

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ
ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ
УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

**СХЕМНЫЕ РЕШЕНИЯ И ПРИНЦИПЫ РАБОТЫ
ПАССИВНЫХ СИСТЕМ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ
РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ЯЭУ**

Рекомендовано к изданию УМО «Ядерные физика и технологии»

Москва 2015

УДК 621.039.58:536.423

ББК 31.46я7

МЗ1

Схемные решения и принципы работы пассивных систем аварийного охлаждения различных типов ЯЭУ: Учебное пособие / А.В. Морозов, О.В. Ремизов, Ю.А. Маслов, В.С. Харитонов. М.: НИЯУ МИФИ, 2015. – 176 с.

Составлено в соответствии с Государственным образовательным стандартом по дисциплинам «Основы проектирования и конструирования ЯЭУ», «Динамика и безопасность ЯЭУ».

В пособии представлено описание пассивных систем безопасности, предназначенных для управления различными типами аварий на ЯЭУ. Рассмотрены системы, входящие в состав действующих, сооружаемых и проектируемых реакторов с различными теплоносителями и дана классификация этих систем. В помощь студентам, выполняющим курсовые проекты, демонстрируются разнообразные технологические и схемные решения, используемые в пассивных системах аварийного охлаждения различных типов ЯЭУ.

Предназначено для студентов, обучающихся по направлениям 14.03.02 и 14.04.02 – Ядерная физика и технологии (программа «Теплофизика ядерных энергетических установок»), 14.03.01 – Ядерная энергетика и теплофизика (программа «Атомные электростанции и установки»), а также специальности 141403 – Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг. Пособие также может полезно для аспирантов соответствующих специальностей и специалистов, работающих в атомной энергетике.

Подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Рецензенты: гл. науч. сотр. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», д-р техн. наук, проф. Ю.С. Юрьев;

гл. спец-т ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», д-р техн. наук, В.М. Махин.

ISBN 978-5-7262-2161-8

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2015

Редактор Шумакова Е.Е.

Подписано в печать 20.11.2015. Формат 60x84 1/16

Печ. л. 11,0. Уч.-изд. л. 11,0. Тираж 200 экз.

Изд. № 1/20. Заказ № 16.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

115409, Москва, Каширское ш., д.31

ООО «Баркас»,

115230, Москва, Каширское ш., д. 4.

Оглавление

Предисловие.....	6
Список основных сокращений.....	8
Введение.....	10

ГЛАВА 1 СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ЗАЛИВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ.....13

1.1 Классификация систем пассивного залива активной зоны.....	14
1.2 Системы пассивного залива АЗ действующих АЭС	15
1.2.1 Отечественные АЭС с реактором ВВЭР	15
1.2.2 Зарубежные АЭС	19
1.2.2.1 Реакторы с водой под давлением (PWR).....	20
1.2.2.2 Тяжеловодные реакторы (PHWR)	21
1.3 Системы пассивного залива АЗ новых проектов АЭС	25
1.3.1 Зарубежные проекты АЭС	25
1.3.1.1 Реактор AP-600/1000 (США)	25
1.3.1.2 Реактор EP-1000 (США-ЕС)	28
1.3.1.3 Реактор APR1400 (Республика Корея)	29
1.3.1.4 Реактор APWR (Япония)	31
1.3.1.5 Реактор MS-600 (Япония)	33
1.3.1.6 Реактор KERENA (ЕС)	34
1.3.1.7 Реактор EPR (ЕС)	35
1.3.1.8 Реактор CANDU-9 (Канада)	36
1.3.1.9 Реактор AHWR (Индия)	37
1.3.2 Отечественные проекты АЭС	38
1.3.2.1 Реактор ВВЭР-640 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург)....	38
1.3.2.2 Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-392М (АЭП, г. Москва)....	40
Контрольные вопросы и задания.....	44

ГЛАВА 2 СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА **45** |

2.1 Классификация систем пассивного отвода тепла	45
2.2 Системы пассивного отвода тепла кипящих реакторов....	47
2.2.1 Зарубежные проекты реакторов	47
2.2.1.1 Кипящие реакторы (BWR)	47
2.2.1.2 Реактор ESBWR (США)	49
2.2.1.3 Реактор KERENA (ЕС)	51

2.2.1.4	Реактор АНWR (Индия)	54
2.2.2	Отечественные проекты реакторов	55
2.2.2.1	Реактор ВК-300 (НИКИЭТ)	55
2.3	Системы пассивного отвода тепла водо-водяных реакторов	57
2.3.1	Зарубежные проекты реакторов	57
2.3.1.1	Реактор AP-1000 (США)	57
2.3.1.2	Реактор MARS (Италия)	59
2.3.1.3	Реактор AC-600 (Китай)	61
2.3.1.4	Реактор APR+ (Республика Корея)	63
2.3.1.5	Реактор PIUS (Швеция)	64
2.3.2	Отечественные проекты реакторов	67
2.3.2.1	Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-392М (АЭП, г. Москва).....	67
2.3.2.2	Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-491 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург)	70
2.3.2.3	Реактор ВВЭР-640 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург).....	72
2.3.2.4	Система пассивного отвода тепла с инжектором-конденсатором для реактора ВВЭР (ВНИИАЭС).....	74
2.3.2.5	Система пассивного отвода тепла с использованием тепловых труб для реактора ВВЭР (СГУ)	76
2.4	Системы пассивного отвода тепла интегральных и блочных реакторов	78
2.4.1	Зарубежные проекты реакторов	78
2.4.1.1	Реактор SIR (США, Великобритания)	78
2.4.1.2	Реактор IRIS (США)	80
2.4.1.3	Реактор SMART (Республика Корея)	81
2.4.1.4	Реактор IMR (Япония)	82
2.4.1.5	Реактор PSRD (Япония)	84
2.4.1.6	Реактор SCOR (Франция)	85
2.4.1.7	Реактор CAREM-25 (Аргентина)	88
2.4.1.8	Реактор NuScale (США)	90
2.4.1.9	Реактор mPower (США)	92
2.4.2	Отечественные проекты реакторов	93
2.4.2.1	Реактор АТЭЦ-200 (ОКБМ)	93
2.4.2.2	Реактор ВПБЭР-600 (ОКБМ)	95
2.4.2.3	Реактор КЛТ-40С (ОКБМ)	97
2.4.2.4	Реактор ВБЭР-300 (ОКБМ)	99

2.5 Системы пассивного отвода тепла быстрых реакторов..	100
2.5.1 Зарубежные проекты реакторов	101
2.5.1.1 Реактор CEFR (КНР)	101
2.5.1.2 Реактор PFBR-500 (Индия)	102
2.5.1.3 Реактор CFBR-500 (Индия)	103
2.5.1.4 Реактор KALIMER-150 (Республика Корея)	105
2.5.1.5 Реактор KALIMER-600 (Республика Корея)	106
2.5.1.6 Реактор ALFRED (ЕС)	107
2.5.1.7 Реактор MYRRHA (ЕС)	109
2.5.2 Отечественные проекты реакторов	110
2.5.2.1 Реактор БН-800	110
2.5.2.2 Реактор БН-1200	112
2.5.2.3 Реактор БРЕСТ	113
2.5.2.4 Реактор СВБР	114
Контрольные вопросы и задания.....	116
ГЛАВА 3 ПАССИВНЫЕ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ	
ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ	118
3.1 Системы удержания кориума в корпусе реактора.....	119
3.1.1 Зарубежные проекты реакторов.....	120
3.1.1.1 Реактор AP-600 (США).....	120
3.1.1.2 Реактор AP-1000 (США).....	123
3.1.1.3 Реактор KERENA (ЕС)	127
3.1.2 Отечественные проекты реакторов	129
3.1.2.1 АЭС «Ловиза» с реактором ВВЭР-440.....	131
3.1.2.2 Реактор ВВЭР-640.....	134
3.2 Системы удержания расплава в шахте реактора.....	136
3.2.1 Зарубежные проекты реакторов	137
3.2.1.1 Реактор EPR (ЕС)	137
3.2.1.2 Реактор EU-APR1400 (Корея)	141
3.2.1.3 Реактор ESBWR (США)	144
3.2.1.4 Реактор EU-ABWR (Япония)	147
3.2.2 Отечественные проекты реакторов	150
3.2.2.1 Реактор ВВЭР-1200 «АЭС-2006».....	153
Контрольные вопросы и задания.....	157
Выводы.....	159
Список литературы.....	160

Предисловие

В последние годы у нас в стране и за рубежом разработаны проекты ядерных энергетических установок (ЯЭУ) нового поколения с различными теплоносителями. Основным их отличием является наличие пассивных систем безопасности, предназначенных для охлаждения активной зоны реактора в случае аварий без участия персонала атомных станций и применения активных систем безопасности, которые требуют для своей работы внешних источников энергии.

Конструкции пассивных систем достаточно разнообразны, однако учебные пособия, в которых рассматривались бы особенности схемных решений, примененных в системах пассивного залива активной зоны, системах пассивного отвода тепла и системах управления тяжелыми авариями, практически отсутствуют.

Вместе с тем, информация о пассивных системах безопасности реакторных установок востребована студентами НИЯУ МИФИ, которые обучаются по образовательным программам, связанным с ядерной энергетикой, особенно при выполнении комплексного курсового проекта по разработке ЯЭУ.

При подготовке настоящего учебного пособия авторами использовались последние материалы, содержащиеся в документах МАГАТЭ, журнальных статьях, докладах на конференциях по работе пассивных систем охлаждения активных зон ядерных реакторов и управления тяжелыми авариями. Рассматриваются действующие, сооружаемые и проектируемые в различных странах реакторные установки, в результате чего формируется представление об общем состоянии и уровне разработок пассивных систем безопасности. Рассмотрены основные проекты атомных станций, информация о которых доступна в открытой печати по состоянию на декабрь 2013 года. В этом смысле учебное пособие содержит достаточно новую информацию и существенно дополняет лекционный материал, который ограничен из-за дефицита времени, подробным описанием и классификацией пассивных систем обеспечения безопасности ЯЭУ.

Учебное пособие подготовлено коллективом специалистов ГНЦ РФ ФЭИ и преподавателей НИЯУ МИФИ.

Авторы выражают глубокую благодарность рецензентам В.М. Махину и профессору Ю.С. Юрьеву за сделанные замечания и ценные советы.

Авторы также благодарны А.С. Сошкиной и А.Р. Сахипгарееву за помощь в подготовке данного учебного пособия.

Список основных сокращений

АЗ	– активная зона
АТО	– автономный теплообменник
АЭС	– атомная электростанция
БЩУ	– блочный щит управления
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВТО	– воздушный теплообменник
ГЕ	– гидроемкость
ГЦК	– главный циркуляционный контур
ГЦН	– главный циркуляционный насос
ЕЦ	– естественная циркуляция
ЖМ	– жертвенный материал
ЗО	– защитная оболочка
ЗПА	– запроектная авария
КД	– компенсатор давления (объема)
МПА	– максимальная проектная авария
ПВС	– пароводяная смесь
ПГ	– парогенератор
ПТО	– промежуточный теплообменник
РБМК	– реактор большой мощности канальный
РУ	– реакторная установка
САОЗ	– система аварийного охлаждения активной зоны
САОТ	– система аварийного отвода тепла
САРХ	– система аварийного расхолаживания
СПЗАЗ	– система пассивного залива активной зоны
СПОТ	– система пассивного отвода тепла
СУЗ	– система управления и защиты
ТВС	– тепловыделяющая сборка
УЛР	– устройство локализации расплава
ЯЭУ	– ядерные энергетические установки
ABWR	– Advanced Boiling Water Reactor – усовершенствованный кипящий реактор
ACC	– accumulator – гидроаккумулятор
ADS	– Automatic Depressurization System – система автоматического снижения давления в контуре

- ALWR – Advanced Light Water Reactor – усовершенствованный легководяной реактор
- BWR – Boiling Water Reactor – кипящий реактор
- CANDU – Canada Deuterium Uranium – канадский тяжеловодный водо-водяной ядерный реактор
- IC – Isolation Condenser – отсечной конденсатор
- PCCS – Passive Containment Cooling System – система пассивного охлаждения защитной оболочки
- PHWR – Pressurized Heavy Water Reactor – тяжеловодный реактор
- PWR – Pressurized Water Reactor – реактор с водой под давлением

Введение

Концепция систем безопасности атомных станций менялась по мере развития атомной энергетики. В первых проектах АЭС, появившихся в 1950–1960 гг. и относящихся к «Поколению I» (АЭС «Шиппингпорт», «Дрезден» и т.д.), безопасность обеспечивалась за счет применения ограниченного числа активных систем. Реакторные установки второго поколения, разработанные в 1970–1980 гг. (PWR, BWR, ВВЭР, РБМК, CANDU), предусматривали использование более широкого комплекса как активных, так и пассивных систем безопасности, созданных с применением принципов резервирования, независимости и разделения. Реакторы, относящиеся к третьему поколению (System 80+, ABWR и т.д.), разработанные в конце 80-х – начале 90-х гг. XX в., обладают лучшими показателями надежности и безопасности, обеспечивая снижение и без того низких выбросов радиоактивности в окружающую среду. Проекты АЭС, относящиеся к «Поколению III+», сооружение которых ведется в настоящее время (АЭС-2006, AP-1000 и т.д.), отличаются новыми подходами к обеспечению безопасности.

Развиваемая в новых проектах реакторных установок концепция безопасности, сохраняя те принципы обеспечения безопасности, эффективность которых уже доказана на практике, в качестве основного выдвигает принцип последовательного и комплексного использования свойств самозащищенности ядерных реакторов. Это качество достигается за счет использования совокупности благоприятных физических свойств, присущих топливу (например, обратная связь по температуре топлива), теплоносителю (например, естественная циркуляция теплоносителя) и другим компонентам, а также особенностей конструкции активной зоны и контуров охлаждения. Использование естественных процессов позволяет упростить и повысить безопасность реакторной установки и путем использования преимущественно пассивных устройств (элементов), действие которых основано на использовании естественных физических факторов (силы гравитации, гидродинамические силы, изменение агрегатного состояния и др.) и для применения которых не требуются разветвленные управляющие и обеспечивающие системы. Эти требования к использованию пассивных систем обеспечения безопасности реакторных установок зафиксированы в норма-

тивных документах [1], согласно которым «При проектировании систем (элементов) атомной станции и реакторной установки должно отдаваться предпочтение системам (элементам), устройство которых основано на пассивном принципе действия и свойствах внутренней самозащищенности (саморегулирование, тепловая инерционность и другие естественные процессы)». Критерии и принципы, которым должны удовлетворять пассивные системы безопасности реакторных установок нового поколения, также сформулированы в рамках международной программы «Поколение IV» [2]:

обеспечение срабатывания пассивных систем за счет запасенной потенциальной энергии (перепад высот, сжатый воздух, разность давлений и др.) и энергии аккумуляторных батарей;

сохранение работоспособности систем безопасности, однажды приведенных в действие, которые продолжают выполнение операций на основе только естественных сил (сила тяжести, естественная циркуляция, тепловая труба и т.д.);

автоматическое исполнение функций безопасности системами без воздействия на них со стороны оперативного персонала;

активные системы, не связанные с безопасностью, должны иметь подсистемы безопасности, основанные на пассивном принципе, которые обеспечивают функции ядерной безопасности;

отвод тепла от активной зоны к конечному поглотителю должен быть обеспечен с таким расчетом, чтобы охлаждение активной зоны осуществлялось в автоматическом режиме в течение нескольких дней;

должны применяться дополнительные системы, основанные на других физических принципах, обеспечивающие минимизацию вероятности разрушения активной зоны и выхода радиоактивных продуктов за установленные границы в количествах, превышающих установленные пределы.

Исходя из изложенного можно сказать, что целью настоящего учебного пособия является описание принципов работы и классификация пассивных систем аварийного охлаждения различных типов ЯЭУ. Материал учебного пособия должен использоваться студентами при изучении дисциплин «Основы проектирования и конструирования ЯЭУ», «Динамика и безопасность ЯЭУ» и «Атомные

электрические станции», а также при подготовке к выполнению курсовых проектов по разработке ЯЭУ.

В пособии рассматриваются пассивные системы охлаждения активных зон и управления тяжелыми авариями для широкого перечня известных на сегодня в мире реакторных установок различного типа (рис. В.1).

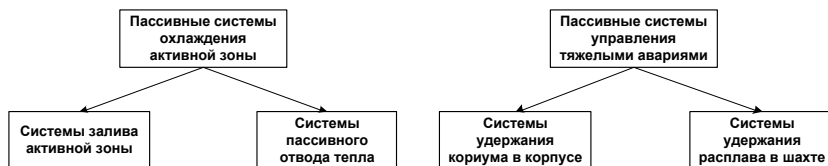


Рис. В.1. Структура учебного пособия

В первой главе приведена классификация систем пассивного залива активной зоны (СПЗАЗ) для АЭС, эксплуатируемых в России и за рубежом, а также новых проектов реакторов повышенной безопасности.

Во второй главе описаны конструкции и характерные особенности систем пассивного отвода тепла (СПОТ), применяемых в различных типах действующих и разрабатываемых реакторных установок.

В третьей главе представлены различные концепции по управлению тяжелыми авариями. Рассмотрены методы локализации и технические средства управления тяжелыми авариями, основанные на применении пассивных систем.

ГЛАВА 1

СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ЗАЛИВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В настоящее время в атомной энергетике реализуется комплексный подход к обеспечению безопасности, который включает в себя:

научно-методическое обеспечение безопасности, т.е. создание методик, руководств, программных средств, обеспечивающих анализ и прогнозирование возможных аварийных ситуаций;

организационно-нормативную базу, отражающую обязательные требования к безопасности проектируемых, сооружаемых и эксплуатируемых реакторных установок;

технические средства и меры по обеспечению безопасности.

К применяемым на АЭС техническим средствам относятся системы безопасности, проектные функции которых направлены на предотвращение аварий и ограничение радиологических последствий в случае их возникновения. Данные технические средства являются одним из элементов концепции глубоко эшелонированной защиты, реализация которой предусмотрена в современных проектах атомных электростанций (АЭС) в соответствии с требованиями нормативной документации [1]. Данная концепция основана на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Одной из систем безопасности является система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ). Функция безопасности этой системы заключается в поддержании необходимого запаса теплоносителя в активной зоне реактора при авариях с потерей теплоносителя первого контура реакторной установки (РУ). На современных АЭС в состав САОЗ входят насосные (активные) системы подачи теплоносителя в реактор и системы пассивной подачи теплоносителя из гидроаккумуляторов (гидроемкостей).

Системы пассивного залива активной зоны (СПЗАЗ) используют в своей работе потенциальную энергию сжатого газа или потенциальную энергию массы теплоносителя, расположенной выше уровня активной зоны.

В данной главе рассмотрены технологические схемы и классифицированы СПЗАЗ, применяемые в различных типах действующих и разрабатываемых реакторных установок.

1.1 Классификация систем пассивного залива активной зоны

В соответствии с классификацией, принятой в [1], системы пассивного залива активной зоны являются защитными системами, важными для безопасности, относящимися ко второму классу безопасности. Действующие и разрабатываемые системы пассивного залива АЗ можно сгруппировать по нескольким признакам:

по назначению (характеру использования): одноцелевые (аварийное охлаждение АЗ); многоцелевые (совмещающие функции охлаждения и остановки реактора, а также удержания его в подкритическом состоянии);

по способу подачи охладителя в реактор: давлением газа (воздуха или азота); давлением среды первого контура (пар или парогазовая смесь); под действием гидростатического напора (самотеком);

по длительности работы системы: кратковременно (в течение нескольких минут, для быстрого охлаждения АЗ на начальном этапе аварии); долговременно (до нескольких суток, в целях отвода остаточных тепловыделений);

по расходной характеристике: не профилируемые (величина расхода зависит только от перепада давлений между рабочим газом и охлаждаемым контуром); профилируемые (с использованием специальных устройств для изменения расхода);

по способу удержания охладителя вне зоны: с помощью обратных клапанов; пружинными клапанами; пневматическими вентилями на линии слива; односторонними разрывными дисками;

по месту ввода охлаждающей жидкости: в холодные и/или горячие ветки ГЦК; в опускной участок АЗ; в смесительную камеру реактора; в напорные коллекторы; непосредственно в топливные каналы;

по условиям срабатывания: при падении давления в первом контуре; при снижении перепада давлений между первым конту-

ром и защитной оболочкой; при снижении давления воздуха в системе пневматических клапанов на линии слива;

по месту размещения объема охладителя: внутри защитной оболочки; за пределами контейнента;

по типу используемого источника рабочего газа: газовая подушка в самой гидроемкости; отдельный сосуд со сжатым газом; реакторная среда первого контура (пар или парогазовая смесь);

по способу предотвращения попадания рабочего газа в реактор: использование быстрозапорных задвижек на линии слива; применение устройства для сброса давления газа; плавающий поплавковый клапан в объеме гидроемкости; отказ от использования в системе неконденсирующихся газов;

по химическому составу охладителя: обычная вода; водные растворы (борная кислота и т.п.).

1.2 Системы пассивного залива активной зоны действующих АЭС

1.2.1 Отечественные АЭС с реактором ВВЭР

В отечественных корпусных реакторах, по мере их совершенствования, подход к проектированию САОЗ существенно изменялся. В опытно-промышленных водо-водяных реакторах (ВВЭР-210 и ВВЭР-365) предусматривалась лишь компенсация утечек из первого контура за счет воды, запасенной в компенсаторе давления (КД). В серийных блоках первого поколения (ВВЭР-440 с РУ В-179 и В-230) уже была применена САОЗ, включавшая в себя систему залива АЗ из баков-накопителей с помощью насосов. Данная система строилась по двухканальному принципу – основной и резервный каналы, что соответствовало мировой практике того периода, однако независимость каналов не обеспечивалась. Максимальная проектная авария (МПА) для этого поколения реакторов была ограничена разрывом трубопровода диаметром 32 мм [3].

В середине 70-х гг. были разработаны энергоблоки второго поколения – ВВЭР-440 с РУ В-213. Для этого проекта в качестве максимальной проектной аварии рассматривался мгновенный поперечный разрыв главного циркуляционного трубопровода первого контура со свободным истечением теплоносителя с обоих концов. В связи с этим изменились и требования к САОЗ, теперь

она должна была обеспечивать охлаждение АЗ в случае МПА с одновременным обесточиванием главных циркуляционных насосов (ГЦН). В состав САОЗ были включены как активные, так и пассивные элементы. Последние представлены гидроемкостями (ГЕ), находящимися под давлением азота и подсоединенными к первому контуру трубопроводами с обратными клапанами.

В состав системы пассивного залива реактора ВВЭР-440/213 входят четыре гидроаккумулятора, общий объем каждого составляет $\sim 70 \text{ м}^3$, причем объем газовой подушки $\sim 30 \text{ м}^3$ при давлении $\sim 6 \text{ МПа}$ [4]. Две емкости подают воду в опускной участок реактора, а две – в напорную камеру. Трубопровод, соединяющий ГЕ с реактором, имеет диаметр 235 мм. Для недопущения попадания в первый контур РУ неконденсирующихся газов предусмотрено отсечение емкостей с помощью быстродействующих задвижек, которые срабатывают при понижении уровня в гидроаккумуляторах до $\sim 0,5 \text{ м}$ [5]. Принципиальная схема системы пассивного залива АЗ реактора ВВЭР-440/213 изображена на рис. 1.1.

Параллельно с работами по созданию серийных блоков ВВЭР-440/213 велась разработка проектов АЭС с реактором ВВЭР-1000. После энергоблоков «малой серии» (РУ В-187, В-338) в промышленную эксплуатацию были введены унифицированные блоки с серийной реакторной установкой В-320.

