.3. Падение давления вследствие быстрого расхолаживания, приводящее к образованию пузырей в первом контуре	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
4. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказа вспомогательных систем										
4.1. Обесточивание станции	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
4.2. Потеря охлаждающей воды компонентов системы	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
5. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказов оборудования										
5.1. Отказ насоса впрыска высокого давления, работающего в качестве насоса системы отвода остаточных тепловыделений первого контура на установках с ВВЭР-1000 и некоторых проектах с ВВЭР-440	нет	нет	да	да	да	да	да	да	да	нет
5.2. Непреднамеренное блокирование потока в циркуляционной петле (например, закрытие главной запорной задвижки)	да	да	да	да	да	да	да	да	да	нет

Эксплуатационные состояния установки (ЭСУ)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
5.3. Прекращение потока через технологический конденсатор в установках с ВВЭР-440 (например, отказ насосов системы отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура, закрытие главных паровых клапанов и т.д.)	да	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
5.4. Потеря источника технической воды	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
6. Переопрессовка первого контура										
6.1. Непреднамеренное включение насосов впрыска высокого давления	да	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
6.2. Непреднамеренное закрытие линии продувки первого контура	да	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
6.3. Непреднамеренное подключение гидроемкостей к первому контуру	да	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
6.4. Непреднамеренное включение нагревателей КД	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
6.5. Подача энергии в плотный по воде первый контур вследствие непреднамеренного включения ГЦН	да	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
7. События, связанные с расхолаживанием ТБ										
7.1. Непреднамеренное открытие дренажной линии ТБ	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
7.2. Течь в ТБ	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
7.3. Потеря охлаждения ТБ (в различных режимах останова для перегрузки топлива)	да	да	да	да	да	да	да	да	да	да
8. Повреждение отработавшего топлива во время перегрузочных операций										
8.1. Повреждение топливной сборки перегрузочной машиной	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	да	да	нет
8.2. Падение топливной сборки с отработавшим топливом в реактор или в ТБ	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	да	да	нет
9. Аварии, связанные с падением тяжелого груза										
9.1. Падение тяжелого груза внутрь корпуса реактора	нет	нет	нет	нет	нет	да	да	да	да	нет
9.2. Падение тяжелого груза в ТБ	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	да	да	да

да, нет - Возможное исходное событие (да или нет)

2. ИСХОДНЫЕ СОБЫТИЯ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ УСТАНОВОК С ВВЭР-1000 (ТИПОВОЙ ПЕРЕЧЕНЬ)

Эксплуатационные состояния установки (ЭСУ)	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1. Аварии, связанные с вводом реактивности									
1.1. Разбавление борного раствора в результате впрыска неборированной воды подпиточными насосами	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
1.2. Неправильное подключение неработающей петли	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	да	нет
1.3. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из отмываемых фильтров системы очистки	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
1.4. Разбавление борного раствора в результате поступления неборированной воды из текущих теплообменников	нет	да	да	да	да	да	да	да	да
2. LOCA (непреднамеренная течь теплоносителя первого контура)									
2.1. LOCA промежуточной системы (в обход гермооболочки)	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
2.2. LOCA в результате ошибки персонала (обслуживание, падение тяжелого груза, испытания)	нет	нет	нет	да	да	да	да	да	нет
2.3. LOCA в результате разрыва трубопровода в системе отвода остаточных тепловыделений	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
3. Потеря отвода остаточных тепловыделений в петле вследствие ухудшения циркуляции теплоносителя первого контура									
3.1. Излишнее дренирование первого контура	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
3.2. Попадание неконденсирующихся газов в первый контур (включая попадание газов через неплотности в изолированной петле)	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
3.3. Падение давления вследствие быстрого расхолаживания, приводящее к образованию пузырей в первом контуре	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
4. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказа вспомогательных систем									
4.1. Обесточивание станции	да	да	да	да	да	да	да	да	да
4.2. Потеря охлаждающей воды компонентов системы	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
5. Потеря отвода остаточных тепловыделений вследствие отказов оборудования									
5.1. Отказ насоса впрыска высокого давления, работающего в качестве насоса системы отвода остаточных тепловыделений первого контура на установках с ВВЭР-1000 и некоторых проектах с ВВЭР-440	нет	да	да	да	да	да	да	да	нет
5.2. Непреднамеренное блокирование потока в циркуляционной петле (например, закрытие главной запорной задвижки)	да	да	да	да	да	да	да	да	нет
5.3. Прекращение потока через технологический конденсатор в установках с ВВЭР-440 (например, отказ насосов системы отвода остаточных тепловыделений со стороны второго контура, закрытие главных паровых клапанов и т.д.)	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
5.4. Потеря источника технической воды	да	да	да	да	да	да	да	да	да