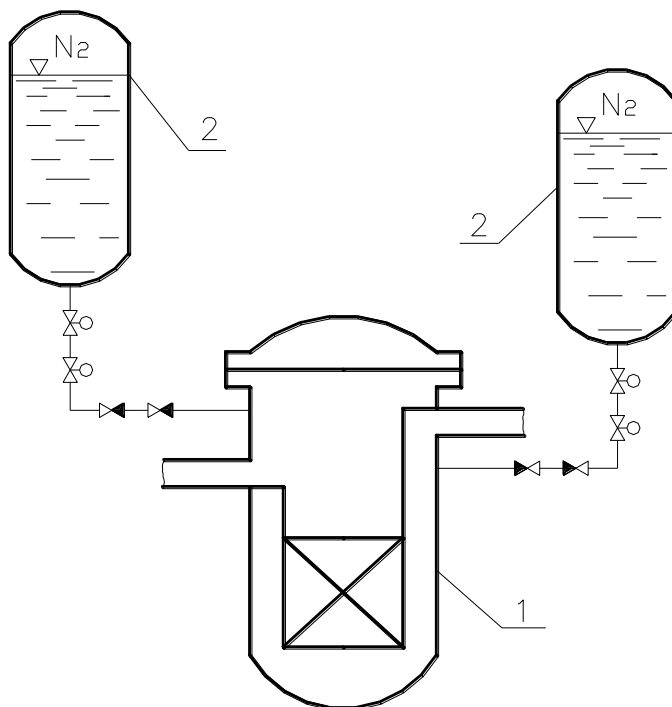


Рис. 1.1. Система пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР 440/1000: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор

Система пассивного залива АЗ этой РУ аналогична СПЗАЗ реактора ВВЭР-440/213 и состоит из четырех гидроаккумуляторов с трубопроводами и арматурой (рис. 1.1). Каждый гидроаккумулятор объемом $\sim 60 \text{ м}^3$ содержит $\sim 50 \text{ м}^3$ водного раствора борной кислоты с концентрацией $16 \text{ г/кг H}_2\text{O}$. В гидроаккумуляторе создается и поддерживается азотом давление $\sim 6 \text{ МПа}$. На каждом трубопроводе от гидроаккумулятора к реактору диаметром 300 мм установлено четыре клапана: два обратных и два быстродействующих запорных. Первые обеспечивают подачу воды из ГЕ в реактор при снижении давления в нем ниже давления газа в гидроемкостях, а вторые отсекают гидроаккумулятор от реактора после слива воды для предотвращения попадания в него азота.

В системе пассивного залива АЗ из гидроемкостей применен принцип дублирования, т.е. гидроаккумуляторы, подключенные непосредственно к реактору, попарно подают воду в напорную и сборную камеры реактора. При такой схеме подсоединения вода, поступившая в опускной участок, сначала затапливает пространство под активной зоной, после чего начинает снизу поступать непосредственно в АЗ, охлаждая ее. Поступившая снизу вода играет основную роль в охлаждении активной зоны. Вода, поданная в напорную камеру, поступает в АЗ сверху, сразу попадая на разогретые сборки, а затем по периферийным, наименее горячим тепловыделяющим сборкам (ТВС) стекает в пространство под активной зоной. Особенностью залива АЗ при подаче воды сверху является сильная зависимость скорости движения фронта смачивания от теплового потока в ТВС. При определенных условиях движение воды вниз может замедлиться и даже полностью прекратиться из-за процесса «захлебывания» в восходящем потоке пара.

Давление, при котором начинается подача охлаждающей воды в реактор (~ 6 МПа), выбрано исходя из соображений ее эффективного использования: более раннее срабатывание гидроаккумуляторов нецелесообразно, так как большое количество преждевременно подаваемой воды будет вынесено из реактора большим расходом пароводяной смеси (ПВС), вытекающей в разрыв. Однако слишком затягивать начало впрыска опасно, так как при этом возрастает время, в течение которого АЗ оголена и практически не имеет охлаждения. К моменту окончания работы гидроемкостей АЗ должна быть затоплена не менее чем на $2/3$ от ее высоты [6].

Для выполнения функций охлаждения АЗ системой пассивного залива при разрыве главного циркуляционного трубопровода необходимо подать воду в реактор из трех гидроаккумуляторов, т.е. используется структурное резервирование каналов по схеме «3 из 4».

СПАЗ реактора ВВЭР-1000 (РУ В-446) на АЭС «Бушер» (Иран) имеет увеличенный запас теплоносителя благодаря использованию двух комплектов гидроемкостей.

В состав системы гидроемкостей АЭС «Бушер», кроме стандартных гидроаккумуляторов, входящих в реакторную установку ВВЭР-1000, входят восемь гидроемкостей второй

ступени, разработанных фирмой Siemens/KWU. Эти гидроемкости подключаются дистанционно оператором и используются для охлаждения активной зоны при преодолении запроектных аварий с течами первого контура. На трубопроводах, соединяющих гидроемкости второй ступени с первым контуром, установлена нормально закрытая запорная арматура и обратные клапаны. При возникновении запроектной аварии (ЗПА), при снижении давления в первом контуре ниже 2,5 МПа, оператор имеет возможность дистанционного открытия запорной арматуры с целью подачи воды в первый контур. В случае, если оператор откроет арматуру раньше, чем давление в первом контуре станет ниже 2,5 МПа, высокое давление будет удерживаться двумя последовательно установленными обратными клапанами. При этом дальнейшие действия оператора по подключению гидроемкостей не требуются, так как при уменьшении давления в первом контуре ниже 2,5 МПа обратные клапаны откроются и вода начнет поступать в первый контур.

Электроснабжение запорной арматуры на линиях, соединяющих гидроемкости второй ступени с первым контуром, осуществляется от аккумуляторных батарей. Управление работой гидроемкостей второй ступени АЭС «Бушер» и контроль системы осуществляется с блочного щита управления (БЩУ). Увеличенный запас теплоносителя в СПЗАЗ способствует повышению безопасности АЭС «Бушер».

1.2.2 Зарубежные АЭС

За рубежом, в первую очередь в США, системы аварийного охлаждения АЗ были применены на АЭС в середине 60-х гг. В частности, на энергоблоке Dresden 3 с кипящим реактором (Boiling Water Reactor – BWR), сооруженном компанией General Electric в 1966 г., впервые была применена САОЗ, включавшая в себя насосы высокого и низкого давления, а также система автоматического снижения давления в контуре (Automatic Depressurization System – ADS), которая была предназначена для увеличения расхода охлаждающей воды от насосов низкого давления САОЗ в процессе аварии. В 1967 г. компания Westinghouse впервые применила в качестве средства для залива АЗ гидроаккумулирующие емкости, находящиеся под давлением азота [7].

1.2.2.1 Реакторы с водой под давлением (PWR)

В настоящее время система залива АЗ из гидроаккумуляторов используется на всех энергоблоках реакторов с водой под давлением (Pressurized Water Reactor – PWR). В конструкции реакторов PWR компании Westinghouse предусматривается подключение гидроемкостей к холодным веткам главного циркуляционного контура (ГЦК) (рис. 1.2). Количество гидроаккумуляторов зависит от количества циркуляционных петель реактора. В частности, на АЭС Seabrook с реактором PWR электрической мощностью 1150 МВт и 4-петлевой компоновкой применены четыре гидроаккумулятора, каждый из которых обеспечивает подачу в активную зону 24 м³ охлаждающей воды при падении давления в реакторе до 4,14 МПа [8].

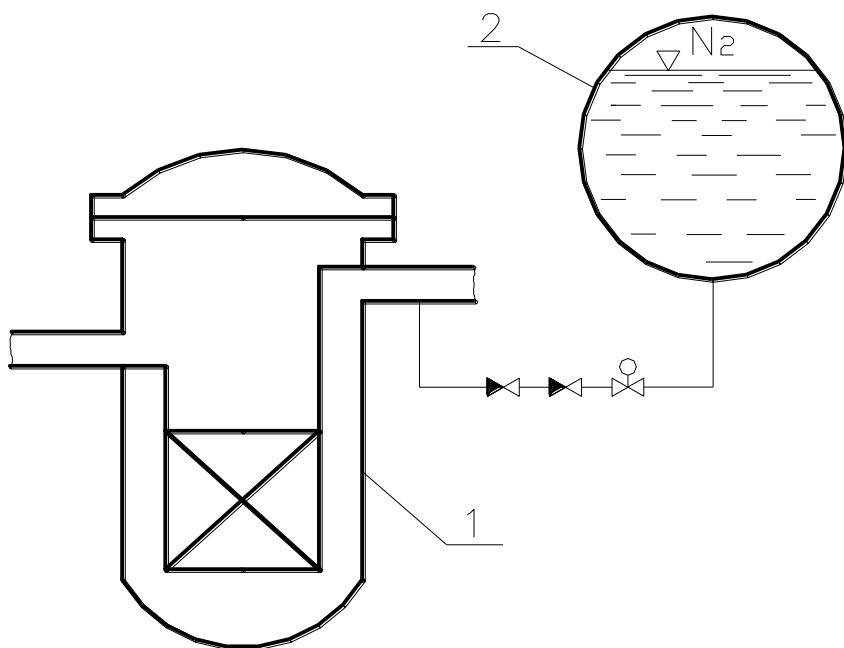


Рис. 1.2. Система пассивного залива активной зоны реактора PWR фирмы Westinghouse: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор

В реакторах, разработанных немецкой фирмой Siemens/KWU, предусмотрено подключение гидроемкостей как к холодным, так и горячим веткам. Например, на блоке АЭС Biblis В с реактором PWR электрической мощностью 1300 МВт используется система пассивного залива АЗ, состоящая из восьми гидроаккумуляторов, попарно подключенных к каждой из четырех петель (рис. 1.3). Каждый из них содержит 34 м³ воды, которая подается в реактор при снижении давления до 2,5 МПа [9].

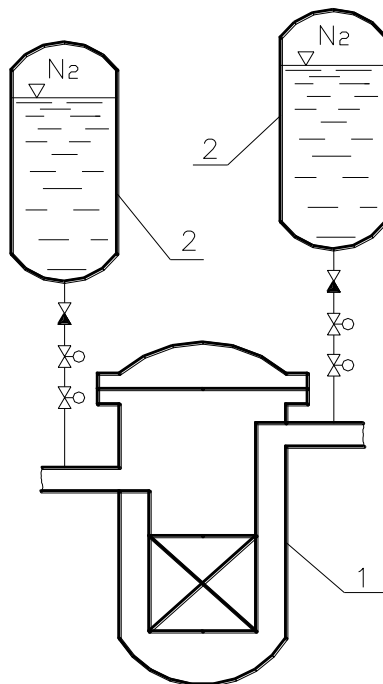


Рис. 1.3. Система пассивного залива активной зоны реактора PWR фирмы Siemens/KWU: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор

1.2.2.2 Тяжеловодные реакторы (PHWR)

В системах безопасности действующих тяжеловодных реакторов (Pressurized Heavy Water Reactor – PHWR) также применяются гидроаккумуляторы. В частности, они используются на реакторах типа CANDU, разработанных канадской компанией

АЕCL. На энергоблоках АЭС Bruce СПЗАЗ состоит из двух емкостей объемом 108 м^3 каждая, заполненных обычной водой под давлением $0,275 \text{ МПа}$ и при температуре $21 \text{ }^\circ\text{C}$. Сжатый азот под давлением $5,5 \text{ МПа}$ находится в отдельной емкости, которая отделена от гидроаккумуляторов пневматическими клапанами [10]. Выбор такой схемы системы обусловлен желанием снизить концентрацию растворенного азота в воде. Гидроаккумуляторы и все вспомогательные системы размещены в отдельно стоящем здании, размещенном за пределами защитной оболочки реактора.

Система гидроемкостей подает охлаждающую воду во входные и выходные коллекторы реактора. Сливные линии кроме запорной арматуры и обратных клапанов оснащены односторонними разрывными дисками, которые разделяют контуры обычной (в системе гидроаккумуляторов) и тяжелой (в контуре охлаждения реактора) воды.

В системе безопасности реактора CANDU-6 (экспортный вариант канадского тяжеловодного реактора) используется аналогичная система пассивного залива (рис. 1.4). Единственным отличием системы является более низкое ($4,14 \text{ МПа}$) давление азота в газовой емкости системы [11].

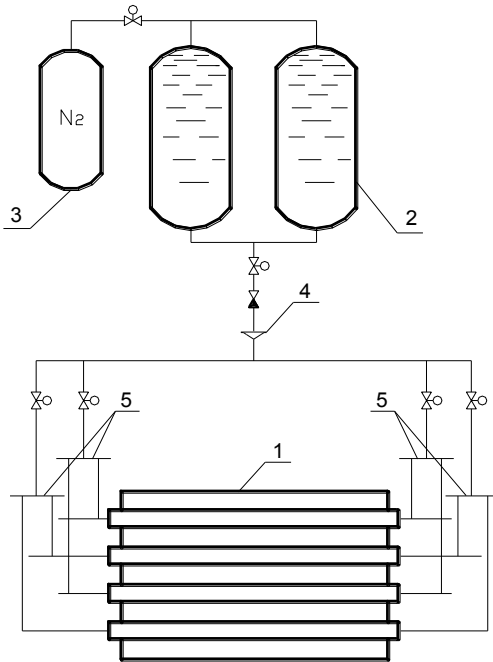


Рис. 1.4. Система пассивного залива активной зоны реактора CANDU-6: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак со сжатым азотом, 4 – односторонний разрывной диск, 5 – входные и выходные коллекторы реактора

В индийском тяжеловодном реакторе (Indian HWR) электрической мощностью 220 МВт используемая СПЗАЗ включает в себя баки, заполненные как обычной, так и тяжелой водой (рис. 1.5). Гидроаккумуляторы с D₂O находятся под более высоким давлением (6,0 МПа) и предназначены для использования при авариях с малой течью без ухудшения свойств теплоносителя (тяжелой воды). В случае же более серьезного инцидента в работу включаются гидроемкости, заполненные обычной водой и находящиеся под давлением 4,0 МПа [12].

Особенностью данной системы охлаждения является то, что подача жидкости в реактор производится в два из четырех коллекторов, в зависимости от местоположения течи. В случае разрыва трубопровода на выходе из реактора вода поступает в два

входных коллектора. При аварии же на входе в АЗ, приводящей к изменению направления движения теплоносителя в половине топливных каналов, система подает воду на входной и выходные коллекторы, расположенные на другой стороне реактора. Выбор точек подвода охлаждающей жидкости производится автоматически на основании данных о перепаде давления на АЗ и направлении движения жидкости в реакторе [13].

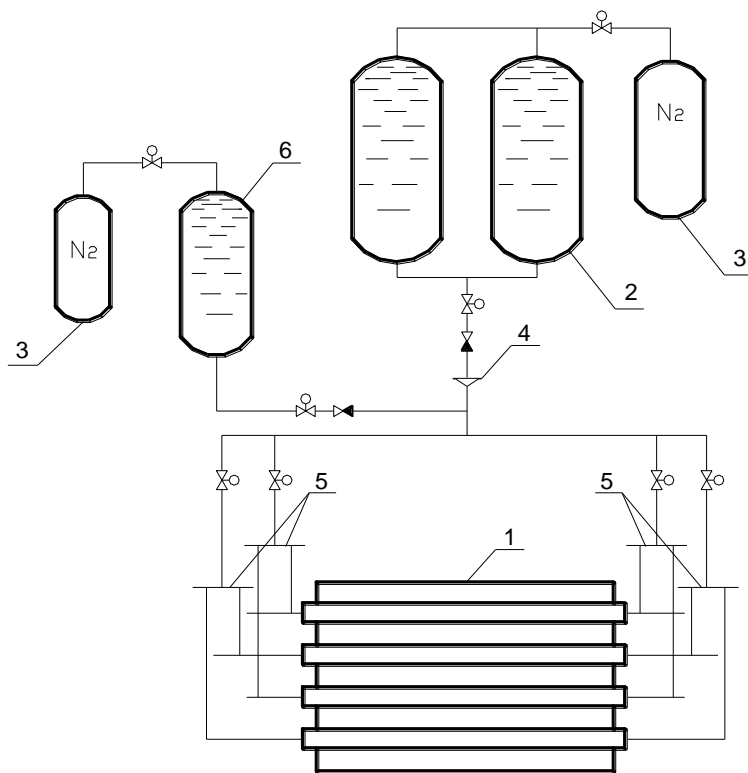


Рис. 1.5. Система пассивного залива активной зоны реактора РНWR:
 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак со сжатым азотом,
 4 – односторонний разрывной диск, 5 – входные и выходные коллекторы
 реактора, 6 – гидроемкость с D_2O

Несмотря на широкое применение на действующих энергоблоках систем залива АЗ с помощью гидроаккумуляторов,

они имеют определенные недостатки, к которым относятся трудности содержания больших запасов теплоносителя в емкостях с газовой подушкой и сложность профилирования расхода из емкостей. Поэтому в проектах АЭС с реакторами нового поколения, проектируемых во многих странах мира, предусмотрены технологические решения по увеличению аварийных запасов теплоносителя и его более эффективного использования.

1.3 Системы пассивного залива активной зоны новых проектов АЭС

1.3.1 Зарубежные проекты АЭС

1.3.1.1 Реактор AP-600/1000 (США)

Компанией Westinghouse был разработан проект усовершенствованной АЭС AP-600 электрической мощностью 600 МВт. Для повышения безопасности станции и удовлетворения лицензионным требованиям, действующим в США, в проекте широко используются пассивные системы безопасности [14].

Пассивная система подпитки АЗ реактора (рис. 1.6) предназначена для преодоления аварии с разгерметизацией первого контура в течение длительного времени [15]. Данная система состоит из следующих компонентов:

двух баков подпитки АЗ (Core Makeup Tanks – CMT);

двух традиционных гидроаккумуляторов (Accumulators – ACC);

бака запаса воды, расположенного внутри защитной оболочки (In-Containment Refueling Water Storage Tank – IRWST).

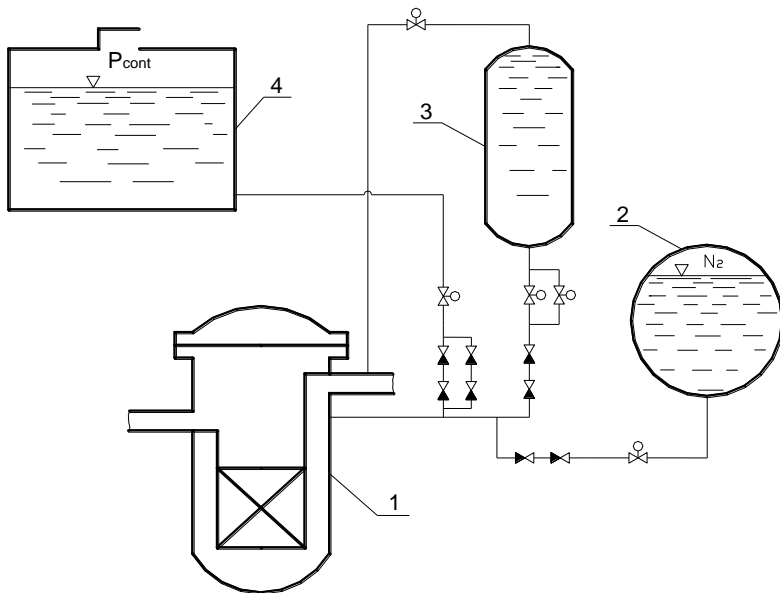


Рис. 1.6. Система пассивного залива активной зоны реактора AP600/1000: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак подпитки АЗ, 4 – бак запаса воды

Баки подпитки АЗ предназначены для преодоления аварий при любом давлении. Гидроемкости расположены выше реактора, соединены с ним с помощью линии выравнивания давления (Pressure Balance Line – PBL) и используют гидростатический напор для своей работы. Объем каждого бака $\sim 57 \text{ м}^3$ и он полностью залит раствором борной кислоты. Во время работы гидроемкостей вода из них поступает по сливной линии в опускную камеру реактора через два специальных патрубка на корпусе реактора (Direct Vessel Injection – DVI).

При работе реактора на мощности сливная линия из гидроемкости закрыта двумя параллельно расположенными пневматическими клапанами, а линия выравнивания давления открыта. Таким образом, давление в баке и в первом контуре одинаково. Сливная линия и гидроемкость в нормальных условиях

заполнены холодной водой, а в линии выравнивания давления находится горячий теплоноситель.

В случае аварии автоматически (по сигналу уменьшения уровня в КД или при снижении давления воздуха в пневмоприводах) открываются клапаны на сливной линии. После этого горячая вода из первого контура начинает поступать в гидроемкость через линию выравнивания давления, замещая холодную воду в баке, которая идет на охлаждение АЗ. Происходит первый этап работы системы, который носит название фазы рециркуляции. Во второй фазе, когда пар начинает поступать в холодную петлю реакторной установки (к которой подключена линия выравнивания давления), в гидроемкость идет двухфазная смесь, при этом уровень в баке начинает понижаться, а расход из системы становится неустойчивым. Эта фаза носит название колебательной. На третьем этапе работы в гидроемкость начинает поступать чистый пар, что ускоряет снижение уровня в ней. Эта фаза называется фазой залива [16].

Кроме баков подпитки в конструкции реактора используются и гидроаккумуляторы, предназначенные для быстрого повторного залива реактора при крупных течах. Каждый гидроаккумулятор объемом 57 м^3 содержит 48 м^3 раствора борной кислоты, в верхней части под давлением $\sim 4,83 \text{ МПа}$ находится азотная подушка.

Для долговременного охлаждения активной зоны в конструкции АЭС предусмотрено размещение бака запаса воды объемом $\sim 2108 \text{ м}^3$. В случае аварии с разрывом первого контура предполагается затопление пространства защитной оболочки водой из этого бака выше уровня патрубков реактора. Это обеспечит надежный теплоотвод от активной зоны.

Для обеспечения возможности залива реактора из бака запаса воды, находящегося под давлением в защитной оболочке, необходимо понизить давление в первом контуре реакторной установки. Для этих целей в проекте АЭС используется автоматическая система сброса давления (ADS). Она представляет собой ряд клапанов, соединенных с компенсатором объема, обеспечивающих поэтапное понижение давления. Эти клапаны расположены на трех ступенях, что уменьшает возникающие динамические нагрузки на оборудование [17].

В рамках развития программы реакторов с пассивными системами безопасности компанией Westinghouse на основе основных технических решений, заложенных в проект AP-600, был разработан проект энергоблока установленной мощностью 1000 МВт. Конструкция системы пассивного залива в РУ AP-1000 осталась аналогичной реактору AP-600. Однако, в связи с возросшей мощностью реакторной установки, возникла необходимость в некоторых изменениях в системах безопасности [18].

В частности, для реактора AP-1000 объем гидроемкостей и расход воды из них были увеличены на 25 %. Из-за ограниченных размеров здания (защитной оболочки) увеличение объема было достигнуто использованием гидроемкостей большего диаметра. Увеличение расхода было осуществлено заменой дроссельной шайбы, расположенной в линии слива. Степень изменения этих параметров была выбрана так, чтобы общая продолжительность работы системы осталась прежней. Также на 84 % вырос расход из бака запаса воды. Указанные изменения позволили обеспечить надежный отвод остаточных тепловыделений от реактора AP-1000 [19].

1.3.1.2 Реактор EP-1000 (США-ЕС)

Европейские энергетические компании совместно с компаниями Westinghouse и Ansaldo Nucleare разработали проект усовершенствованной АЭС EP-1000, удовлетворяющий европейским требованиям по безопасности [20]. Проект EP-1000 близок к конструкции реактора SPWR (Simplified Pressurized Water Reactor), разработанного компанией Westinghouse совместно с научно-исследовательскими центрами Японии [21] в части систем безопасности и конструкции защитной оболочки, в то время как реактор AP-600 послужил прототипом в плане компоновки станции и конструкции вспомогательных систем. Основным отличием от реакторов серии AP является использование трехпетлевой схемы первого контура.

Система пассивного залива АЗ реактора EP-1000 (рис. 1.7) состоит из:

- двух баков подпитки активной зоны;
- двух гидроаккумуляторов;

двух баков повторного залива АЗ (Core Reflood Tank – CRT); бака запаса воды, расположенного внутри защитной оболочки.

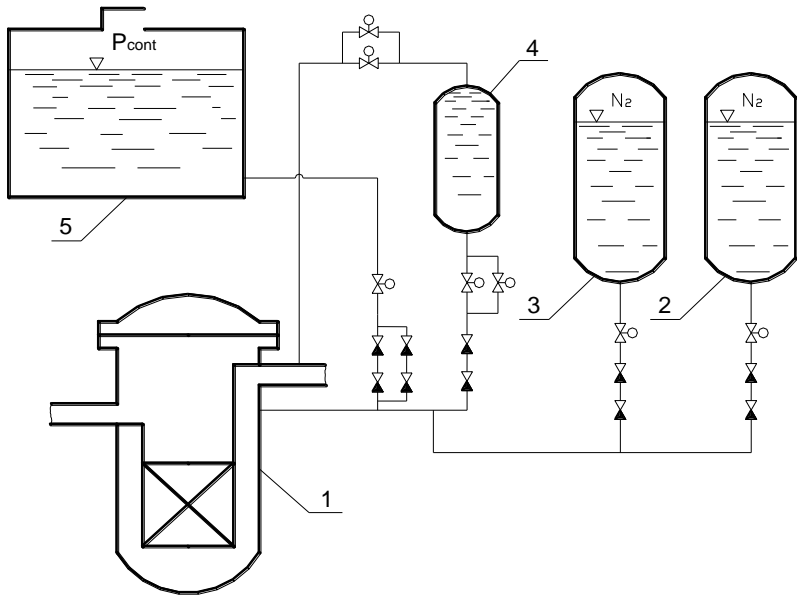


Рис. 1.7. Система пассивного залива активной зоны реактора EP-1000:
 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак повторного залива АЗ,
 4 – бак подпитки АЗ, 5 – бак запаса воды

Основные отличия СПЗАЗ данного реактора от реакторов серии АР в следующем:

использование меньших по размеру баков подпитки АЗ, что обеспечивает значительный выигрыш в стоимости и упрощает компоновку защитной оболочки;

использование двух баков повторного залива АЗ с азотной подушкой, которые срабатывают, когда давление в первом контуре упадет ниже 1,72 МПа.

1.3.1.3 Реактор APR1400 (Республика Корея)

В проекте корейского реактора следующего поколения – KNGR (Korean Next Generation Reactor) APR1400 в составе системы

пассивного залива АЗ (рис. 1.8) предусмотрено использование четырех гидроаккумуляторов объемом 68 м^3 каждый, подключенных непосредственно к корпусу реактора через специальные патрубки – DVI (Direct Vessel Injection) [22].

Прототипом для данного реактора послужил проект System 80+, фирмы Combustion Engineering (ныне часть компании Westinghouse) [23].

Гидроаккумуляторы, примененные на APR1400, оснащены устройством для пассивного изменения расхода, разработанным в научно-исследовательском центре KAERI (Korean Atomic Energy Research Institute) [24].

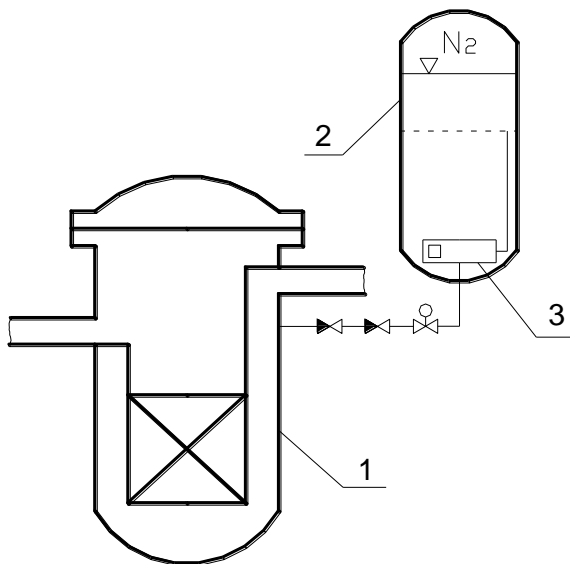


Рис. 1.8. Система пассивного залива активной зоны реактора APR1400: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – устройство для профилирования расхода

Профилирующее устройство установлено в нижней части емкости и имеет два различных пути для подвода воды: основной (через вертикальную трубу) и регулирующий (через отверстия в самом устройстве). Через регулирующие патрубки вода подводится в камеру смешения по касательной, что приводит к сильному вихрево-

му течению и большим гидравлическим сопротивлениям. По основному пути вода поступает под углом 160° , что значительно уменьшает образование вихрей, обеспечивая более низкое сопротивление.

Пока уровень воды в гидроемкости большой, в камеру смешения поступают потоки воды как по основному, так и по регулирующим патрубкам, следовательно, расход воды из емкости максимальный. Когда же уровень в баке опускается ниже вертикальной трубы, то движение воды по ней прекращается, и общий расход системы определяется только расходом через регулирующие патрубки.

Двухступенчатая расходная характеристика гидроемкостей удовлетворяет требованиям, установленным корейской топливной компанией KNFC (Korean Nuclear Fuel Company):

величина максимального расхода на первой ступени – не менее 950 кг/с;

длительность данной ступени – не менее 30 с;

минимальный расход на второй ступени – не менее 214,5 кг/с.

1.3.1.4 Реактор APWR (Япония)

В проекте японского реактора APWR (Advanced Pressurised Water Reactor) предусмотрено использование усовершенствованных гидроемкостей, разработанных компанией Mitsubishi Heavy Industries [25]. Они представляют собой традиционные гидроаккумуляторы с азотной подушкой, в которых реализовано двухступенчатое профилирование расхода (рис. 1.9).

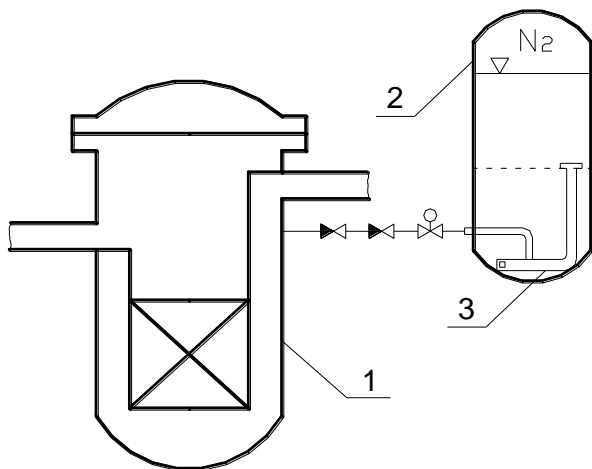


Рис. 1.9. Система пассивного залива активной зоны реактора APWR: 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – устройство для профилирования расхода

Предусматривается использование четырех гидроемкостей, подключенных к трубопроводам холодных петель реактора. Объем каждого бака $\sim 115 \text{ м}^3$. В случае аварии с разрывом трубопровода большого диаметра данные гидроемкости должны в течение 200 с выполнять функцию залива АЗ для недопущения ее расплава.

Профилирование расхода позволяет отказаться от использования насосов аварийного впрыска низкого давления в системе безопасности реактора. Соотношение расходов изливающейся воды на ступенях – 5:1. Для профилирования расхода используется специальное устройство, установленное в нижней части гидроемкости. Оно имеет два входных патрубка, один из которых установлен вертикально, а другой расположен горизонтально, очень близко ко дну емкости.

Пока уровень воды в гидроемкости высокий, в камеру устройства поступает расход по двум линиям: большой из вертикального участка и незначительный из горизонтальной трубы. После смешения потоков в вихревой камере они общим расходом направляются вверх через выходное отверстие. Когда же уровень воды в сосуде опустится достаточно низко, то расход по вертикальной линии пре-

кратится, и общий расход системы будет определяться только расходом по маленькой горизонтальной трубе. В этом случае поток жидкости выходит из камеры после своего завихрения, теряя часть кинетической энергии. Так как устройство для профилирования расхода расположено практически на дне гидроемкости, а выходной патрубков направлен вверх, то «мертвая» зона в баке практически отсутствует.

1.3.1.5 Реактор MS-600 (Япония)

В СПАЗ реактора MS-600 (рис. 1.10), также разработанного в Японии компанией Mitsubishi, используются аналогичные гидроаккумуляторы с профилированием расхода.

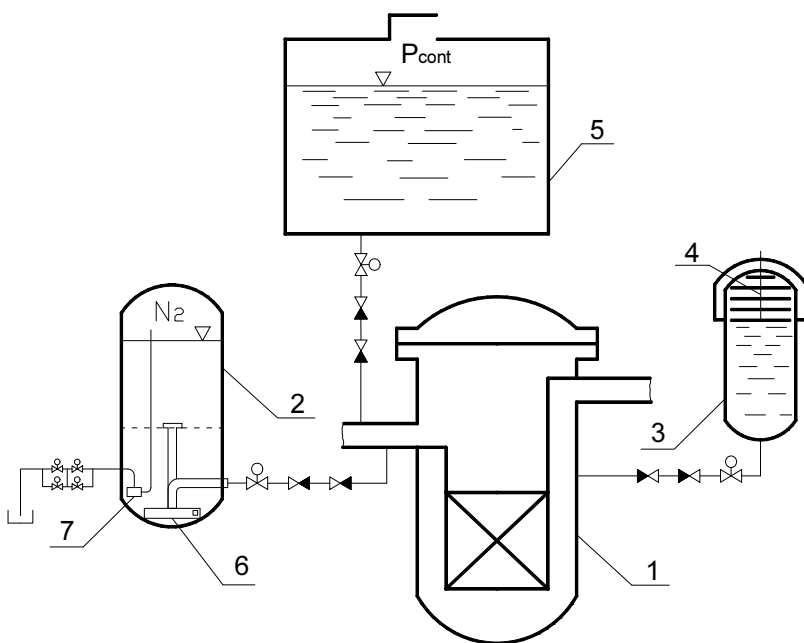


Рис. 1.10. Система пассивного залива активной зоны реактора MS-600:
 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – гидроемкость с нагревом верхней части, 4 – нагреватель и изоляция, 5 – бак запаса воды, 6 – устройство для профилирования расхода, 7 – газосбросное устройство

Для предотвращения попадания азота в первый контур РУ в нижней части баков установлено газоотводное устройство. Выход азота осуществляется через газовый тракт при открытии блока клапанов, после того как уровень воды в баке опустится ниже определенной отметки [26].

Кроме того, в системе пассивного залива АЗ данного реактора применены усовершенствованные баки для впрыска раствора борной кислоты (Advanced Boron Injection Tank – АВІТ).

Данная усовершенствованная система предназначена для залива АЗ раствором борной кислоты с использованием в качестве движущей силы перепада давлений между реактором и гидроемкостью. Раствор борной кислоты, находящийся в баке (объемом $\sim 15,2 \text{ м}^3$), разделен на две зоны: горячую ($T = 180 \text{ }^\circ\text{C}$) – в верхней части емкости, которая нагревается с помощью электронагревателей, и холодную ($T = 30 \text{ }^\circ\text{C}$) – внизу бака.

Во время работы реактора на мощности система находится в состоянии ожидания. Температура жидкости в горячей зоне с помощью нагревателей поддерживается вблизи температуры насыщения при проектном рабочем давлении. При снижении давления в первом контуре в результате аварии происходит вытеснение теплоносителя из гидроемкости благодаря вскипанию воды в верхней части гидроемкости.

По сравнению с традиционными гидроаккумуляторами, использующими при своей работе сжатые газы, использование потенциальной энергии горячей воды исключает попадание неконденсирующихся газов в первый контур при полном опорожнении емкости. Кроме того, размеры емкостей уменьшены, так как не требуется организация в них газового пространства [27].

1.3.1.6 Реактор KERENA (EC)

В состав систем безопасности кипящего реактора KERENA, разработанного фирмой AREVA, входит система пассивного залива АЗ (рис. 1.11), состоящая из четырех специальных бассейнов (Core Flooding Pools) общим объемом $\sim 3200 \text{ м}^3$ [28].

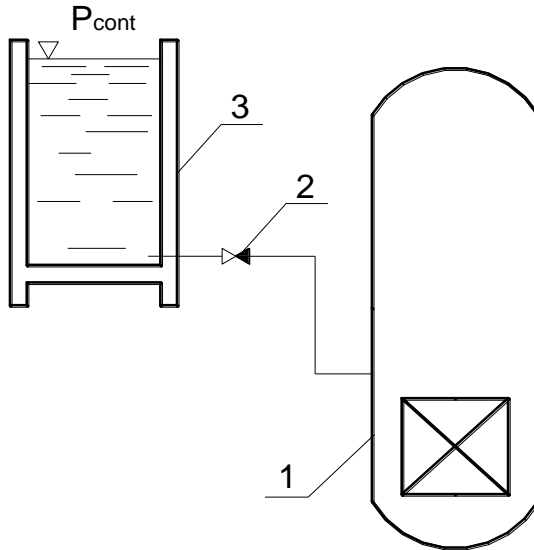


Рис. 1.11. Система пассивного залива активной зоны реактора KERENA:
 1 – реактор, 2 – пружинный обратный клапан, 3 – бак запаса воды

Бассейны находятся под давлением защитной оболочки и подают воду непосредственно в АЗ по сливным линиям, оборудованным специальными пружинными обратными клапанами. Эти клапаны открываются с помощью пружины при снижении разности давлений между реактором и защитной оболочкой до 0,25 МПа при большем давлении в реакторе. Первоначально поток пара из АЗ направляется в охлаждающей бассейн, снижая давление в реакторе. После выравнивания давлений направление движения среды в сливной линии меняется на противоположное, и вода под действием сил гравитации начинает поступать в АЗ.

1.3.1.7 Реактор EPR (EC)

Еще одной разработкой компании AREVA является реактор EPR мощностью 1600 МВт, который сооружается в настоящее время на нескольких площадках в Финляндии, Франции и Китае. Охлаждение активной зоны в случае аварии происходит с помощью четырехканальной системы залива активной зоны, в состав которой входят четыре гидроаккумулятора, содержащие вместе около

150 м³ раствора борной кислоты [29]. Все емкости подключены непосредственно к холодным веткам ГЦК и срабатывают при снижении давления в активной зоне до 4,6 МПа. Отличительной особенностью системы является использование в системе борной кислоты с высоким обогащением бора по изотопу ¹⁰B (не менее 37 %), что позволило снизить концентрацию борной кислоты до 1,8 г/кг Н₂O.

1.3.1.8 Реактор CANDU-9 (Канада)

В проекте нового тяжеловодного реактора CANDU-9 (электрической мощностью 900 -1300 МВт) используется СПЗАЗ (рис. 1.12) аналогичная реактору CANDU-6 [13].

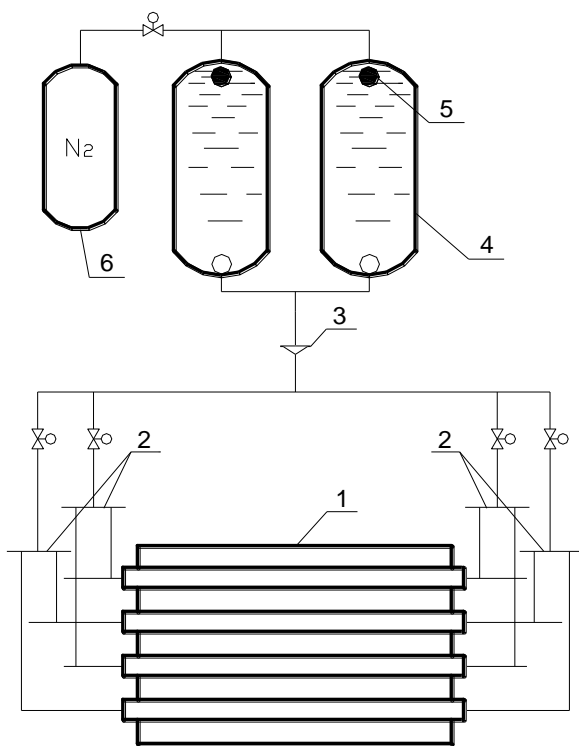


Рис. 1.12. Система пассивного залива активной зоны реактора CANDU-9: 1 – реактор, 2 – входные и выходные коллекторы, 3 – односторонний разрывной диск, 4 – гидроаккумулятор, 5 – шаровой поплавокый клапан, 6 – бак со сжатым азотом

Основными отличиями является использование азота более высокого давления (~ 8 МПа), а также применение шаровых поплавковых клапанов в объеме баков, предназначенных для предотвращения попадания азота в контур охлаждения реактора. Кроме того, гидроемкости и все вспомогательные системы размещены теперь непосредственно под защитной оболочкой реактора [29].

1.3.1.9 Реактор АНWR (Индия)

Индийскими исследовательскими организациями разработан проект реактора АНWR (Advanced Heavy Water Reactor) электрической мощностью 235 МВт, в котором тяжелая вода используется только в качестве замедлителя [30]. АЗ данного реактора состоит из вертикальных топливных каналов, охлаждаемых кипящей водой, движущейся за счет естественной циркуляции.

СПАЗ реактора АНWR (рис. 1.13) состоит из четырех гидроемкостей, предназначенных для залива АЗ на ранних стадиях аварии и оснащенных устройствами для пассивного двухступенчатого изменения расхода, а также водного бассейна объемом ~ 6000 м³, предназначенного для долговременного (более трех суток) отвода остаточных тепловыделений. Подвод охлаждающей воды из СПАЗ осуществляется непосредственно в топливные каналы, что повышает эффективность охлаждения тепловыделяющих элементов.

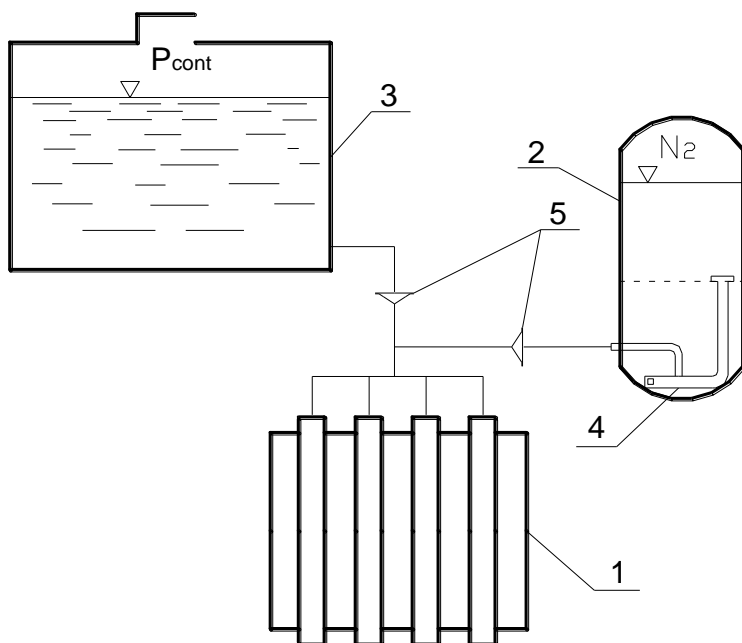


Рис. 1.13. Система пассивного залива активной зоны реактора АНWR:
 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак запаса воды, 4 – устройство для профилирования расхода, 5 – односторонний разрывной диск

1.3.2 Отечественные проекты АЭС

1.3.2.1 Реактор ВВЭР-640 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург)

ОАО «СПб АЭП» (г. Санкт-Петербург) совместно с ОКБ «Гидропресс» и РИЦ «Курчатовский институт» разработан проект АЭС нового поколения средней мощности ВВЭР-640 [31].

Проект АЭС ВВЭР-640 (РУ В-407) выполнен на базе проектов уже действующих АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, которые успешно эксплуатируются в течение длительного времени. Однако в данном проекте в отличие от проектов действующих АЭС предусматриваются новые концептуальные решения, направленные на повышение показателей безопасности. Принципиальным моментом является оснащение АЭС с ВВЭР-640

набором пассивных систем, обеспечивающих останов, расхолаживание реактора и длительный отвод остаточного тепла (как при плотном первом контуре, так и при его разгерметизации) и не требующих при функционировании вмешательства оператора, а также подачи энергии извне в течение не менее 24 часов.

Система аварийного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР-640 состоит из четырех гидроемкостей и четырех баков низкого давления (рис. 1.14).

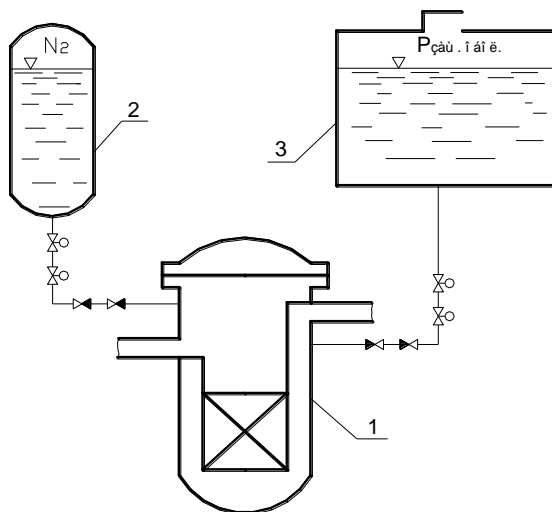


Рис. 1.14. Система пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР-640 (В-407): 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак запаса воды

В аварийной ситуации после снижения давления в первом контуре до 4 МПа открываются обратные клапаны на гидроемкостях САОЗ высокого давления, и борный раствор начинает поступать в корпус реактора.

Дальнейшее расхолаживание и снижение давления при малых и средних течах теплоносителя осуществляются через систему пассивного отвода тепла от парогенератора (ПГ) и, если необходимо, сбросом пара из компенсатора давления через разгрузочный клапан.

Для больших или длительных течей после снижения разницы давлений в первом контуре и в герметичной оболочке до 0,6 МПа

открываются специальные клапаны – аварийные блоки разгерметизации (АБР), соединяющие горячие и холодные нитки петель с объемом топливного бассейна. Эти клапаны представляют собой пассивные устройства, которые при нормальной эксплуатации закрыты под действием давления первого контура.

Открытие АБР приводит к дальнейшему снижению давления. После снижения перепада давления между первым контуром и размещенными внутри герметичной оболочки баками САОЗ ниже 0,3 МПа начинается залив реактора из этих баков (четыре бака по 460 м³).

Теплоноситель и борный раствор из гидроемкостей и баков САОЗ, вытекающие из места разрыва, собираются в специальном герметичном ограждении вокруг реактора и петель первого контура, образуя так называемый аварийный бассейн. После опорожнения двух емкостей и двух баков САОЗ уровень в аварийном бассейне устанавливается выше уровня выходных патрубков реактора, а после опорожнения всех гидроаккумуляторов и всех баков САОЗ – на уровне разъема ГЦН [32].

1.3.2.2 Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-392М (АЭП, г. Москва)

Институтом «Атомэнергопроект» (г. Москва) совместно с ОКБ «Гидропресс» и РНЦ «Курчатовский институт» разработан проект АЭС-2006 с реакторной установкой ВВЭР-1200 (В-392М) [33]. Реакторная установка В-392М является модернизацией широко применяющейся на действующих АЭС установки В-320. Сооружение двух энергоблоков по этому проекту ведется на второй очереди НВАЭС, а основные решения по безопасности используются в проекте АЭС «Куданкулам» в Индии.

В состав СПЗАЗ РУ В-392М входят системы гидроемкостей первой и второй ступеней – ГЕ-1 и ГЕ-2 соответственно (рис. 1.15).

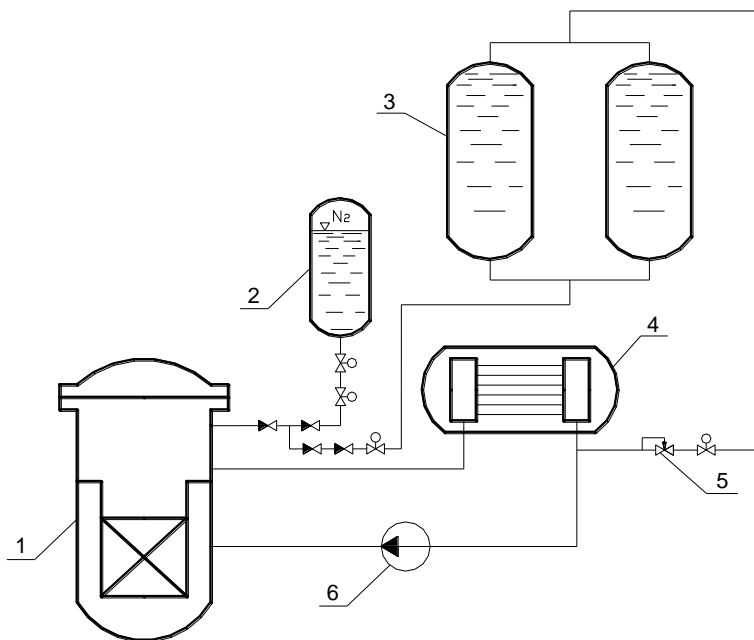


Рис. 1.15. Система пассивного залива АЗ реактора ВВЭР-1200 с РУ В-392М (один канал из четырех): 1 – реактор, 2 – гидроемкость первой ступени (ГЕ-1), 3 – гидроемкость второй ступени (ГЕ-2), 4 – парогенератор, 5 – двухходовой обратный клапан, 6 – ГЦН

Система ГЕ-1 состоит из четырех гидроаккумулирующих емкостей. Объем каждой емкости $\sim 60 \text{ м}^3$, из них $\sim 50 \text{ м}^3$ заполнено водным раствором борной кислоты с концентрацией 16 г/кг H_2O . В гидроаккумуляторе с помощью азота создается и поддерживается давление $\sim 5,9 \text{ МПа}$.

Общий запас воды в емкостях 200 м^3 , что обеспечивает подачу требуемого объема охлаждающей жидкости в АЗ (150 м^3), если произойдет отказ одной емкости. Каждая из емкостей соединена с реактором отдельным трубопроводом. Две емкости соединены с входной, а две другие с выходной камерами реактора [34].

Во время нормальной эксплуатации каждая емкость отделена от реактора с помощью двух последовательно расположенных обратных клапанов и быстродействующих запорных задвижек Ду 300, которые

обеспечивают отсечение емкости от реактора с целью исключения попадания азота в первый контур при ее опорожнении.

Система гидроемкостей второй ступени ГЕ-2 предназначена для пассивной подачи раствора борной кислоты с концентрацией 16 г/кг в АЗ реактора с целью отвода остаточных тепловыделений в условиях полной потери источников электроснабжения переменного тока, включая дизель-генераторы, и течах первого контура РУ в течение максимально возможного периода времени [35].