Эксплуатационные состояния установки (ЭСУ)	1	2	3	4	5	6	7	8	9
6. Переопрессовка первого контура									
6.1. Непреднамеренное включение насосов впрыска высокого давления	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
6.2. Непреднамеренное закрытие линии продувки первого контура	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
6.3. Непреднамеренное подключение гидроемкостей к первому контуру	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
6.4. Непреднамеренное включение нагревателей КД	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет	нет
6.5. Подача энергии в плотный по воде первый контур вследствие непреднамеренного включения ГЦН	да	да	да	да	нет	нет	нет	нет	нет
7. События, связанные с расхолаживанием ТБ									
7.1. Непреднамеренное открытие дренажной линии ТБ	да	да	да	да	да	да	да	да	да
7.2. Течь в ТБ	да	да	да	да	да	да	да	да	да
7.3. Потеря охлаждения ТБ (в различных режимах останова для перегрузки топлива)	да	да	да	да	да	да	да	да	да
8. Повреждение отработавшего топлива во время перегрузочных операций									
8.1. Повреждение топливной сборки перегрузочной машиной	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	да	нет
8.2. Падение топливной сборки с отработавшим топливом в реактор или в ТБ	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет	нет
9. Аварии, связанные с падением тяжелого груза									
9.1. Падение тяжелого груза внутрь корпуса реактора	нет	нет	нет	нет	да	да	да	да	нет
9.2. Падение тяжелого груза в ТБ	нет	нет	нет	да	да	да	да	да	да

да, нет - Возможное исходное событие (да или нет)

ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ

БЩУ	блочный щит управления
ГЗЗ	главная запорная задвижка
ГЦН	главный циркуляционный насос
КД	компенсатор давления
КР	корпус реактора
ПГ	парогенератор
ППР	планово-предупредительный ремонт
САОЗ	система аварийного расхолаживания активной зоны
ТБ	бассейн выдержки и перегрузки топлива

**NEXT PAGE(S)
left BLANK**

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

- Almeida, C. Международное агентство по атомной энергии
- Андропов Х.А. Атомэнергопроект, Российская Федерация
- Balabanov, E. Nuclear Safety and Automation Division, Болгария
- Bassols, M. Electricite de France, Франция
- Cvan, M. VUJE Nuclear Power Plant Research Institute, Словакия
- Czakó, S. VEIKI Institute for Electric Power Research Co., Венгрия
- Fagula, L. Bohunice Nuclear Power Plant, Словакия
- Филь Н.С. ОКБ "Гидропресс", Российская Федерация
- Fucuda, M. Nuclear Power Engineering Corporation, Япония
- Громов Г. Nuclear Regulatory Administration, Украина
- Lin, C. Международное агентство по атомной энергии
- Macek, Nuclear Research Institute, Чешская Республика
- Matejovic, P. VUJE Nuclear Power Plant Research Institute, Словакия
- Mišák, J. Nuclear Regulatory Authority of Slovakia, Словакия
- Nagy, S. Paks Nuclear Power Plant, Венгрия
- Norvez, G. Международное агентство по атомной энергии
- Ortcharova, I. Energoproekt, Болгария
- Sýkora, M. Temelin Nuclear Power Plant, Чешская Республика
- Yu, E. Beijing Nuclear Safety Center, Китай

Совещания консультантов:

Вена, Австрия: 6-10 ноября 1995г., 14-18 октября 1996г.