Система состоит из четырех групп гидроаккумулирующих емкостей (по две емкости объемом 120 м³ в каждой) с раствором борной кислоты, находящихся под атмосферным давлением. Емкости представляют собой вертикальные цилиндрические сосуды, размещенные на площадке обслуживания центрального зала, что обеспечивает требуемый гидростатический напор по отношению к реактору. Общий запас воды в системе ГЕ-2 960 м³, что обеспечивает подачу требуемого объема охлаждающей жидкости в АЗ (720 м³) при отказе одной группы емкостей. В соответствии с выполненными расчетами, данного запаса воды достаточно для съема остаточных тепловыделений в течение 24 ч при учете работы системы пассивного отвода тепла (СПОТ) [36].

В верхней части гидроемкости второй ступени через специальные двухходовые обратные клапаны подключены к «холодным» ниткам главных циркуляционных трубопроводов в зоне непосредственной их близости к коллекторам ПГ. При возникновении аварийной ситуации с потерей теплоносителя первого контура и падении давления в ГЦК до 1,5 МПа клапаны открываются и после опорожнения парового трубопровода в верхнюю часть гидроемкостей начинает поступать насыщенный пар под давлением, соответствующим давлению в реакторной установке. Клапан представляет собой обратный клапан с пружиной, в котором среда с давлением первого контура обеспечивает закрытое состояние до тех пор, пока усилие пружины не преодолевает это давление. При давлении ниже 1,5 МПа пружина открывает клапан и обеспечивает проход среды первого контура в верхнюю часть гидроемкостей. Для приведения клапана в исходное состояние, а также для обеспечения закрытого состояния при штатном расхолаживании, клапан снабжен электрическим приводом.

Трубопровод, связывающий гидроемкости с первым контуром РУ, подключен к холодной ветке ГЦК в точке, расположенной выше высотной отметки подсоединения горячей ветки к реактору. Такая отметка выбрана для того, чтобы поступление пара в систему ГЕ-2, а следовательно, и начало истечения началось не позже момента, когда уровень воды в реакторе снизится до уровня присоединения горячей ветки ГЦК. Это с достаточным запасом гарантирует надежное охлаждение АЗ реактора.

По линии слива гидроемкости второй ступени подключены к трубопроводам Ду 300 подсоединения к реактору гидроемкостей первой ступени в неотключаемой от первого контура части. На трубопроводах слива установлены запорные задвижки, необходимые для отключения гидроемкостей от первого контура при необходимости ремонта, и обратные клапаны (с байпасной системой контроля их плотности), предназначенные для исключения роста давления в гидроемкостях в состоянии ожидания и автоматического пассивного открытия линии слива в аварийной ситуации после снижения давления ниже 1,5 МПа.

Гидроемкости второй ступени имеют устройство защиты от превышения давления: по два предохранительных клапана на каждую группу гидроемкостей, имеют связи с системами газовых сдувок, организованных протечек, заполнения и дренирования гидроемкостей.

В системе реализовано четырехступенчатое профилирование расходной характеристики, которое обеспечивается использованием коллектора, позволяющего осуществлять пассивное изменение расхода, основанное на идее последовательного прекращения истечения по сливной линии, оказавшейся выше уровня воды в баке. Пока уровень находится выше верхнего патрубка коллектора, расход воды максимальный и складывается из расходов всех линий. В процессе опорожнения гидроемкости, после прохождения уровнем отметки самой верхней линии, происходит переход на вторую ступень расхода. Таким образом, линии слива последовательно оказываются выше уровня жидкости.

Величина расхода из гидроемкостей с необходимым запасом отслеживает закон спада мощности остаточных энерговыделений в АЗ. Расчетными исследованиями ОКБ ГП и АЭП было доказано, что ступенчатое изменение расхода ($10 - 5 - 3,333 - 1,525$ кг/с) из каждого канала системы ГЕ-2 обеспечит надежный теплоотвод от твэлов даже в случае запроектной аварии [37]. Несмотря на принципиальную

простоту гидравлической схемы системы ГЕ-2, возникающие при запуске процессы нестационарного взаимодействия пара и недогретой воды в системе «первый контур РУ– гидроемкости ГЕ-2» способны на начальном этапе работы оказать существенное негативное влияние на расходную характеристику системы. В связи с этим принятие окончательных проектных решений по системе залива потребовало проведения обосновывающих натурных экспериментов, основной целью которых являлась оптимизация конструкции гидроемкостей и схемы связи гидроемкостей с реакторной установкой. Экспериментальное обоснование работоспособности дополнительной системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени было проведено в ГНЦ РФ-ФЭИ (г. Обнинск) [38].

Контрольные вопросы и задания

1. Перечислите основные компоненты системы САОЗ.
2. По каким признакам проводится классификация СПЗАЗ?
3. Эволюция требований к СПЗАЗ в проектах ВВЭР.
4. Отличия систем пассивного залива зоны реакторов PWR и PHWR.
5. Система пассивного залива зоны в проектах реакторов AP600/AP1000.
6. Как производится профилирование расходной характеристики в СПЗАЗ различных проектов АЭС (APR-1400, APWR, ВВЭР-1200)?
7. Сформулируйте основные отличия СПЗАЗ реакторов CANDU-9 и АНWR.
8. Какие технические решения используются для предотвращения попадания азота в активную зону из гидроемкостей различных проектов АЭС?
9. Требования к пассивной системе залива активной зоны ВВЭР-640.
10. Особенности СПЗАЗ реактора ВВЭР-1200 (РУ В-392М).

ГЛАВА 2

СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА

Пассивные системы отвода остаточного тепловыделения используются в атомной энергетике уже более 50 лет. Возросший интерес к ним возник после аварии на АЭС «Фукусима» (Япония) в марте 2011 г., большинство энергоблоков которой не были оборудованы пассивными системами для длительного теплоотвода от активной зоны.

Системы пассивного отвода тепла использовались на кипящих реакторах первого поколения (BWR1-3), разработанных американской компанией General Electric в 1960–1970 гг. Несколько энергоблоков, построенных по этим проектам, работают и в настоящее время.

Кроме того, система безбатарейного расхолаживания (ББР), предназначенная для охлаждения активной зоны, используется в некоторых проектах транспортных реакторов, в частности на энергетических установках атомных ледоколов типа «Гаймыр».

В большинстве проектов строящихся в настоящее время атомных станций «Поколения III+» предусматривается использование систем пассивного охлаждения активной зоны. Если в существующих проектах реакторов пассивные системы выполняют только роль залива на начальной стадии аварии, а длительный отвод тепла предусматривается за счет активных систем, то в последних проектах АЭС ситуация меняется.

В данной главе пособия описаны различные технологические схемы и приведена классификация систем пассивного отвода тепла (СПОТ), применяемых в различных типах действующих и разрабатываемых реакторных установок.

2.1 Классификация систем пассивного отвода тепла

Действующие и разрабатываемые системы пассивного отвода тепла можно классифицировать по их конструкции и характерным особенностям.

По варианту конечного стока тепла: воздух (обеспечивает практически неограниченный по времени теплоотвод от активной зоны, недостаток – большие размеры теплообменников-

конденсаторов); вода (время работы СПОТ ограничено временем испарения жидкости).

По варианту отвода тепла от реактора: от первого контура (расхолаживание ведется с помощью теплообменников, расположенных в корпусе реактора или прямой подачей среды первого контура на теплообменники СПОТ, второй вариант опасен возможностью выхода радиоактивных веществ при разрыве теплообменной трубки); от второго контура реакторной установки (тепло от активной зоны отводится через парогенераторы).

По принципу работы: с использованием процессов естественной циркуляции (движение сред в контуре СПОТ происходит за счет разности плотностей горячей и холодной сред, а также за счет размещения теплообменника СПОТ выше активной зоны); с использованием других принципов (например, использование инжекторов, в которых пар, генерируемый в активной зоне, используется для создания движущего напора).

По месту размещения бассейна с водой (для систем, отдающих тепло воде): внутри защитной оболочки (недостаток – использование большого объема под защитной оболочкой (ЗО), преимущество – возможность конденсации пара за счет систем охлаждения контейнента и его рециркуляция); за пределами защитной оболочки (недостаток – необходимость поддержания положительной температуры воды в баке в зимний период).

По функциям системы: только для использования в аварийных ситуациях (при работе реактора на мощности система находится в состоянии ожидания); для использования при авариях и в режиме нормальной эксплуатации (СПОТ является заменой системы планового расхолаживания при перегрузке топлива).

По способу запуска системы в работу: открытие управляющей арматуры (сигнал на открытие может быть как пассивным, например рост давления, потеря электропитания, так и активным, по команде с БЩУ); по снижению уровня теплоносителя в реакторе (в этом варианте запорная арматура на трубопроводах СПОТ отсутствует, что повышает надежность системы); с использованием теплового клапана (управляющая арматура большого диаметра заменяется на небольшой иницирующий вентиль), применением концепции гидравлических затворов (автоматический залив активной зоны охлаждающей водой при снижении расхода в первом контуре).

2.2 Системы пассивного отвода тепла кипящих реакторов

2.2.1 Зарубежные проекты реакторов

2.2.1.1 Кипящие реакторы (BWR)

В ранних проектах кипящих реакторов BWR, разработанных компанией General Electric (США), для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны использовалась система отсечных конденсаторов (Isolation Condensers-IC). Отсечные конденсаторы устанавливались практически на всех реакторах первого и второго поколения BWR1-2, построенных в период с 1960 по 1970 гг. (кроме демонстрационных АЭС: КАНЛ–ФРГ-1961 и JPRD-Япония-1963). Также они были применены на следующих проектах BWR3, введенных в эксплуатацию в 1970–1971 гг: Dresden 2, Dresden 3, Millstone 1 (США), Santa Maria de Garona (Испания) и Fukushima I (Daiichi) (Япония) [39]. На более поздних проектах кипящих реакторов, в связи с ростом единичной мощности блока и необходимости использования больших по размеру теплообменников, система отсечных конденсаторов была заменена на дополнительные впрыскивающие турбонасосы, обеспечивающие подпитку реакторного контура в случае отсечения турбины (Reactor Core Isolation Cooling System – RCIC) [40].

Отсечной конденсатор представляет собой теплообменник, расположенный выше реактора и помещенный в бак, или бассейн, наполненный водой при атмосферном давлении. Теплообменник с помощью горячей и холодной веток, оснащенных арматурой, соединен с реактором, причем вентиль на горячей ветке открыт при работе реактора на мощности, следовательно, трубопроводы системы заполнены конденсатом. В случае аварийной ситуации, когда нормальная система теплоотвода через конденсатор турбины недоступна, открывается арматура на сливной линии и пар из активной зоны по горячей ветке поступает в теплообменник. Там он конденсируется, отдавая тепло воде в баке, и конденсат за счет силы тяжести стекает обратно в реактор по холодной ветке, организуя, таким образом, контур естественной циркуляции.

Длительность охлаждения активной зоны реактора с помощью данной системы определяется объемом воды в баке – стоке тепла и обычно не превышает 8 ч без дополнительной подпитки. Включение системы производится автоматически по сигналу роста давления в активной зоне или оператором с БЦУ. Основная функция

отсечных конденсаторов – ограничение роста давления в реакторе до величины ниже уставки срабатывания предохранительного клапана (Safety Relief Valve – SRV), предотвращая ненужное снижение давления в реакторе и выход радиоактивного теплоносителя 1 контура за пределы корпуса реактора [41].

На рис. 2.1 изображена система отсечных конденсаторов АЭС Gundremmingen А (ФРГ, BWR1, $N_{эл}=237$ МВт, годы работы 1966–1977) [42].

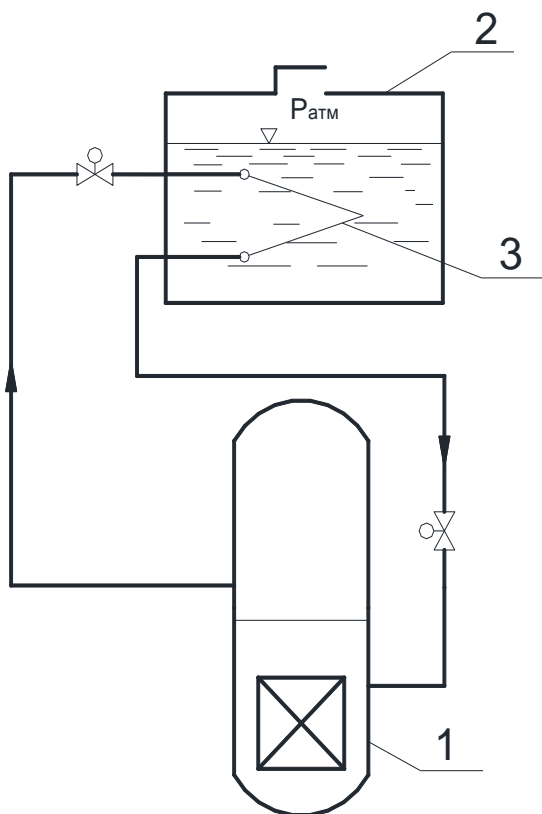


Рис. 2.1. Система отсечных конденсаторов АЭС Gundremmingen А:
1 – реактор, 2 – бассейн залива АЗ, 3 – отсечной конденсатор

В системе отсечных конденсаторов данной АЭС использовались теплообменники с горизонтальным трубным пучком. Каждый теплообменный модуль состоял из 52 труб длиной 10 м, внутренним диаметром 44,3 мм и толщиной стенки 2,0 мм. Максимальная отводимая системой мощность составляла 70 МВт [43]. Объем бака, в котором находились теплообменники, составлял 120 м³. Запаса воды было достаточно на 4 ч испарительного охлаждения активной зоны [44].

В Японии разработано несколько проектов кипящих реакторов, в которых также предусматривается использование отсечных конденсаторов с горизонтальным трубным пучком. К ним можно отнести реактор ABWR-II (Advanced Boiling Water Reactor), разработанный компанией Hitachi [45], и SSMR (Small Simplified Modular Reactor), разработанный компанией Toshiba совместно с Токийским технологическим университетом [46]. К преимуществам использования горизонтальных труб относится возможность снижения высоты бассейна с водой, служащего для стока тепла, и повышение сейсмостойчивости установки. Данные пассивные системы не только предназначены для преодоления запроектных аварий, но и представляют собой резерв для штатной активной системы отвода остаточных энерговыделений.

2.2.1.2 Реактор ESBWR (США)

В своем последнем проекте реактора ESBWR компания GEN (General Electric-Hitachi Nuclear Energy) вновь использует систему отсечных конденсаторов. Реактор ESBWR является кипящим водяным реактором «Поколения III+», работающим в режиме естественной циркуляции (ЕЦ). Электрическая мощность – 1520 МВт (тепловая – 4500 МВт) [47]. Естественная циркуляция обеспечивает существенное упрощение схемы АЭС за счет отказа от использования рециркуляционных насосов и связанного с ними оборудования. ESBWR был спроектирован с увеличенным расходом теплоносителя и значительно улучшенными характеристиками по сравнению с действующими кипящими реакторами, работающими в режиме ЕЦ. Программа разработки реактора ESBWR была начата в 1993 г. с целью улучшения экономических характеристик более раннего проекта реактора SBWR электрической мощностью 670 МВт [48].

Схема системы отсечных конденсаторов реактора ESBWR показана на рис. 2.2 [40].

Система состоит из четырех каналов, максимальная мощность каждого канала 33,75 МВт. В качестве конденсаторов используются вертикальные теплообменники (по два на канал), расположенные в бассейне на отметке выше контейнента. Длина трубок конденсатора – 1,8 м, внутренний диаметр – 46,6 мм [49].

Система отсечных конденсаторов обеспечивает отвод остаточных энерговыделений от реактора в течение 72 ч, испаряя воду из баков в атмосферу. Система автоматически включается в работу по одному из следующих сигналов: повышение давления в реакторе выше 7,45 МПа (рабочее давление 7,17 МПа), прекращение подачи пара на турбину или снижение уровня воды в корпусе реактора [48].

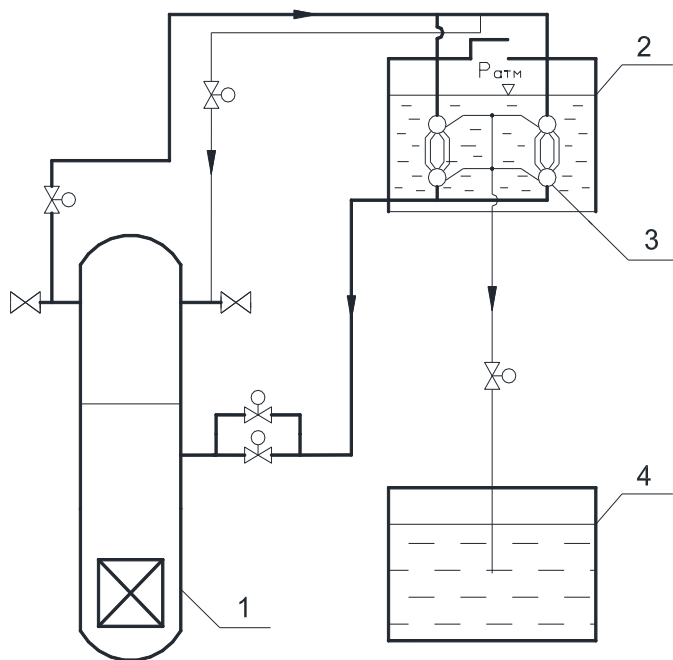


Рис. 2.2. Система отсечных конденсаторов реактора ESBWR:
1 – реактор, 2 – бассейн залива А3, 3 – конденсатор, 4 – бассейн подавления давления

На конденсатной линии имеется гидрозатвор и две пары вентилей – с электроприводом и пневматикой. Вентили закрыты при работе на мощности. Так как арматура на паровой линии всегда открыта, то уровень конденсата в отсечных конденсаторах находится на отметке выше входных коллекторов. Для запуска системы вентили с электроприводом открываются, конденсат дренируется в реактор. Если арматура не открылась, то срабатывают пневматические клапаны.

Гидрозатвор в линии гарантирует поступление пара в отсечной конденсатор только через паровую линию, вне зависимости от уровня воды в реакторе, и обеспечивает отсутствие обратного тока конденсата в сливной линии.

Верхний и нижний коллекторы отсечного конденсатора оборудованы линиями для сдувки неконденсирующихся газов, которые при работе системы отводятся в объем защитной оболочки (suppression pool). При работе в режиме ожидания отвод воздуха из системы осуществляется через продувочную линию, которая соединена с трубопроводом подачи пара и ведет к главному паровому трубопроводу. Когда реактор дает пар на турбину, существует перепад давлений на этой линии. Это создает движущий напор для постоянного движения небольшого расхода пара из главного паропровода через линию подачи пара на конденсатор, тем самым удаляя неконденсирующиеся газы, которые могут образоваться в этой напорной линии. Это гарантирует то, что трубки теплообменника не будут заблокированы неконденсирующимися газами при запуске системы [47].

2.2.1.3 Реактор KERENA (EC)

В 1992 г. компания FRAMATOME (ныне AREVA NP) заключила контракт на разработку новой АЭС с кипящим водяным реактором по заказу ассоциации немецких пользователей АЭС и начала проведение научно-исследовательских работ по проекту нового реактора SWR (Siede Wasser Reaktor (нем.) – кипящий водяной реактор) с электрической мощностью 750 МВт. С начала концептуальной фазы работ приоритет был отдан разработке пассивных систем безопасности, используемых для замещения или дополнения активных систем. Во время последующих работ было решено увеличить уровень мощности до 1000 МВт, этот проект реактора

получил название SWR-1000 [51]. В 2000 г. для удовлетворения существующих потребностей в реакторах большой мощности было решено увеличить ее до 1250 МВт, не изменяя названия реакторной установки [52]. В марте 2009 г. реактор получил имя KERENA [53].

Для отвода остаточных тепловыделений в проекте реактора KERENA используется система аварийных конденсаторов (emergency condensers), показанная на рис. 2.3 [54].

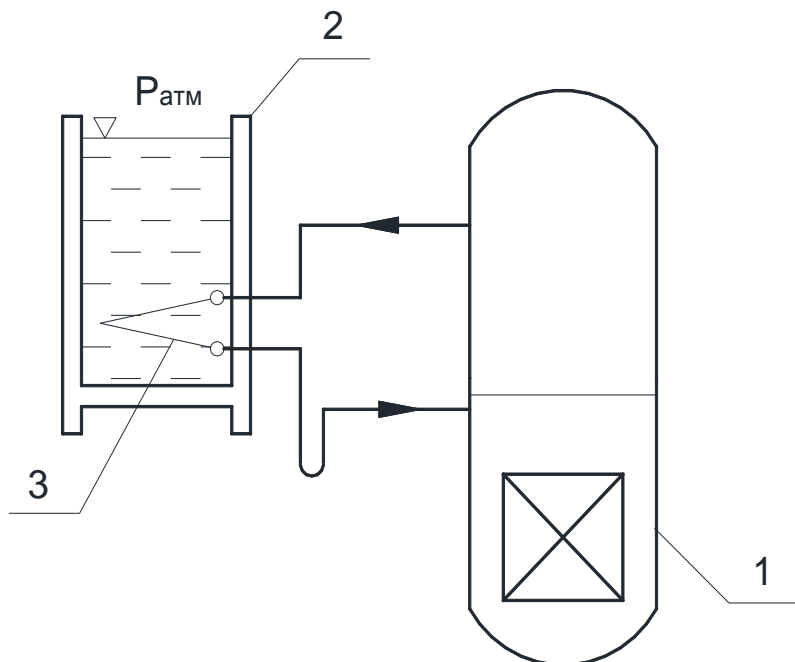


Рис. 2.3. Аварийный конденсатор реактора KERENA: 1 – реактор, 2 – бассейн залива АЗ, 3 – аварийный конденсатор

Аварийные конденсаторы представляют собой трубчатые горизонтальные U-образные теплообменники. Каждый конденсатор включает в себя 104 теплообменных трубки диаметром 44x2,9 мм [54].

В случае аварии система отводит остаточное энерговыделение, генерируемое в активной зоне, так же как и все тепло от корпуса реактора к холодной воде, находящейся в бассейне залива активной

зоны (geodetic core flooding pool) объемом 3200 м³ [55]. Объем бассейна хватает для охлаждения АЗ в течение 72 ч.

Таким образом, отпадает необходимость в использовании системы впрыска воды высокого давления. Дополнительно аварийные конденсаторы являются инструментом для снижения давления в реакторе, отличным от предохранительных клапанов.

В состав системы аварийных конденсаторов входят четыре подсистемы, которые при совместной работе имеют максимальную теплоотводную мощность 224 МВт. Применено резервирование каналов по принципу 4х50 %, т.е. двух каналов системы достаточно для охлаждения реактора при авариях с плотным контуром [56].

Каждая подсистема включает в себя паровую линию от реактора, трубный пучок конденсатора и линию для возврата конденсата, оборудованную гидрозатвором, и ведущую обратно в корпус реактора. Все подсистемы подсоединены к реактору трубопроводами без арматуры. В процессе работы на мощности конденсаторы не функционируют, так как их теплообменные трубки расположены на высотной отметке, которая ниже нормального уровня теплоносителя в реакторе, и, следовательно, заполнены в это время водой. Это предотвращает поступление пара из реактора и его последующую конденсацию с передачей тепла к воде в бассейне. Гидрозатвор на линии подачи конденсата предотвращает поступление горячей воды из реактора в трубчатку.

Система включается в работу при снижении уровня воды в реакторе. Пар из активной зоны начинает поступать в теплообменники. Конденсируясь в трубках, пар передает тепло воде бассейна залива АЗ. Образовавшийся конденсат за счет гравитации поступает по линии возврата обратно в корпус реактора.

Особенностью системы является то, что бассейн, в котором находятся аварийные конденсаторы, размещен внутри защитной оболочки. Пар, который образуется в результате вскипания воды в бассейне, конденсируется с помощью пассивной системы охлаждения контейнента. При этом конденсат стекает обратно в бассейн, увеличивая общее время работы системы. Еще одним преимуществом данной схемы является отсутствие выброса радиоактивных веществ в окружающую среду при разгерметизации теплообменной трубки отсечного конденсатора.

2.2.1.4 Реактор АНВР (Индия)

Отсечные конденсаторы применены для отвода остаточного тепловыделения в проекте реактора АНВР (Advanced Heavy Water Reactor), разработанном в Индии [57]. АНВР – кипящий реактор с вертикальными топливными каналами, использующий ториевое топливо, работающий на естественной циркуляции. В качестве теплоносителя используется обычная вода, в качестве замедлителя – тяжелая. Электрическая мощность установки – 300 МВт (тепловая – 920 МВт) [58].

Схема системы отвода остаточных тепловыделений (Passive Core Decay Heat Removal System – PCDHRS) реактора АНВР показана на рис. 2.4 [58].

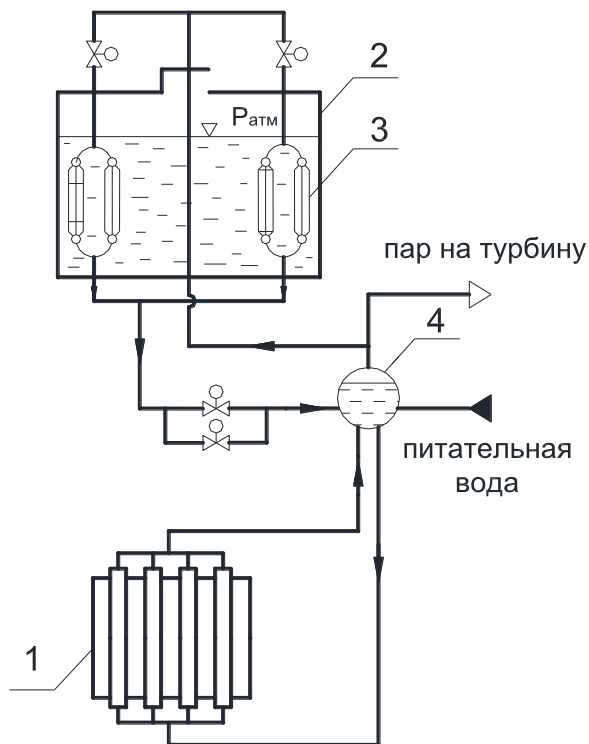


Рис. 2.4. Пассивная система отвода остаточных тепловыделений реактора АНВР: 1 – реактор, 2 – бассейн залива АЗ, 3 – отсечной конденсатор, 4 – барабан-сепаратор

Система состоит из восьми отсечных конденсаторов, расположенных в бассейне для гравитационного залива (Gravity Driven Water Pool – GDWP), имеющем объем 6000 м³ и расположенном в верхней части защитной оболочки. Теплообменный пучок конденсатора состоит из 90 вертикальных труб длиной 1,6 м.

Конденсаторы с помощью паровой и конденсатных линий соединены с барабанами-сепараторами, входящими в состав реакторной установки. Арматура на паровой линии отсутствует. На сливной линии расположены пассивные клапаны, которые открываются при повышении давления в барабанах-сепараторах до величины 7,65 МПа. Пар из сепараторов поступает в конденсатор, отдает тепло воде в бассейне, конденсат сливается обратно в барботер за счет силы тяжести. Объемы воды в барабане-сепараторе достаточно для охлаждения АЗ в течение 72 ч без закипания воды [57].

К каждому сепаратору подключено два отсечных конденсатора – один основной и один резервный. Четыре конденсатора способны отводить до 6 % от номинальной мощности реактора.

Данная система применяется для охлаждения АЗ в случае аварии с потерей источников электроснабжения, но при плотном контуре. В случае аварии с потерей теплоносителя используются гидроаккумуляторы, а затем система аварийного охлаждения АЗ, подающая в течение 72 ч воду из бассейна GDWP [58].

2.2.2 Отечественные проекты реакторов

2.2.2.1 Реактор ВК-300 (НИКИЭТ)

В Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники (НИКИЭТ) разработан проект корпусного водяного кипящего реактора ВК-300. Особенности установки является интегральная компоновка первого контура внутри корпуса (предполагается использовать корпус реактора ВВЭР-1000) и естественная циркуляция теплоносителя [59]. Электрическая мощность реактора – 300 МВт, тепловая – 750 МВт.

В проекте реактора ВК-300 предусмотрено использование системы отвода остаточных тепловыделений (СООТ), изображенной на рис. 2.5 [60].

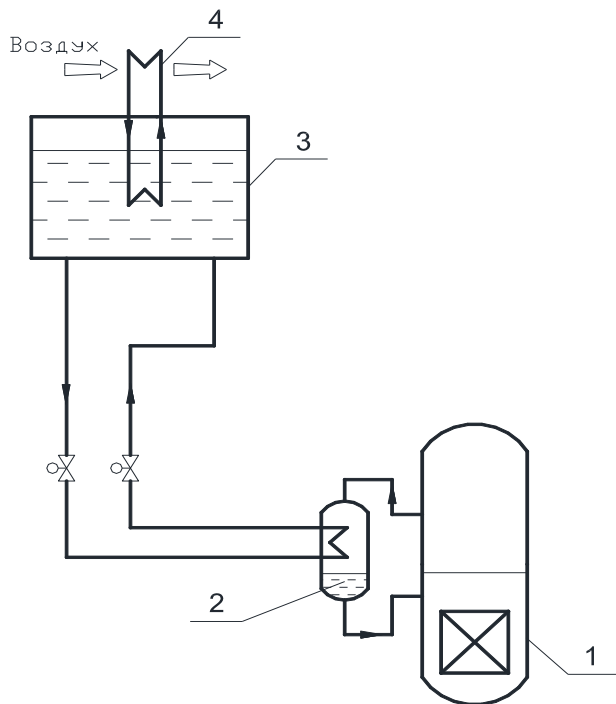


Рис. 2.5. Схема системы отвода остаточных тепловыделений реактора ВК-300: 1 – реактор, 2 – конденсатор, 3 – бак аварийного расхолаживания, 4 – СООТ

Запуск системы отвода остаточных тепловыделений в работу происходит пассивно при снижении уровня в реакторной установке и, соответственно, в конденсаторе СООТ. В системе реализованы следующие основные пассивные принципы действия при нарушении нормального теплоотвода:

охлаждение реактора за счет естественной циркуляции теплоносителя через конденсатор СООТ;

пассивное охлаждение конденсатора отвода остаточных тепловыделений естественной циркуляцией во 2-м контуре системы с помощью воды из баков аварийного расхолаживания (БАР), размещенных за пределами защитной оболочки;

длительная аккумуляция тепла в баках аварийного расхолаживания, объема БАР достаточно для отвода тепла от реактора в течение суток;

пассивное охлаждение БАР естественной циркуляцией в системе отвода остаточных тепловыделений к конечному поглотителю (окружающему воздуху) позволяет практически неограниченно увеличить время отвода остаточных энерговыделений от реактора [61].

2.3 Системы пассивного отвода тепла водо-водяных реакторов

2.3.1 Зарубежные проекты реакторов

2.3.1.1 Реактор AP-1000 (США)

После аварии на АЭС Three Mile Island Министерством энергетики США (U.S. Department of Energy) была запущена программа разработки усовершенствованных легководяных реакторов (Advanced Light Water Reactor – ALWR), оснащенных пассивными системами безопасности. В 1985 г. компанией Westinghouse в рамках данной программы был разработан проект реактора электрической мощностью 600 МВт AP-600 (Advanced Passive) [62]. Позднее для улучшения экономических показателей АЭС на основе основных технических решений, заложенных в проект AP-600, был разработан проект реактора с электрической мощностью 1117 МВт (тепловая мощность – 3415 МВт), который получил название AP-1000. Для повышения безопасности в данном проекте широко используются пассивные системы безопасности [63].

В состав системы пассивного охлаждения активной зоны реактора AP-1000 входит теплообменник пассивного отвода остаточных тепловыделений (Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger – PRHR HX), изображенный на рис. 2.6 [64].

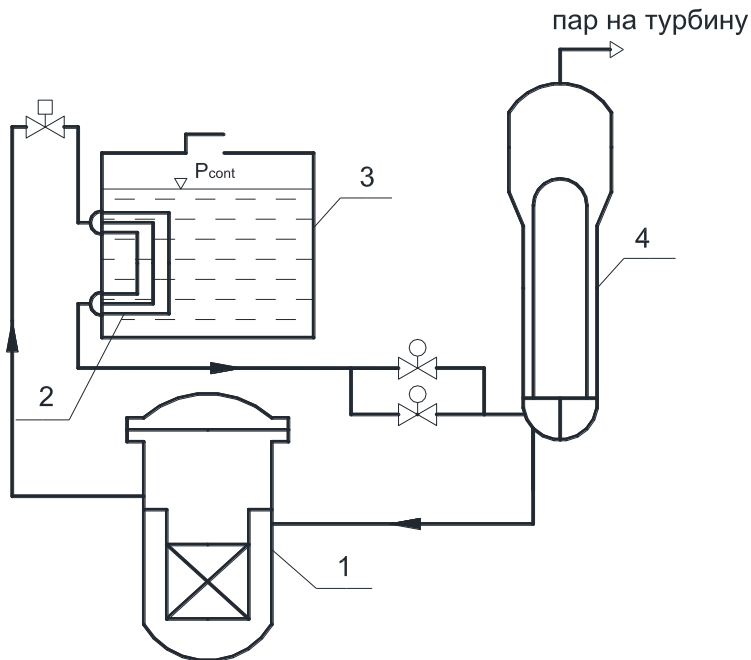


Рис. 2.6. Теплообменник пассивного отвода остаточных тепловыделений реактора AP-1000: 1 – реактор, 2 – теплообменник пассивного отвода тепла, 3 – бассейн выдержки отработанного топлива, 4 – парогенератор

Теплообменник предназначен для отвода остаточного тепла от реактора при аварии с плотным контуром, в которой происходит потеря возможности отвода тепла от АЗ через парогенераторы, а также при авариях с малой течью. Вход теплообменника соединен с петлей № 1 ГЦК через линию, которая открыта в режиме нормальной эксплуатации. Выход, соединенный с камерой холодной ветки ПГ, обычно закрыт арматурой. Трубки теплообменника погружены во внутриконтейнментный бассейн перегрузки топлива (In-Containment Refueling Water Storage Tank – IRWST) объемом $\sim 2784 \text{ м}^3$ и находятся выше уровня трубопроводов первого контура.

Теплообменник состоит из входного и выходного коллекторов, соединенных с помощью 689 С-образных труб диаметром $\sim 19 \text{ мм}$ и средней длиной около 8 м. Поверхность теплообмена имеет опре-

деленный запас, который позволяет заглушить около 8 % трубок (53 штуки). Материал труб – сплав Инконель 690 (Inconel 690) [65].

Во время нормальной эксплуатации теплообменник заполнен конденсатом и находится под давлением первого контура. В случае аварийной ситуации, связанной с отсечением турбины, остаточное тепло от реактора начинает отводиться через данную систему. После открытия вентилей на линии слива образуется контур однофазной естественной циркуляции. Горячая вода попадает в трубный пучок через верхний коллектор из горячей ветки ГЦК и отдает тепло воде в бассейне IRWST. Холодная вода возвращается обратно в реактор. Бассейн IRWST поглощает остаточное тепло от реактора в течение часа, прежде чем вода в нем достигает температуры насыщения при давлении в 30 и начинает кипеть. Пар, образующийся в результате кипения воды, конденсируется на стальных стенках контейнента, которые охлаждаются водой или воздухом с помощью системы пассивного охлаждения защитной оболочки (Passive Containment Cooling System – PCCS). Конденсат за счет силы тяжести стекает обратно в бак. Воды в бассейне, расположенном в верхней части контейнента, достаточно на 72 ч охлаждения активной зоны [66, 67].

2.3.1.2 Реактор MARS (Италия)

В Италии специалистами Римского университета (University of Rome «La Sapienza») была предложена концепция реактора с внутренне присущей безопасностью MARS. Реактор с водой под давлением имеет однопетлевую конструкцию и работает на тепловой мощности 600 МВт. Реактор разрабатывался для размещения в густонаселенных районах с целью получения электро- и тепловой энергии, а также для обессоливания воды [68]. Особенностью реактора является то, что все оборудование первого контура находится внутри защитной оболочки (Pressurized Containment for Primary Loop Protection – CPP), заполненной водой с давлением первого контура (7,5 МПа) и температурой 70 °С [69].

Функцию отвода остаточных энерговыделений реактора MARS в случае аварии выполняет пассивная защитная система охлаждения активной зоны (Safety Core Cooling System – SCCS). Система работает на принципах естественной циркуляции. Для того чтобы не допустить выход радиоактивного теплоносителя первого контура в окружаю-

щую среду, в состав системы входят три контура. В качестве стока тепла используется сухая градирня, охлаждаемая атмосферным воздухом. Система имеет два канала, каждый из которых может полностью отводить остаточное энерговыделение от реактора, т.е. используется 100 % резервирование. Схема системы отвода остаточных энерговыделений реактора MARS изображена на рис. 2.7 [69].

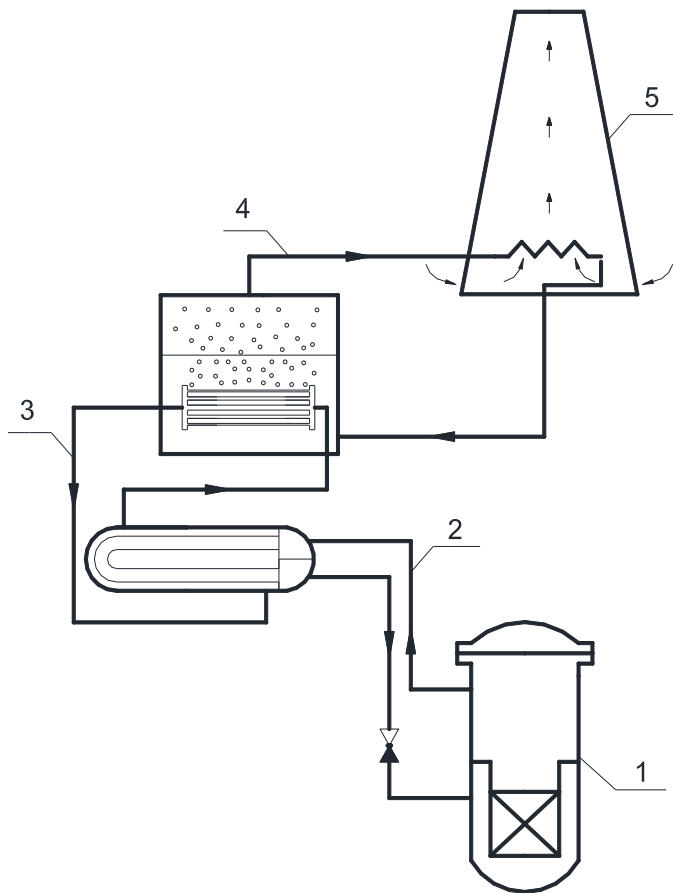


Рис. 2.7. Пассивная защитная система охлаждения активной зоны реактора MARS: 1 – реактор, 2 – первый контур охлаждения, 3 – второй контур охлаждения, 4 – третий контур охлаждения, 5 – градирня

При работе реактора на мощности система находится в состоянии ожидания. Клапаны, расположенные на линии слива первого контура охлаждения, удерживаются в закрытом положении за счет перепада давлений между входной и выходной камерами реактора, пропорционального расходу теплоносителя через активную зону. В случае аварийной ситуации расход через реактор уменьшается, что приводит к снижению разности давлений. При некоторой величине ΔP клапан открывается для слива конденсата, запуская тем самым систему в работу. Теплообменник первого контура охлаждения расположен примерно на 7 м выше выходных патрубков корпуса реактора, обеспечивая необходимый напор естественной циркуляции. Теплообменник промежуточного контура находится в бассейне с водой объемом около 290 м³. Давление в промежуточном контуре охлаждения составляет немного выше 7,5 МПа, что гарантирует наличие в контуре однофазной среды при любых переходных процессах.

2.3.1.3 Реактор АС-600 (Китай)

В КНР Китайским ядерно-энергетическим институтом (Nuclear Power Institute of China – NPIC), г. Ченджу, разработан проект двухпетлевого реактора с водой под давлением электрической мощностью 600 МВт (тепловая – 1930 МВт) АС-600 (Advanced Chinese PWR) [70]. Проект создан на основе работающей АЭС Qinshan-II (электрическая мощность – 610 МВт) с добавлением пассивных систем [71].

Для аварийного расхолаживания реактора в проекте применена система пассивного отвода остаточного тепла (Passive Residual Heat Removal System – PRHRS), представленная на рис. 2.8 [72].

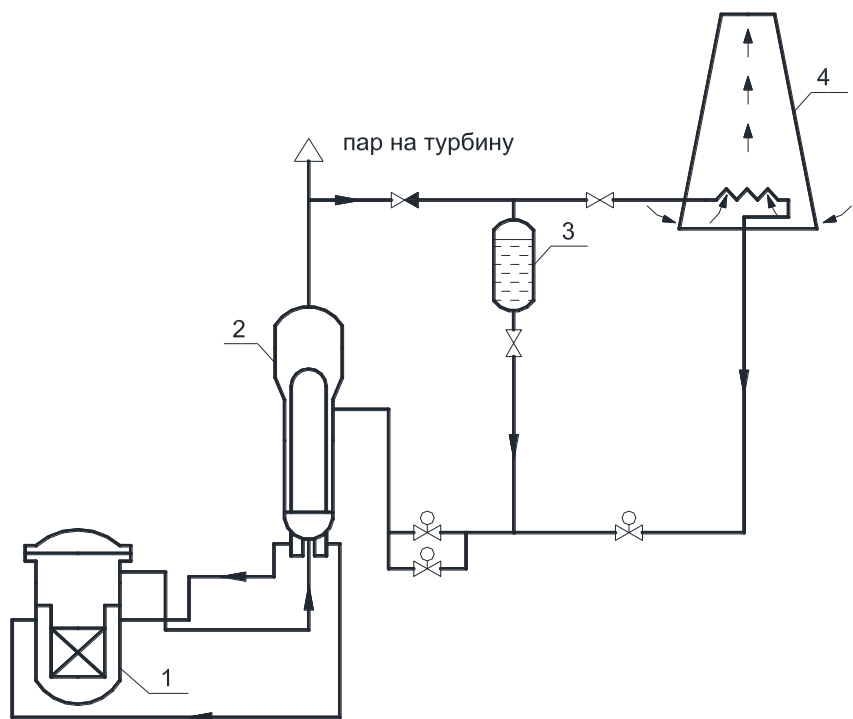


Рис. 2.8. Система пассивного отвода остаточного тепла реактора АС-600: 1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – аварийный подпиточный бак, 4 – градирня

В случае аварии, после прекращения подачи пара на турбину, открываются предохранительные клапаны на парогенераторе. По сигналу снижения уровня в ПГ открывается арматура на сливной линии, и вода из аварийного подпиточного бака (Emergency Feedwater Tank – EFT) поступает в парогенератор. Там она испаряется, пар поступает на аварийный воздушный теплообменник, где конденсируется, отдавая тепло окружающему воздуху, а конденсат возвращается обратно в ПГ.

Система пассивного отвода остаточных тепловыделений в основном предназначена для преодоления аварий с потерей электро-

снабжения. Также она может быть эффективна при авариях с разрывом главного паропровода или с потерей питательной воды [73].

2.3.1.4 Реактор APR+ (Республика Корея)

Реактор APR+ (Advanced Power Reactor plus) является представителем АЭС «Поколения III+», разработанным в Корее. Реактор создан на базе реакторной установки APR1400. Электрическая мощность – 1500 МВт [74]. В реакторе APR+ применена гибридная система безопасности, состоящая как из активных, так и пассивных компонентов. В проекте предусмотрено использование дополнительной пассивной системы питательной воды (Passive Auxiliary Feedwater System – PAFS). Схема системы показана на рис. 2.9 [75].

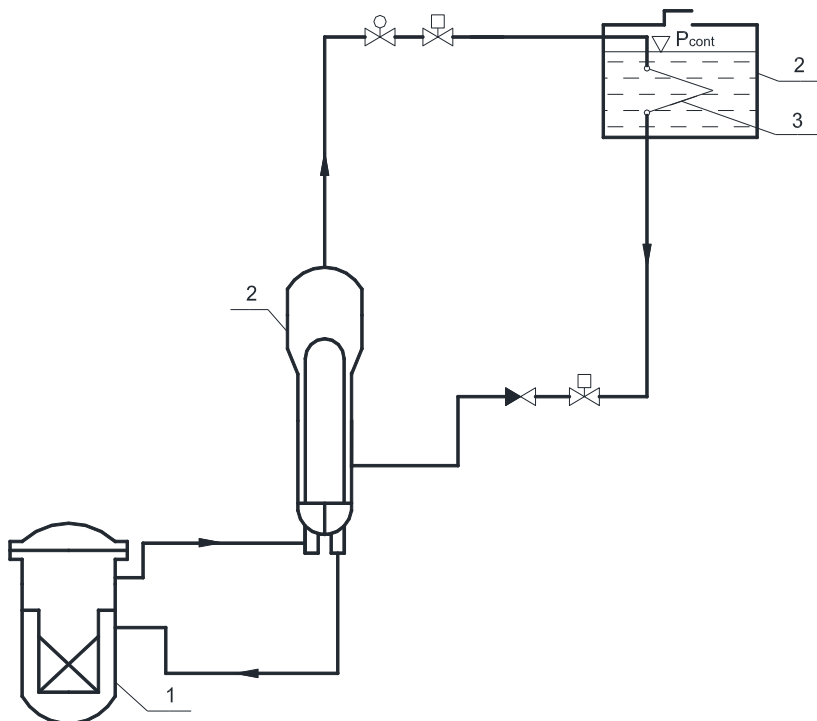


Рис. 2.9. Дополнительная пассивная системы питательной воды реактора APR+: 1 – парогенератор, 2 – бассейн пассивного охлаждения конденсата, 3 – теплообменник

Система предназначена для расхолаживания второго контура реакторной установки в случае аварии с потерей источников электроснабжения. Максимальная отводимая мощность – 138 МВт.

В состав пассивной системы питательной воды реактора APR+ входят горизонтальные U-образные теплообменники, размещенные в двух бассейнах пассивного охлаждения конденсата (Passive Condensation Cooling Tank – PCCT). Бассейны имеют объем около 1440 м³ каждый и находятся за пределами защитной оболочки. Вода в бассейнах находится при атмосферном давлении. Система состоит из восьми теплообменников, сгруппированных в два канала, по одному на каждый парогенератор. Трубный пучок теплообменника собран из 60 нержавеющей теплообменных трубок диаметром 50,8x3 мм и длиной 8,1 м, наклон трубок составляет 3° [76].

Линия подачи пара на теплообменник подсоединена к главному паропроводу перед главными изолирующими клапанами и открыта при работе на мощности. Линия подачи конденсата соединена с линией подачи питательной воды после изолирующих клапанов и оснащена обратными клапанами, которые закрыты при работе в номинальном режиме. Трубки теплообменника в состоянии ожидания заполнены водой. Дополнительная пассивная система питательной воды приводится в работу по сигналу снижения уровня в парогенераторе. При поступлении сигнала клапаны на конденсатной линии открываются с помощью источника батарейного питания. Пар поступает в теплообменник, конденсируется, а конденсат возвращается обратно в ПГ за счет силы тяжести. Система должна обеспечивать теплоотвод от активной зоны не менее 8 ч [74].

2.3.1.5 Реактор PIUS (Швеция)

В Швеции в конце 1980-х гг. компанией ABB (Asea Brown Boveri) Atom была разработана концепция реактора PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) электрической мощностью 640 МВт. В данной реакторной установке системы останова реактора, пассивного отвода тепла и залива активной зоны совмещены [76]. Схема РУ PIUS представлена на рис. 2.10 [51].

Реакторная установка PIUS (теплоизолированная с помощью металлической изоляции) находится в бассейне с борированной водой объемом 3000 м³ внутри корпуса из предварительно напряженного бетона. Во время нормальной работы нагретый до 290 °C

теплоноситель поднимается вверх из активной зоны по подъемному участку и через горячие патрубки направляется на четыре прямотрубных парогенератора. ГЦН расположены ниже ПГ и интегрированы с ними. Холодный патрубок входит в корпус реактора на той же высоте, на которой находится горячий, затем теплоноситель опускается вниз по опускной камере, попадая в активную зону [51].

Вода из бассейна не поступает в реакторную установку из-за наличия двух плотностных замков (density lock) или гидравлических границ раздела «горячая среда – холодная среда». Один из них расположен ниже активной зоны, другой – в верхней части бассейна и соединен с верхней камерой подъемного участка. Плотностные замки выполняют функции аналогичные вентилям, закрытым при нормальной эксплуатации. Они представляют собой трубу диаметром около 1 м, внутри которой находится пучок труб меньшего диаметра, предназначенный для снижения турбулентности и перемешивания воды, а также для обеспечения устойчивой стратификации: горячая вода первого контура выше холодной воды в бассейне.

При работе реактора в нормальном режиме величина расхода теплоносителя через активную зону задается исходя из разности температур на выходе из АЗ и в реакторном бассейне. Для предотвращения попадания воды из бассейна в реактор общее падение давления на активной зоне и подъемном участке должно соответствовать статической разности давлений между границами раздела сред в верхнем и нижнем плотностных замках.

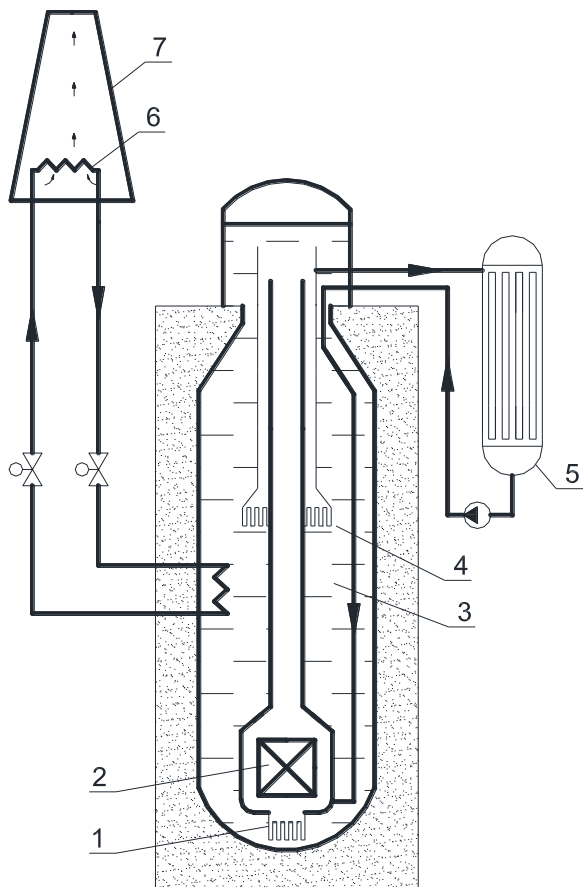


Рис. 2.10. Реакторная установка PIUS: 1 – нижний плотностной замок, 2 – активная зона, 3 – реакторный бассейн, 4 – верхний плотностной замок, 5 – парогенератор, 6 – теплообменник системы пассивного охлаждения, 7 – градирня

Таким образом, постоянный уровень границы раздела между горячей и холодной средами поддерживается с помощью управления скоростью ГЦН. Положение границы двух сред определяется по измерению температуры, и эта информация используется для контроля расхода через ГЦН.

В случае аварии начинается кипение в активной зоне и снижение гидростатического напора в подъемной ветке, превышающее корректирующую способность системы контроля скорости насоса. В этих условиях вода из бассейна поступает в АЗ, заглушает реактор и начинается естественная циркуляция между холодным бассейном, активной зоной и подъемным участком через границы раздела, которые представляют теперь открытый путь для ЕЦ. Таким образом, безопасность реактора PIUS базируется на существовании достаточно нестабильного контура охлаждения, которому требуется работа насоса для пребывания в стабильном состоянии во время нормальной эксплуатации. В нештатной ситуации система автоматически переходит в стабильное состояние, которое также является состоянием безопасного останова [71].

В случае аварийной ситуации вода в реакторном бассейне может охлаждаться двумя способами: активным с помощью насосов и пассивным с помощью теплообменников, охлаждаемых воздухом. Пассивная замкнутая система охлаждения бассейна (Passive Closed Cooling System) состоит из ряда водо-водяных теплообменников, размещенных по периметру бетонного бассейна на уровне верхнего плотностного замка. Эти теплообменники соединены с воздушными теплообменными аппаратами, помещенными в четыре градирни на крыше здания реактора. В контуре охлаждения поддерживается естественная циркуляция от воды в реакторном бассейне к конечному поглотителю – воздуху. При отказе одного из каналов мощности остальных будет достаточно, чтобы не допустить подъема температуры воды в бассейне выше 100 °С.

2.3.2 Отечественные проекты реакторов

2.3.2.1 Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-392М (АЭП, г. Москва)

В проекте АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 (РУ В-392М), разработанном ОАО «Атомэнергопроект» (г. Москва), для отвода остаточного тепловыделения применяется система пассивного отвода тепла (СПОТ). Размещение системы пассивного отвода тепла показано на рис. 2.11 [78].

СПОТ предназначена для отвода остаточных тепловыделений от активной зоны реактора, при авариях с потерей всех источников переменного тока, как при плотном первом контуре, так и при возникновении течей в первом или во втором контурах. Работа СПОТ

совместно с дополнительной системой пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени обеспечивает охлаждение активной зоны не менее 24 ч [79].

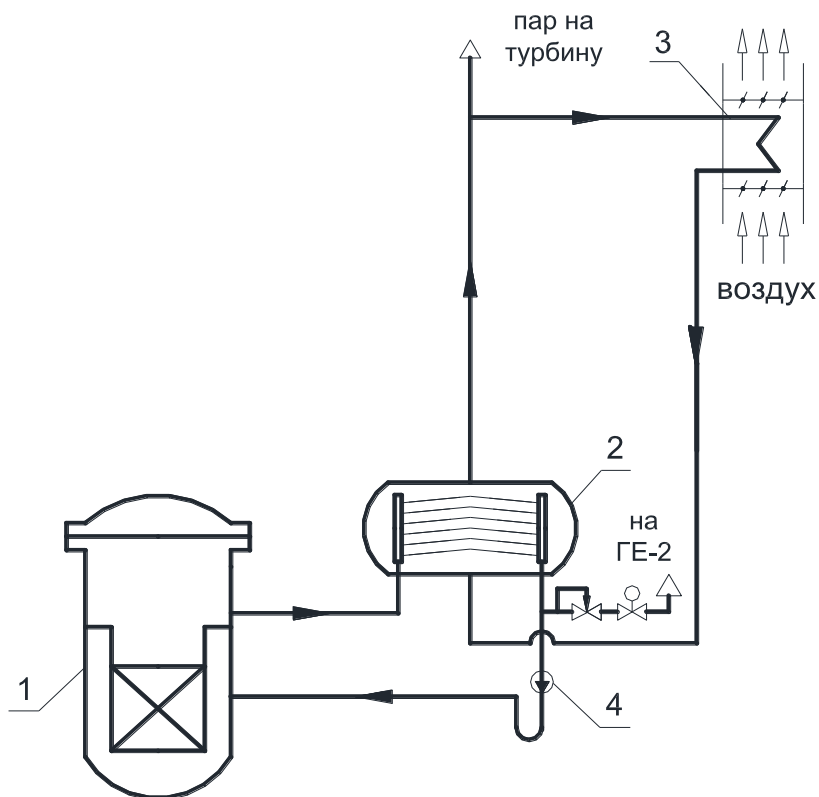


Рис. 2.11. Система пассивного отвода тепла АЭС-2006 (РУ В-392М): 1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – теплообменник СПОТ, 4 – ГЦН

Система состоит из четырех независимых каналов, по одному на каждый парогенератор РУ. Каждый канал включает в себя два теплообменника-конденсатора, трубопроводы паро-конденсатного тракта с арматурой, тракт воздухопроводов с воздушными затворами и регулирующими устройствами. Пар в теплообменник СПОТ поступает из паропровода каждого ПГ. Конденсация пара в теплообменниках осу-

ществляется атмосферным воздухом. Воздух забирается из атмосферы вне здания. За счет естественной тяги он проходит через защитные сетки и поступает в кольцевой коллектор, расположенный вокруг оболочки. Затем по индивидуальным воздуховодам охлаждающий воздух поступает на теплообменные модули, где конденсирует пар и поступает в тяговые шахты, которые заканчиваются общим коллектором с дефлектором. Конденсат стекает по опускным трубопроводам в объем котловой воды парогенераторов [80].

Теплообменник СПОТ представляет собой двухполостный теплообменный аппарат, состоящий из рамы и закрепленных на ней коллекторах подвода конденсируемого пара, коллекторе отвода конденсата и теплообменной поверхности. Трубный пучок теплообменника состоит из 550 U-образных труб, имеющих поперечное (спиральное) оребрение диаметром 25x2,5 мм и длиной оребрения 3,41 м. Теплообменные трубы имеют уклон 1:25 и расположены в шахматном порядке поперечно к потоку набегающего воздуха. Тепловая мощность одного теплообменника СПОТ при температуре окружающего воздуха +38 °С и давлении пара в парогенераторе 7 МПа составляет 8 МВт.

В режиме ожидания система прогрета до уровня температур второго контура, поскольку паро-конденсатный тракт системы постоянно подключен к паропроводу парогенератора. В случае возникновения исходного события это позволяет обеспечить наилучшую динамику при подключении теплообменников и исключает гидроудары в системе.

До и после каждого теплообменного модуля по ходу движения воздушного потока предусмотрены воздушные затворы, открывающиеся по сигналу обесточивания. Затворы служат для защиты от ударной воздушной волны и снижения тепловых потерь при работе системы в состоянии ожидания [81].

Над теплообменным модулем перед верхним затвором установлен регулятор, оснащенный двумя приводами: приводом пассивного принципа и дублирующим принципом активного действия. Привод пассивного принципа действия представляет собой сильфонно-пружинный блок, осуществляющий поворот заслонок регулятора в сторону закрытия или открытия в зависимости от изменения давления пара в парогенераторе РУ. При работе реактора на мощности заслонки регулирующего устройства открыты. В случае снижения

давления пара в ПГ ниже 5,8 МПа заслонки регулирующего шибера начинают прикрываться, ограничивая тем самым диапазон снижения давления пара по мере снижения мощности остаточного энерговыделения в реакторе.

Регулятор с приводом пассивного принципа действия управляет процессом отвода энергии от реактора в случае запроектных аварий с потерей всех источников переменного тока на АЭС при плотном первом контуре. При наложении обесточивания с аварийными течами в РУ, вызывающими снижение давления пара в ПГ, перевод СПОТ в режим расхолаживания реакторной установки производится с помощью привода активного действия [78].

2.3.2.2 Реактор ВВЭР-1200 с РУ В-491 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург)

Проект АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 (РУ В-491), разработанный ОАО «СПб АЭП» (г. Санкт-Петербург), относится к проектам третьего поколения и разработан для площадки ЛАЭС-2 на основе проекта АЭС-91/99, реализованного на Тяньваньской АЭС в Китае [82]. Тепловая мощность реактора – 3300 МВт. Наиболее существенные изменения связаны с внедрением в проект пассивных систем, предназначенных для управления и смягчения последствий запроектных аварий. Для отвода тепла от активной зоны в случае аварии в проекте предусмотрено наличие пассивной системы отвода тепла от парогенераторов (СПОТ ПГ). Система предназначена для управления запроектными авариями, такими как полное обесточивание станции, полная потеря питательной воды, преодоления аварии с малой течью теплоносителя из первого контура и отказом насосов САОЗ высокого давления, а также для смягчения последствий аварии с течью из первого контура во второй. Схема системы СПОТ ПГ показана на рис. 2.12 [83].

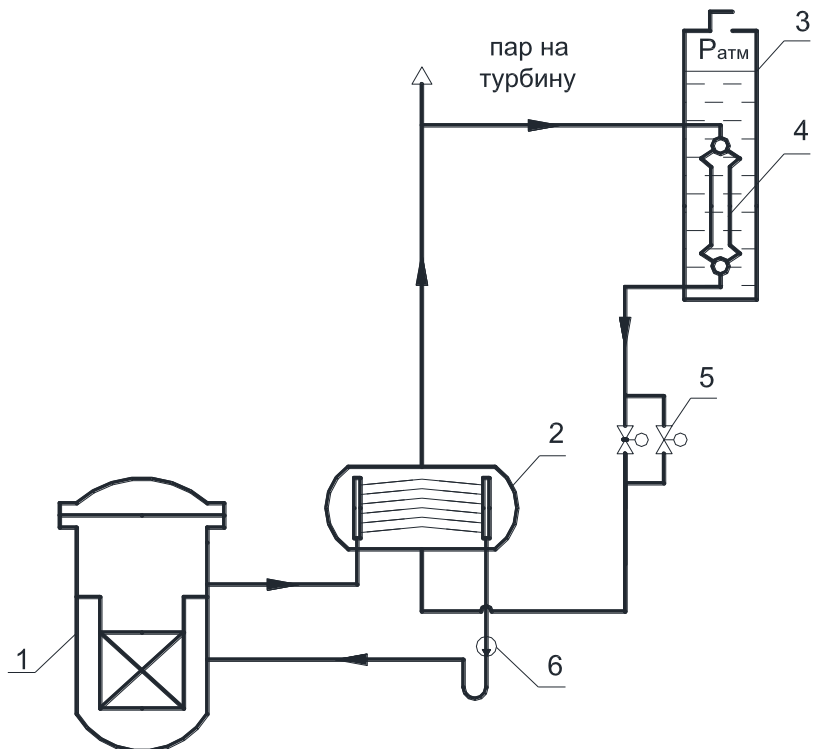


Рис. 2.12. Система пассивного отвода тепла от парогенератора АЭС-2006 (РУ В-491): 1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – бак аварийного отвода тепла, 4 – теплообменник СПОТ ПГ, 5 – пусковые клапаны, 6 – ГЦН

СПОТ ПГ состоит из четырех независимых каналов производительностью 4х33,3 %. Основные элементы системы – теплообменники аварийного расхолаживания (ТОАР), размещенные в баках аварийного отвода тепла (БАОТ); паропроводы и трубопроводы конденсата, соединяющие ТОАР с ПГ; клапаны, расположенные на трубопроводах конденсата, открытие которых приводит СПОТ ПГ в действие. БАОТ расположены вне защитной оболочки по периметру верхней части здания реактора. Теплообменники СПОТ ПГ погружены под уровень воды в БАОТ и размещены выше ПГ, что обеспечивает естественную циркуляцию в контуре СПОТ ПГ.

В каждый канал СПОТ ПГ входят 16 теплообменников, состоящих из 140 труб диаметром 16x1,5 мм и средней длиной 2,0 м. Объем воды в каждом из четырех баков аварийного отвода тепла – 538 м³, что обеспечивает длительность пассивного теплоотвода не менее 24 ч. Для обеспечения работоспособности системы в период после 24 ч предполагается подпитка баков аварийного отвода тепла водой из резервных запасов воды, находящихся на площадке [84].

При нормальных условиях эксплуатации и при проектных авариях система находится в режиме ожидания. При этом БАОТ заполнены водой температурой около 60 °С, паропроводы заполнены паром с давлением, равным давлению в ПГ, трубопроводы конденсата заполнены водой. Система запускается в работу открытием малого или большого пусковых клапанов, установленных на трубопроводе конденсата.

Малый клапан открывается в случае аварии с полным обесточиванием, при аварии с полной потерей питательной воды, а также при течи теплоносителя первого контура с отказом БРУ-А. При этом мощность одного канала СПОТ ПГ составляет 25 МВт. Скорость расхолаживания реакторной установки не превышает 30 °С/ч. При аварии с течью теплоносителя первого контура с наложением отказа активных систем, а также при течи из первого контура во второй открывается большой клапан СПОТ ПГ. Каждый канал системы при этом имеет мощность 50 МВт и длительность охлаждения активной зоны составит 12 ч [85].

2.3.2.3 Реактор ВВЭР-640 (СПб АЭП, г. Санкт-Петербург)

Аналогичная по своим функциям система отвода тепла от парогенераторов применена в разработанном в конце 80-х гг. в СПб АЭП проекте реактора ВВЭР-640 (электрическая мощность реакторной установки – 640 МВт, тепловая – 1800 МВт) [86]. В связи с меньшей мощностью реактора в системе используются баки аварийного отвода тепла меньшего объема (260 м³) в количестве восьми штук – по 2 БАОТ на один канал. Схема СПОТ ПГ реактора ВВЭР-640 показана на рис. 2.13 [87].

На заключительной стадии аварии с разрывом ГЦК еще одним способом пассивного охлаждения реактора является отвод остаточного тепла к большому объему теплоносителя со свободным уровнем. В реакторной установке ВВЭР-640 такой объем формиру-

ется из корпуса реактора, аварийного бассейна и топливного бассейна [88]. Пар из активной зоны попадает в объем бассейна, частично конденсируясь в нем, поступает в объем контейнента, конденсируется на поверхности металлической оболочки, охлаждаемой коробами-охладителями системы СПОТ ЗО, соединенными с БАОТ. Затем конденсат возвращается в аварийный бассейн.

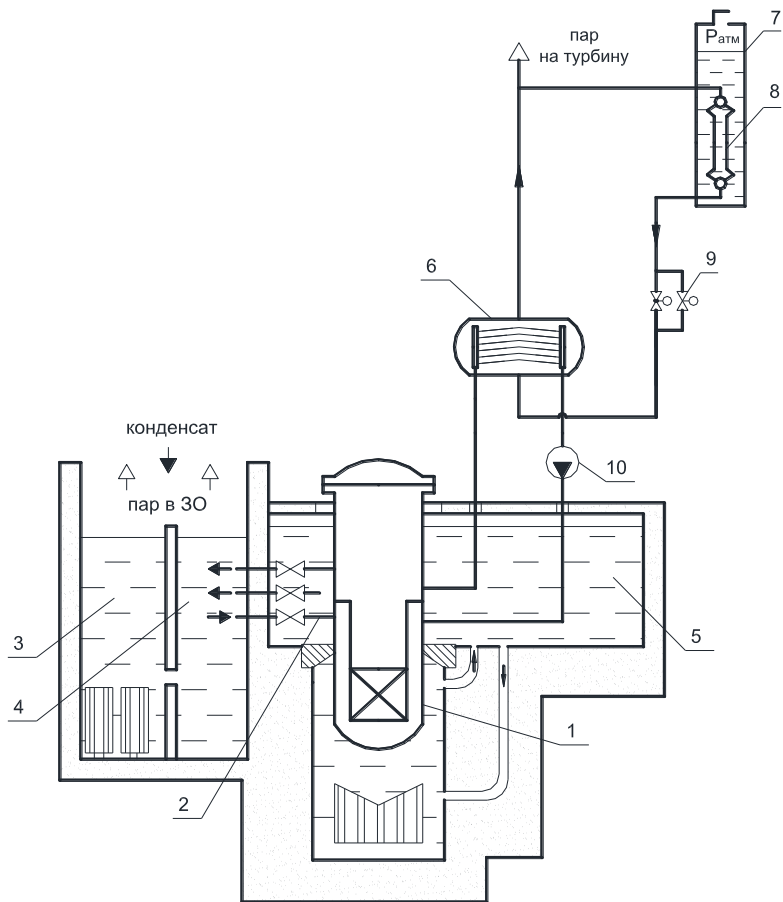


Рис. 2.13. Система пассивного отвода тепла реактора ВВЭР-640: 1 – корпус реактора, 2 – аварийный блок разгерметизации, 3, 4 – топливный бассейн, 5 – аварийный бассейн, 6 – ПГ, 7 – бак аварийного отвода тепла, 8 – теплообменник СПОТ ПГ, 9 – пусковые клапаны, 10 – ГЦН

Охлаждение реактора осуществляется с использованием системы аварийного разуплотнения первого контура, соединяющей верхнюю камеру смешения реактора с топливным бассейном по горячей ветке и нижнюю камеру смешения по холодной ветке. Открытие арматуры на трубопроводах происходит по сигналу снижения давления в первом контуре. Кроме того, объемы аварийного и топливного бассейнов соединяются с помощью уравнивающей линии, которая открывается по сигналу повышения уровня в аварийном бассейне. Корпус реактора соединяется с аварийным бассейном через разрыв на горячей или холодной ветке ГЦК. Длительность охлаждения АЗ составляет более 24 ч даже при отказе СПОТ ПГ [87].

2.3.2.4 Система пассивного отвода тепла с инжектором-конденсатором для реактора ВВЭР (ВНИИАЭС)

Кроме систем пассивного отвода тепла, работающих на принципах естественной циркуляции, предложены концепции устройств, использующих другие движущие силы для своей работы. Во ВНИИАЭС (г. Москва) разработан проект системы пассивного отвода тепла с инжектором-конденсатором (СПОТИК). СПОТИК предназначена для аварийного отвода остаточной теплоты через второй контур энергоблока с ВВЭР к конечному поглотителю. Схема установки показана на рис. 2.14 [89].

в какой-то момент становится выше, чем в ПГ. Обратный клапан открывается и СПОТИК начинает работать. Таким образом, энергия пара от остаточных энерговыделений используется для организации контура циркуляции. Время запуска системы в работу минимально. Расчеты показали, что двух баков запаса питательной воды объемом 1000 м³ достаточно для испарительного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР-1000 в течение 24 ч [89].

2.3.2.5 Система пассивного отвода тепла с использованием тепловых труб для реактора ВВЭР (СГУ)

Специалистами из Севастопольского государственного университета предложена концепция системы пассивного отвода тепла от реактора ВВЭР с использованием испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа – низкотемпературных тепловых труб (ТТ) [91].

В качестве теплообменного оборудования системы аварийного расхолаживания используется теплообменник на основе тепловых труб или двухфазных термосифонов (ДТС). Особенностью таких теплообменников является то, что каждый из элементов, образующих теплопередающую поверхность, является автономным замкнутым промежуточным контуром теплопередачи и обеспечивает надежность разделения теплоносителя первого контура и охлаждающей среды. Поэтому разгерметизация одной или нескольких ТТ (ДТС) со стороны испарителя либо конденсатора не приведет к разгерметизации всего контура. На рис. 2.15 представлена схема автономной СПОТ для проекта АЭС с ВВЭР [91].

В предлагаемой схеме отвод остаточного энерговыделения в течение длительного периода времени осуществляется при естественной циркуляции теплоносителя первого контура через промежуточный теплообменник аварийного расхолаживания (ТОАР), выполненный на основе низкотемпературных двухфазных термосифонов, и промежуточный двухфазный контур, обеспечивающий отвод тепла к атмосферному воздуху.

Теплопередающими элементами ТОАР является сборка низкотемпературных ординарных термосифонов цилиндрической формы, расположенных вертикально в треугольной решетке. ТОАР имеет цилиндрический корпус, на образующих которого установлены патрубки для подвода горячего теплоносителя первого конту-

ра и конденсата из промконтура, а на торцевых крышках – патрубки для отвода охлажденного теплоносителя первого контура и пара промконтура. Теплоноситель ДТС и промежуточного контура расхолаживания – вода.

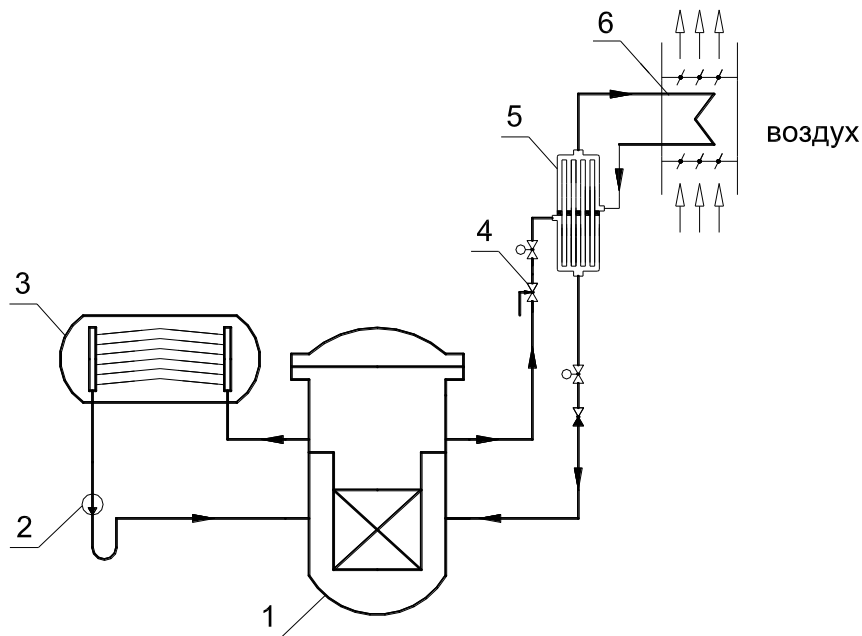


Рис. 2.15. Автономная СПОТ для реактора ВВЭР: 1 – реактор, 2 – ГЦН, 3 – парогенератор, 4 – запорный мембранный клапан, 5 – термосифонный ТОАР, 6 – воздушный теплообменник

Перед заправкой теплоносителем термосифоны ТОАР и промконтур вакуумируются. Система заполняется промежуточным теплоносителем и находится в режиме постоянной эксплуатационной готовности в течение всего периода эксплуатации РУ. В режиме ожидания весь теплоноситель промконтура находится в ТОАР. В полости теплообменника-конденсатора в этом случае теплоносителя нет, поэтому отсутствует опасность его «размораживания» при отрицательных температурах окружающего воздуха в зимний период. Запуск системы происходит открытием запорного мембранного

клапана на паровой линии петли аварийного расхолаживания. Открытие происходит автоматически при обесточивании блока или по команде оператора.

2.4 Системы пассивного отвода тепла интегральных и блочных реакторов

2.4.1 Зарубежные проекты реакторов

Одной из самых опасных аварийных ситуаций на АЭС с водяными реакторами является разрыв полным сечением главного циркуляционного трубопровода. Данное событие приводит к резкому снижению давления в первом контуре, вскипанию теплоносителя и возможному расплавлению активной зоны из-за резко ухудшившихся условий охлаждения. Для исключения данного класса аварий были разработаны реакторы с интегральной компоновкой. В реакторных установках данного типа активная зона, парогенератор и компенсатор давления находится внутри одного общего корпуса.

Первый коммерческий реактор с интегральной компоновкой использовался в качестве двигательной установки на корабле Отто Ганн (NS Otto Hahn). Тепловая мощность реактора составляла 38 МВт, корабль был спущен на воду в ФРГ в 1968 г. и использовался для перевозки руды вплоть до 1979 г. (после чего реактор был заменен дизельной установкой) [92].

Основным недостатком реакторов с интегральной компоновкой является невозможность создания установок с большой единичной мощностью, что вызвано ограничением на максимальный размер общего корпуса. Тем не менее, в настоящее время в мире разработано множество проектов реакторных установок интегрального типа, большинство которых оснащены системами пассивного отвода тепла.

2.4.1.1 Реактор SIR (США, Великобритания)

Один из первых проектов интегральных реакторов средней мощности SIR (Safe Integral Reactor) был разработан в 1989 г. компанией Combustion Engineering совместно с Rolls Royce, Stone & Webster Engineering Corporation и United Kingdom Atomic Energy Authority [93]. Электрическая мощность реактора 325 МВт. Отвод тепла осуществляется с помощью 12 прямоточных парогенераторов. Данный

проект явился предшественником большинства проектов интегральных реакторов, представленных в последующие годы [92].

Для отвода остаточных тепловыделений предусмотрена вторичная конденсационная система (Secondary Condensing System – SCS). Схема систем охлаждения реактора SIR представлена на рис. 2.16 [94].

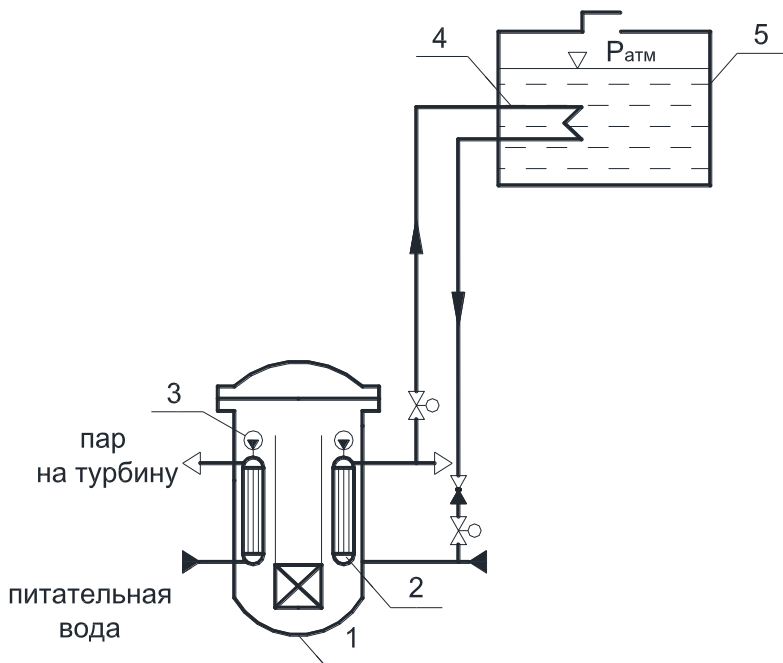


Рис. 2.16. Схема охлаждения реактора SIR: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – теплообменник, 5 – бассейн

Система отводит тепло от второго контура с помощью четырех парогенераторов. Пар с них направляется на теплообменники-конденсаторы, погруженные в бассейн, расположенный выше реактора. Запаса воды достаточно на 72 ч испарительного охлаждения [95].

2.4.1.2 Реактор IRIS (CIIA)

Реактор IRIS (International Reactor Innovative and Secure), разработанный международным консорциумом под руководством компании Westinghouse, является интегральным реактором с электрической мощностью 335 МВт (тепловая – 1000 МВт) [96]. В интегральном корпусе реакторной установки находятся активная зона, восемь парогенераторов со спиральным трубным пучком, восемь ГЦН и компенсатор давления. Для обеспечения безопасности широко применяются пассивные системы. Общая схема систем безопасности реактора IRIS приведена на рис. 2.17 [97].

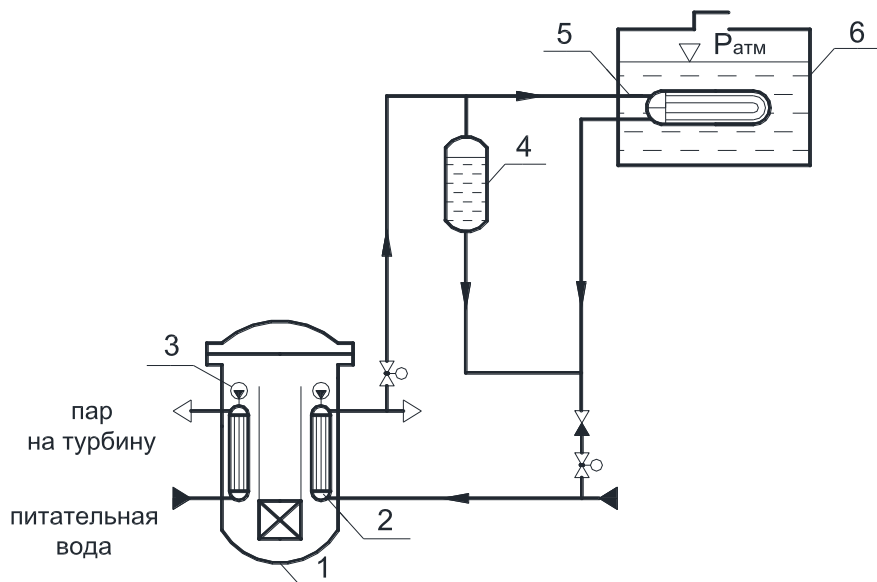


Рис. 2.17. Схема систем безопасности реактора IRIS: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – бак подпитки ПГ, 5 – теплообменник, 6 – бассейн

Отвод остаточных энерговыделений от активной зоны осуществляется с помощью системы аварийного отвода тепла (Emergency Heat Removal System – EHRS). Система состоит из четырех каналов, по два парогенератора на каждый канал. В состав каждого канала входит один горизонтальный U-образный теплообменник, по-

груженный в бассейн перегрузки топлива (Refueling Water Storage Tank – RWST), напорная и сливная линии и один бак подпитки ПГ. Сливная линия состоит из двух параллельных веток с пневматическими и обратными клапанами на каждой. Арматура на паровой линии при нормальной эксплуатации открыта, клапаны на обратной линии закрыты. При своей работе система конденсирует пар из реактора, тем самым понижая его давление, а значит и давление в защитной оболочке. Объема воды в бассейне перегрузки достаточно для отвода остаточного тепла в течение недели [98].

2.4.1.3 Реактор SMART (Республика Корея)

Реактор SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor) является интегральным реактором с водой под давлением тепловой мощностью 330 МВт. Проект разработан KAERI (Республика Корея) для выработки электроэнергии в небольших сетях и обессоливания воды. Интегральный корпус реактора содержит активную зону, двенадцать парогенераторов, КД и четыре ГЦН [99]. Системы безопасности включают в себя пассивную систему отвода остаточных тепловыделений (Passive Residual Heat Removal System - PRHRS), схема которой показана на рис. 2.18 [100].

Система обеспечивает отвод остаточных тепловыделений с помощью естественной циркуляции в случае аварии, связанной с потерей питательной воды или в случае blackout. Также данная система может быть использована для длительного охлаждения в случае ремонта или перегрузки. PRHRS состоит из четырех каналов с 50 % мощностью каждый, т.е. двух каналов достаточно для охлаждения активной зоны. Каждый канал подключен к паровой и питательным линиям от ПГ и включает в себя теплообменник, погруженный в аварийный охлаждающий бак (Emergency Cooldown Tank – ECT), компенсационный бак, обратные и запорные клапаны. Вода в аварийном баке при работе испаряется, пар уходит в атмосферу. Запаса воды хватит для охлаждения реактора в течение 72 ч.

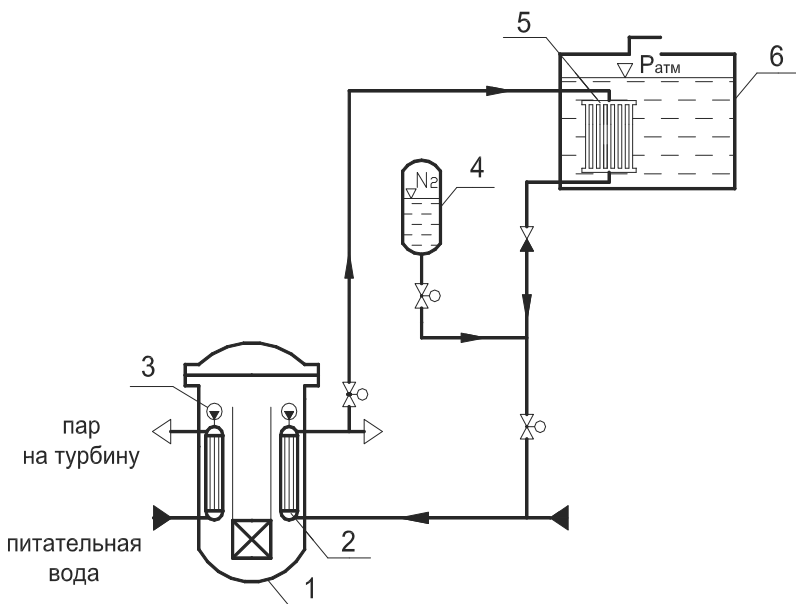


Рис. 2.18. Пассивная система отвода остаточных тепловыделений реактора SMART: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – компенсационный бак, 5 – теплообменник, 6 – бассейн

2.4.1.4 Реактор IMR (Япония)

В Японии компанией Mitsubishi Heavy Industries (MHI) разработан проект реактора IMR (Integrated Modular Water Reactor) электрической мощностью 350 МВт (тепловая – 1000 МВт) [101]. Активная зона реактора охлаждается двухфазной средой, движущейся за счет естественной циркуляции. Тепло от первого контура отдается среде второго контура через парогенераторы, находящиеся в корпусе реактора. Четыре ПГ находятся в водяной зоне (SGL) и имеют U-образный трубный пучок. Два парогенератора находятся в паровой зоне (SGV) и имеют С-образный трубный пучок. Функцией SGV также является поддержание давления первого контура, так как компенсатор давления отсутствует [102].

Для того чтобы добиться конкурентоспособности реактора такой малой единичной мощности, была использована интегральная компоновка и применены пассивные системы безопасности. Для отвода

остаточных тепловыделений в реакторе применена автономная система прямого отвода тепла (Stand-alone Direct Heat removal System – SDHS). Схема системы приведена на рис. 2.19 [101].

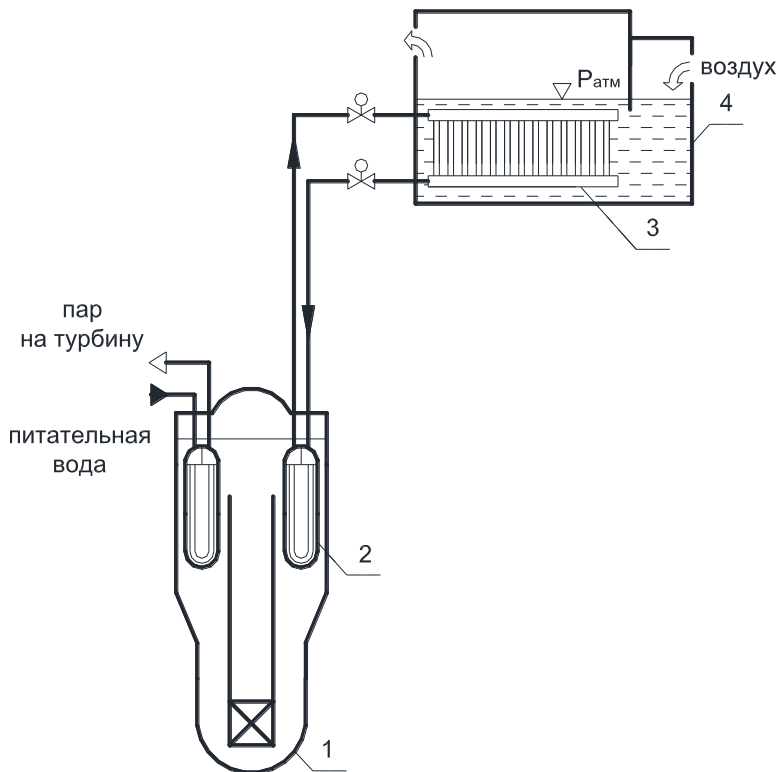


Рис. 2.19. Автономная система прямого отвода тепла реактора IMR: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – теплообменник, 4 – бассейн

Система состоит из двух теплообменников для пассивного охлаждения парогенераторов (Passive SG Coolers – PSGCs). Теплообменники размещены в бассейне, заполненном водой. Бассейн, в свою очередь, размещен на дне аэродинамической трубы (воздушного канала). Поэтому после испарения воды (через 24 ч) система автоматически начинает охлаждаться воздухом.

2.4.1.5 Реактор PSRD (Япония)

Также в Японии специалистами JAERI разработан проект реактора PSRD (Passive Safe Small Reactor for Distributed energy supply system), который является интегральным реактором с водой под давлением, использующим естественную циркуляцию для охлаждения активной зоны. Тепловая мощность – 100 МВт [103]. Предполагается использование реактора в небольших энергосистемах для получения электроэнергии, тепла, опреснения воды и т.д. Схема пассивных систем безопасности представлена на рис. 2.20 [104].

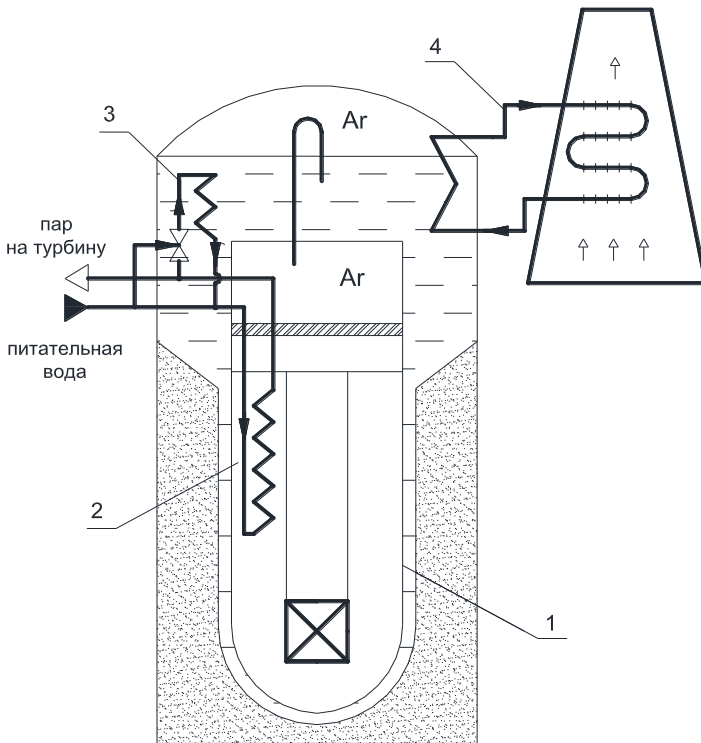


Рис. 2.20. Схема пассивных систем безопасности реактора PSRD:
1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – теплообменник, 4 – теплообменник

Корпус реактора находится в контейнменте, заполненном водой, с аргонной газовой подушкой в верхней части. Чтобы предотвратить переток тепла от корпуса реактора к воде, в защитной оболочке при работе на мощности предусмотрена многослойная изоляция.

Главной задачей пассивных систем является отвод остаточного тепла. Выполнение этой функций производится с помощью аварийной системы отвода остаточных энерговыделений (Emergency Decay Heat Removal System – EDRS) к воде, заполняющей пространство защитной оболочки. Запуск системы в работу происходит после открытия гидравлически управляемых вентилей на линиях, связывающих паропровод второго контура и вход в теплообменники EDRS. Вентили удерживаются закрытыми за счет давления питательной воды второго контура. В случае аварии происходит отсечение реактора от турбины. Питательный насос останавливается, давление, удерживающее закрытым вентиль на линии в EDRS, исчезает, и пар направляется в теплообменник из основной паровой линии, а вода из теплообменника стекает в ПГ по линии питательной воды.

Отвод остаточных тепловыделений происходит через парогенераторы и теплообменники EDRS к воде, которой заполнена защитная оболочка, с помощью процессов естественной циркуляции. Тепло от воды в 30 отводится в атмосферу с помощью системы охлаждения воды контейнмента (Containment Water-Cooling System – CWCS).

2.4.1.6 Реактор SCOR (Франция)

Реактор SCOR (Simple Compact Reactor) является интегральным реактором с водой под давлением с тепловой мощностью 2000 МВт (630 МВт электрических), разработанным во Франции Комиссариатом по атомной энергии (Commissariat à l'Énergie Atomique – CEA) [105]. Особенностью установки является то, что парогенератор с U-образным трубным пучком расположен над АЗ в крышке корпуса реактора, как в транспортных РУ. Такая конструкция позволила освободить в корпусе реактора место для активной зоны и увеличить единичную мощность установки.

В случае аварийной ситуации первый контур РУ охлаждается с помощью теплообменников, размещенных в опускном участке корпуса реактора. Всего имеется шестнадцать теплообменников, объединенных в систему отвода остаточных тепловыделений от

первого контура (Residual heat Removal system on Primary circuit – RRP system). В качестве конечного стока тепла используются как вода, так и воздух. Четыре канала подключены к теплообменникам, погруженным в бассейн с водой (RPPp). Остальные двенадцать каналов соединены с теплообменниками, расположенными в градирнях (воздушных каналах) (RPPa). Для расхолаживания реактора достаточно четырех каналов (любых водяных или воздушных). Принципиальная схема системы приведена на рис. 2.21 [105].

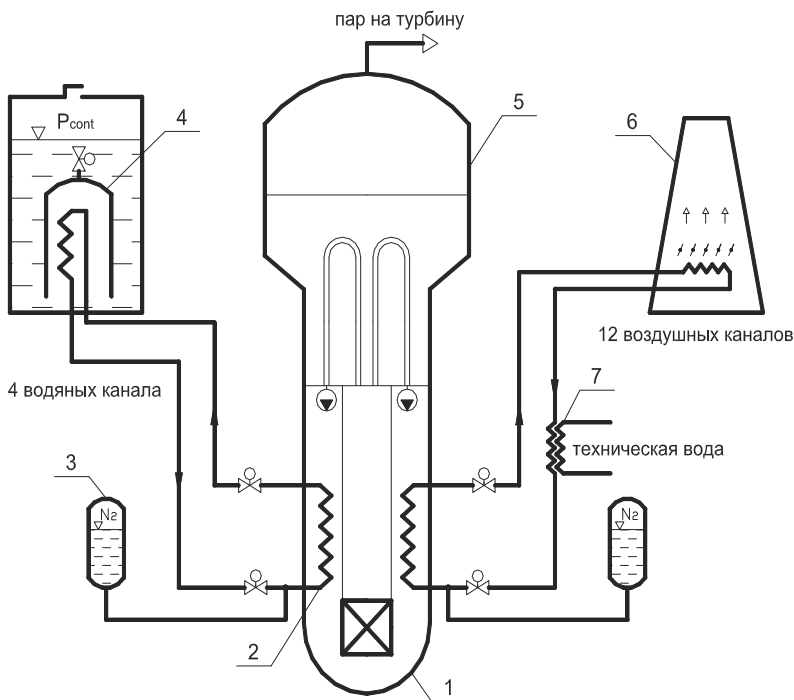


Рис. 2.21. Схема системы отвода остаточного тепловыделения реактора SCOR: 1 – интегральный реактор, 2 – теплообменник, 3 – буферная емкость, 4 – тепловой клапан, 5 – парогенератор, 6 – градирня, 7 – теплообменник

Запуск каналов охлаждения осуществляется с открытием тепловых клапанов на водяных каналах и воздушных заслонок на каналах, охлаждаемых воздухом. Сигналом на открытие служит аварийная остановка реактора – SCRAM. Также имеются буферные емкости с азотной подушкой, подключенные к каждому из каналов. Они предназначены для компенсации расширения воды при разогреве реактора.

Каналы системы отвода остаточных тепловыделений рассчитаны на давление первого контура и находятся в горячем состоянии при работе реактора на мощности. Воздушные каналы (12 шт.) способны работать в режиме принудительной циркуляции для расхолаживания первого контура в процессе перегрузки топлива. При этом происходит дополнительное охлаждение каналов с помощью подачи технической воды. Таким образом, система заменяет штатную активную систему отвода остаточных тепловыделений, применяемую в действующих реакторах типа PWR [106].

Мощность каждой петли системы RRP составляет 5 МВт. Такая низкая мощность позволяет проверить работоспособность каждого канала при работе реактора на мощности, что важно для подтверждения надежности системы.

Тепловой клапан (thermal valve), применяемый в проекте реактора SCOR для запуска в работу водяных каналов системы отвода остаточных тепловыделений, разработан CEA (Франция) и ENEA (Италия) [107]. Данное устройство позволяет изменять отводимую мощность простым способом, меняя условия теплообмена в бассейне, избегая установки арматуры на трубопроводах системы пассивного теплоотвода. Устройство состоит из куполообразного сосуда, погруженного в бассейн, в котором находится теплообменник. Сосуд оснащен управляющим клапаном на верхней части и открыт с нижней стороны. С помощью управляющего клапана можно управлять циркуляцией жидкости через погруженный теплообменник. Принцип работы устройства проиллюстрирован на рис. 2.22 [108].

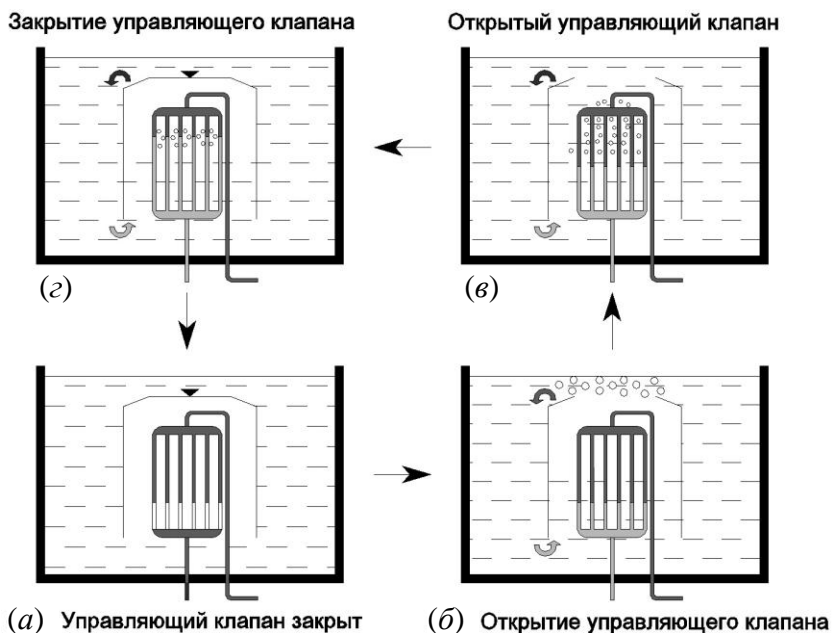


Рис. 2.22. Диаграмма работы теплового клапана

В режиме нормальной эксплуатации реактора управляющий клапан закрыт (рис. 2.22, а). Перегретый пар удерживается под оболочкой сосуда, и естественная циркуляция в теплообменнике отсутствует. Когда управляющий клапан открывается (рис. 2.22, б), пар выходит из сосуда и конденсируется, через низ сосуда на его место устремляется холодная вода и устанавливается ЕЦ (рис. 2.22, в), позволяющая пассивно отводить остаточное тепло. Закрытие управляющего клапана (рис. 2.22, г) приводит к удержанию образующегося пара внутри сосуда и теплообменник опять отсекается.

2.4.1.7 Реактор CAREM-25 (Аргентина)

В Аргентине Национальной комиссией по атомной энергии (Comision Nacional de Energia Atomica – CNEA) и компанией INVAP разработан проект реактора CAREM-25 (Central Argentina de Elementos Modulares). Реактор работает на принципе естествен-

ной циркуляции. Электрическая мощность установки 25 МВт, тепловая – 100 МВт [109].

Для охлаждения активной зоны в аварийных ситуациях используется система отвода остаточных энерговыделений (Residual Heat Removal System – RHRS). Схема системы показана на рис. 2.23 [110].

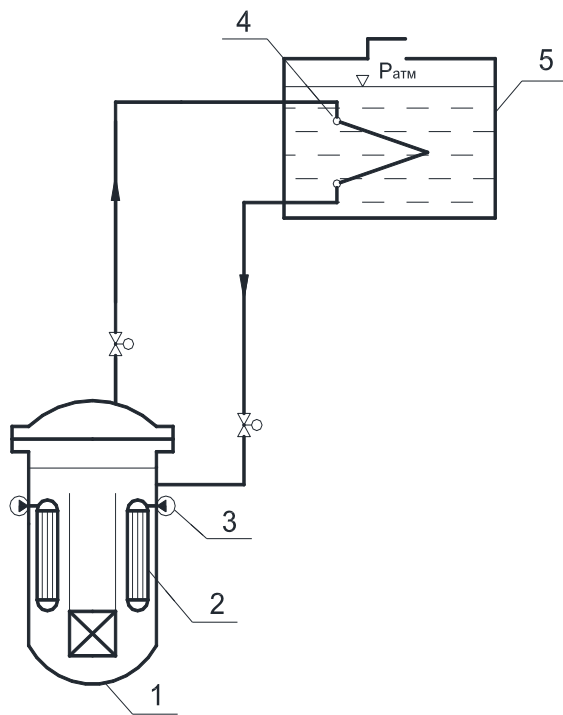


Рис. 2.23. Схема системы отвода остаточных энерговыделений реактора CAREM: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – теплообменник, 5 – бассейн

Остаточное тепловыделение отводится от первого контура с помощью горизонтальных U-образных теплообменников, размещенных в двух бассейнах с холодной водой под реакторной оболочкой. Верхний коллектор подключен к крышке корпуса реактора (паровой купол), нижний коллектор подсоединен к корпусу реактора

ниже уровня воды. Трубный пучок теплообменника набран из труб диаметром 60,3x8,75 мм и длиной 13,3 м.

При работе на мощности вентили на паровой линии открыты, на сливной – закрыты, поэтому трубный пучок всегда заполнен конденсатом. В случае аварии, арматура на сливной линии открывается автоматически, вода дренируется и на ее место поступает пар. Он конденсируется, конденсат возвращается в реактор, образуя контур ЕЦ. Тепло отводится от АЗ и передается воде, та закипает, пар конденсируется в бассейне снижения давления (suppression pool) [110]. В случае аварии с потерей электроснабжения и плотным контуром система может охлаждать активную зону в течение 48 ч [111].

2.4.1.8 Реактор NuScale (США)

В США компанией NuScale Power Inc. разработан проект модульного интегрального реактора NuScale. Первоначально реактор назывался MASLWR (Multi-Application Small Light Water Reactor) и был разработан в рамках проекта финансируемого Министерством энергетики США (DOE) [112].

Реактор охлаждается с помощью естественной циркуляции, электрическая мощность – 45 МВт (тепловая – 160 МВт). Парогенератор расположен в верхней части корпуса снаружи горячей ветки подъемного участка и состоит из пучков вертикальных спиральных труб. Реактор находится ниже уровня земли в защитной оболочке, окруженной бассейном с водой объемом 15140 м³. Стандартный проект АЭС с реакторами NuScale имеет электрическую мощность 540 МВт, использует 12 реакторных модулей, каждый из которых работает на свою турбину.

Отвод остаточных энерговыделений от активной зоны осуществляется за счет нагрева и последующего испарения воды из бассейна, окружающего защитную оболочку. Пассивная система охлаждения реактора NuScale состоит из двух подсистем:

система отвода остаточных тепловыделений (Decay Heat Removal System – DHRS);

аварийная система охлаждения АЗ (Emergency core cooling system – ECCS). Схема системы отвода остаточных тепловыделений показана на рис. 2.24 [113].

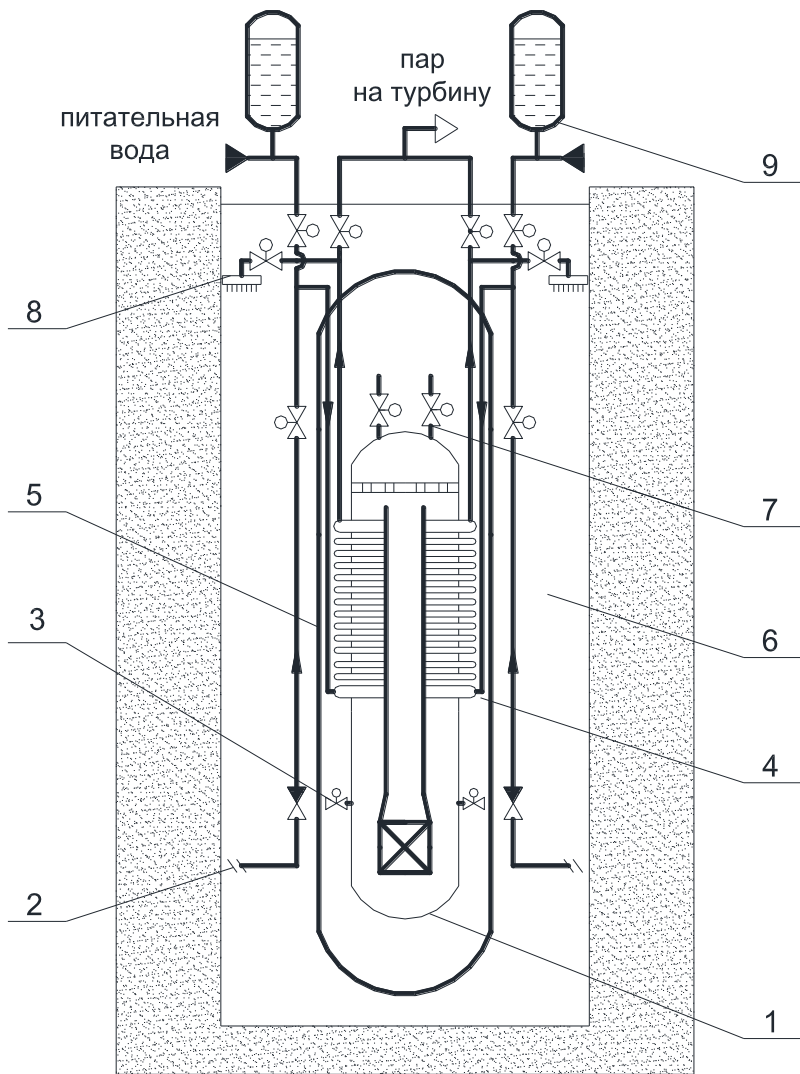


Рис. 2.24. Схема систем отвода остаточных тепловыделений и охлаждения активной зоны реактора NuScale: 1 – интегральный реактор, 2 – входной экран, 3 – реакторные рециркулирующие клапана, 4 – парогенератор, 5 – защитная оболочка, 6 – бассейн охлаждения защитной оболочки, 7 – отсечной клапан, 8 – форсунки, 9 – баки питательной воды

Система состоит из двух каналов и обеспечивает охлаждение активной зоны в режиме нормального останова, аварий с потерей электроснабжения или переходных режимов, которые приводят к потере питательной воды. Каждый канал способен самостоятельно расхолодить реактор, т.е. система имеет 100 % резервирование.

Охлаждение активной зоны происходит через парогенератор. Вода из бассейна охлаждения защитной оболочки поступает в трубный пучок ПГ, где испаряется. Образовавшийся пар через форсунки возвращается в водяной объем бассейна и конденсируется. В момент запуска вода поступает в трубчатку из бака питательной воды, затем система переходит на работу в режиме естественной циркуляции. Для предотвращения обратного тока на линии подачи воды установлены обратные клапаны. Объем бассейна достаточно для охлаждения активной зоны в течение трех суток [114].

В случае несрабатывания системы отвода остаточных тепловыделений, охлаждение реактора осуществляется с помощью аварийной системы охлаждения АЗ (см. рис. 2.24). Система состоит из двух независимых реакторных вентилирующих клапанов (Reactor Vent Valves – RVV), двух независимых реакторных рециркулирующих клапанов (Reactor Recirculation Valves – RRV) и системы охлаждения защитной оболочки (Containment Heat Removal System – CHRS).

При запуске системы открываются вентилирующие клапаны на корпусе реактора. Пар из первого контура попадает в объем металлической защитной оболочки, рассчитанной на давление 3,1 МПа. Конденсируясь на стенках ЗО и отдавая тепло внешнему бассейну, он образует уровень жидкости, которая через рециркулирующие клапаны попадает обратно в реактор, образуя контур естественной циркуляции.

2.4.1.9 Реактор mPower (США)

Модульный реактор интегрального типа mPower разработан компанией Generation mPower LLC, созданной в результате соглашения между компаниями Babcock & Wilcox и Bechtel. Электрическая мощность реактора 125 МВт (тепловая – 425 МВт). Реактор предполагается разместить в защитной оболочке под землей [115]. Охлаждение реактора при аварии производится с помощью систе-

мы отвода остаточного тепла (Decay Heat Removal System – DHRS).
Схема системы показана на рис. 2.25 [116].

Система отводит остаточное тепловыделение от активной зоны. Работает при любых давлениях в реакторе. Две независимые петли с теплообменниками, размещенными в корпусе реактора, обеспечивают теплоотвод от активной зоны не менее 72 ч.

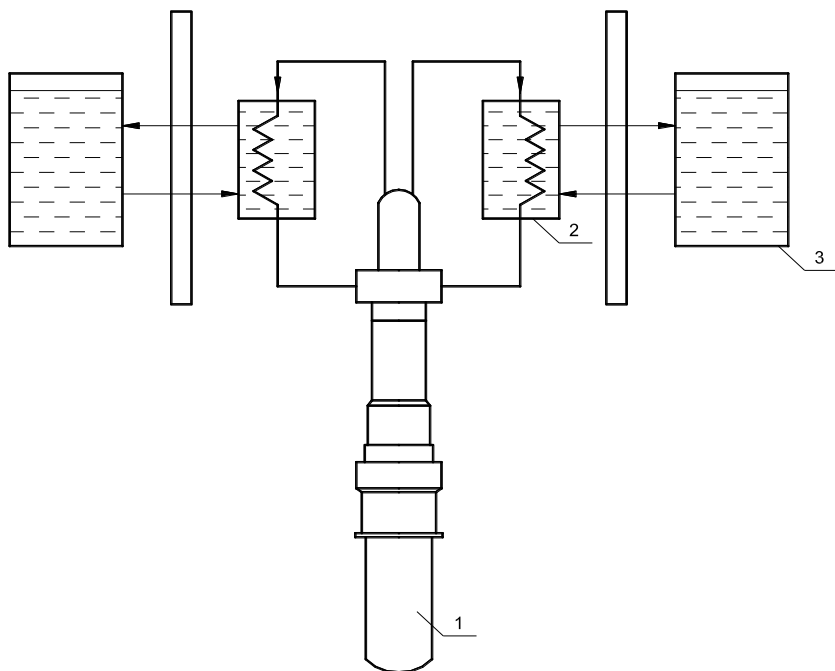


Рис. 2.25. Схема отвода остаточного тепла реактора mPower:
1 – интегральный реактор, 2 – теплообменник системы отвода остаточного тепла, 3 – бак с водой за пределами ЗО

2.4.2 Отечественные проекты реакторов

2.4.2.1 Реактор АТЭЦ-200 (ОКБМ)

В Российской Федерации ОКБМ Африкантов (г. Нижний Новгород) создало целый ряд проектов интегральных и блочных реак-

торов (в последних основное оборудование первого контура соединено между собой короткими патрубками).

Интегральная реакторная установка АТЭЦ-200 имеет электрическую мощность 240 МВт (тепловую – 700 МВт), активная зона охлаждается с помощью естественной циркуляции. АТЭЦ может использоваться для выработки тепла и электроэнергии [117]. Компенсатор давления образован паро-азотной подушкой под крышкой реактора. Интегральная реакторная установка находится в страховочном корпусе, сверху которого находится защитная оболочка [118].

В реакторе предусмотрено наличие двух систем аварийного расхолаживания (САРХ). Первая система обеспечивает теплоотвод от активной зоны через парогенераторы (две петли). В случае аварийной ситуации тепло от реактора отдается воде в баках запаса воды, а также окружающему воздуху. Схема системы показана на рис. 2.26 [118].

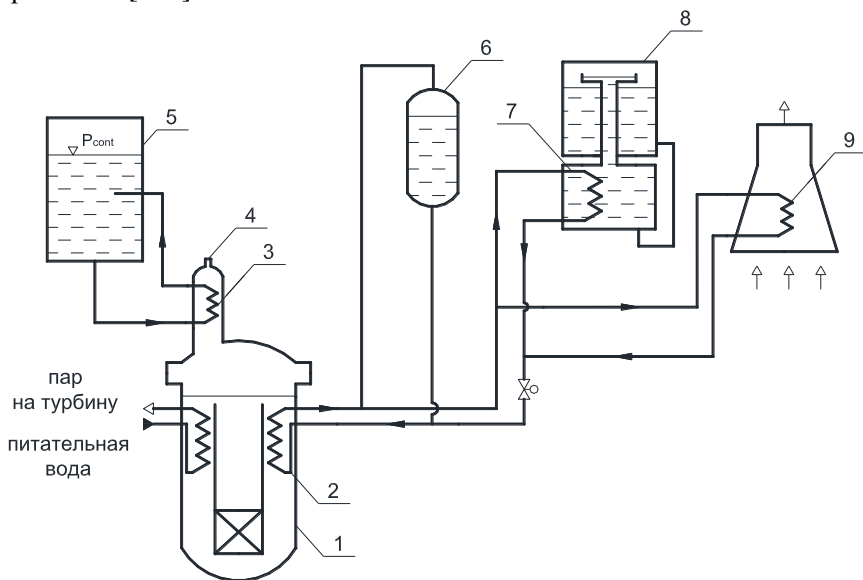


Рис. 2.26. Канал САРХ РУ АТЭЦ-200 через первый и второй контуры: 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – теплообменник САРХ, 4 – мембрана, 5 – бассейн отвода тепла, 6 – емкость запаса воды второго контура, 7 – теплообменник канала расхолаживания, 8 – бак запаса воды теплообменника, 9 – воздушный теплообменник в градирне

Второй канал САРХ отводит тепло от первого контура и размещен непосредственно на верхней крышке реактора.

Во время нормальной работы система находится в состоянии ожидания, при этом теплоотвод от первого контура не происходит из-за большой концентрации неконденсирующихся газов у трубчатки конденсатора, который находится в объеме газового компенсатора давления. При аварии, связанной с потерей теплоотвода, при повышении давления разрывается мембрана, и газы уходят из КД и от теплообменника (при этом не требуется вмешательство персонала или работа каких-нибудь активных систем). Теплообмен улучшается, и система начинает конденсировать пар из реактора, отдавая его воде в бассейне, возвращая обратно конденсат. Мембрана имеет дроссель для ограничения расхода среды первого контура. Для недопущения выхода радиоактивности используется теплообменник-конденсатор, имеющий трубный пучок с двойными стенками (зазор заполнен гелием). Объем воды в баке – 150 м³, что достаточно для охлаждения реактора в течение 24 ч [119].

2.4.2.2 Реактор ВПБЭР-600 (ОКБМ)

Еще одним проектом интегрального реактора, разработанным в ОКБМ, является реакторная установка ВПБЭР-600 (водяной повышенной безопасности энергетический реактор). Создан на основе принципиальных решений по безопасности РУ АСТ-500 таких, как интегральная компоновка реактора, применение страховочного корпуса, пассивные системы безопасности разного типа действия с глубоким резервированием и самосрабатыванием. Электрическая мощность – 630 МВт (тепловая – 1800 МВт) [120]. Интегральное исполнение характеризуется размещением в одном корпусе активной зоны с рабочими органами СУЗ, теплообменной поверхности парогенератора и парогазового компенсатора давления, функцию которого выполняет верхний объем корпуса реактора над уровнем теплоносителя. Теплоъем с активной зоны осуществляется принудительной циркуляцией теплоносителя с помощью ГЦН, встроенных в днище корпуса реактора. Имеются четыре петли и двенадцать секций ПГ [118].

Пассивные системы аварийного отвода тепла включают в себя два блока теплообменников, образующих системы непрерывного и пассивного отвода тепла, каждый из которых отводит тепло в баки запаса

воды с помощью естественной циркуляции. Схема системы аварийного расхолаживания реактора ВПБЭР-600 показана на рис. 2.27 [118].

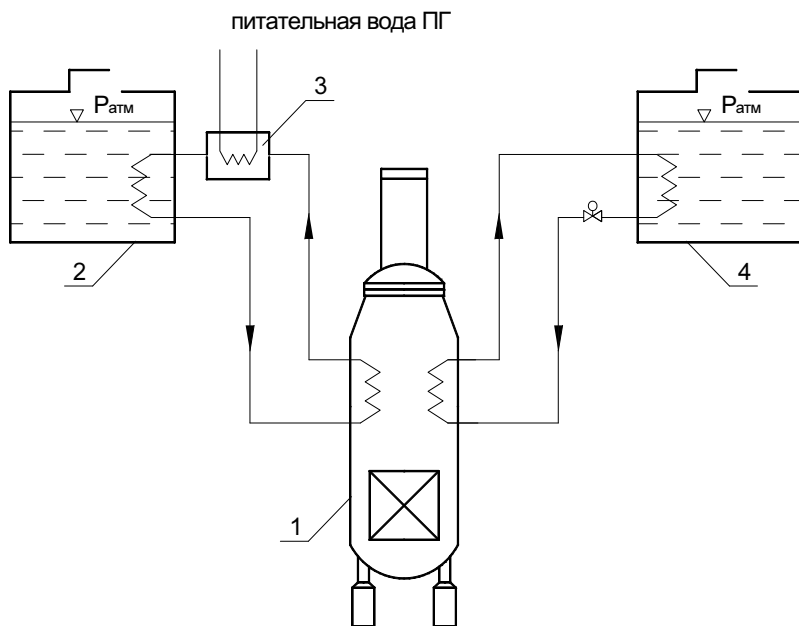


Рис. 2.27. Система аварийного расхолаживания реактора ВПБЭР-600: 1 – реактор, 2 – система непрерывного отвода тепла, 3 – промежуточный теплообменник, 4 – система пассивного отвода тепла

Остаточное тепловыделение отводится через промежуточный контур при давлении более высоком, чем в реакторе. Система непрерывного отвода тепла функционирует постоянно. Тепло, отводимое системой от реактора при нормальной работе, идет на подогрев питательной воды парогенератора в промежуточных теплообменниках. Система пассивного отвода тепла включается при возникновении аварии путем открытия клапанов на трубопроводах слива воды из теплообменников как по сигналам от системы автоматического управления, так и непосредственно от воздействия давления или уровня воды в реакторе [120].

При расхолаживании тепло, отводимое от реактора теплообменниками-конденсаторами систем пассивного и непрерывного отво-

да, передается в баки запаса воды, через которые циркулирует техническая вода. В случае прекращения ее циркуляции тепло отводится за счет выпаривания воды. Запаса воды в одном баке достаточно для расхолаживания реактора в течение трех суток, в двух баках – до семи суток в случае любых аварий.

2.4.2.3 Реактор КЛТ-40С (ОКБМ)

Для применения на плавучих АТЭС в ОКБМ разработан проект реакторной установки КЛТ-40С. Тепловая мощность реактора – 150 МВт. КЛТ-40С – это двухконтурная установка с водо-водяным реактором блочного типа, который соединен системой патрубков «труба в трубе» с четырьмя парогенераторами змеевикового типа и четырьмя ГЦН. Разработана на базе судовой блочной водо-водяной РУ КЛТ-40, успешно эксплуатирующейся в России на атомных ледоколах «Таймыр», «Вайгач» и лихтеровозе «Севморпуть» [121].

Одним из отличий от прототипа является наличие пассивных систем безопасности. Пассивной системой отвода энерговыделения в реакторной установке КЛТ-40С является система аварийного расхолаживания через парогенераторы (САР). Отвод остаточных тепловыделений осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя промконтур САР от парогенератора к теплообменнику САР (ТО САР) и выпаривания запаса воды из цистерн аварийного расхолаживания (ЦАР1 и ЦАР2) объемом 25 м³ каждая. Схема системы показана на рис. 2.28 [121].

В исходном состоянии промконтур системы заполнен водой до верхней точки, паровая ветка промконтур подключена к паропроводам установки. Водяная ветка, подсоединяемая к трубопроводам питательной воды, отключена с помощью арматуры. Пуск системы в действие осуществляется закрытием арматуры, отключающей парогенератор по воде и пару от паротурбинной установки и одновременным открытием клапана, подключающего водяную ветку промконтур. Система продолжает работать до полного выпаривания запаса воды ЦАР. Запаса воды в цистернах достаточно для обеспечения расхолаживания в течение 24 ч с начала аварии с потерей электроэнергии, но плотным контуром.

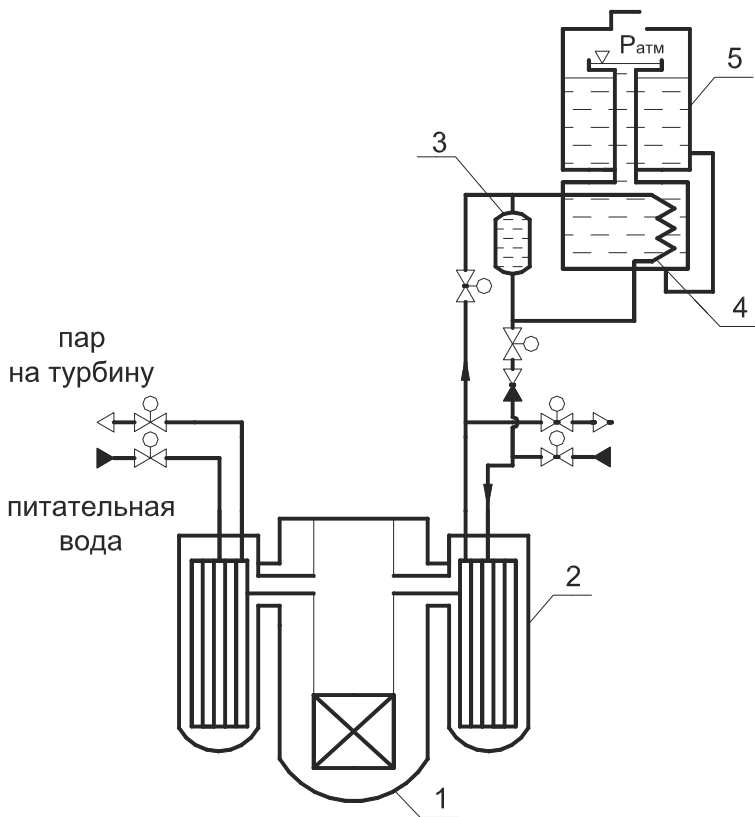


Рис. 2.28. Система аварийного теплоотвода РУ КЛТ-40С:
 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – емкость с водой,
 4 – теплообменник-конденсатор, 5 – цистерна аварийного расхолаживания

Особенностью системы пассивного отвода тепла установки КЛТ-40С является конструкция бака аварийного отвода тепла. Для исключения прогрева основного массива воды в ЦАР и подачи в активную зону воды с минимальной температурой, бак САР, в котором располагается теплообменник, отделен от цистерны аварийного расхолаживания. Бак системы аварийного расхолаживания расположен ниже ЦАР для создания контура естественной циркуляции между двумя сосудами.

Для плавного запуска в работу и исключения гидроударов в систему аварийного отвода тепла дополнительно введена емкость запаса воды объемом 3 м^3 , подключенная к паровому и водяному трубопроводам промежуточного контура, параллельно теплообменнику САР. Наличие данной емкости снижает скорость слива конденсата из теплообменника при включении системы, тем самым обеспечивая плавный рост работающей поверхности теплопередачи и обеспечивая постепенное увеличение конденсационной мощности [122].

2.4.2.4 Реактор ВБЭР-300 (ОКБМ)

На базе реакторной установки КЛТ-40С в ОКБМ разработан проект реактора ВБЭР-300 (водяной блочный энергетический реактор) тепловой мощностью 850 МВт [123].

Одной из важнейших систем безопасности установки является система аварийного отвода тепла (САОТ). САОТ предназначена для отвода остаточных тепловыделений в запроектной аварийной ситуации с полным обесточиванием, сопровождающейся отказом всех электрических управляющих систем. Система состоит из двух каналов, каждый из которых делится на две петли теплообмена. Оборудование каналов размещено в отдельных независимых помещениях. Схематично САОТ реакторной установки ВБЭР-300 изображена на рис. 2.29 [124].

Принцип работы системы аналогичен описанному выше принципу функционирования САР реактора КЛТ-40С. Ввод системы в действие осуществляется при обесточивании электромагнитных пневмораспределителей соответствующей арматуры, кроме того, предусмотрено ее срабатывание от гидрораспределителей при повышении давления в реакторе. Для надежного расхолаживания и ограничения роста давления в реакторе в проектных пределах достаточно ввода в действие одной из четырех петель САОТ, мощность которой составляет $\sim 1\% N_{\text{ном}}$. Время функционирования САОТ с одним баком (объем 75 м^3) не менее 24 ч, с двумя баками – не менее трех суток.

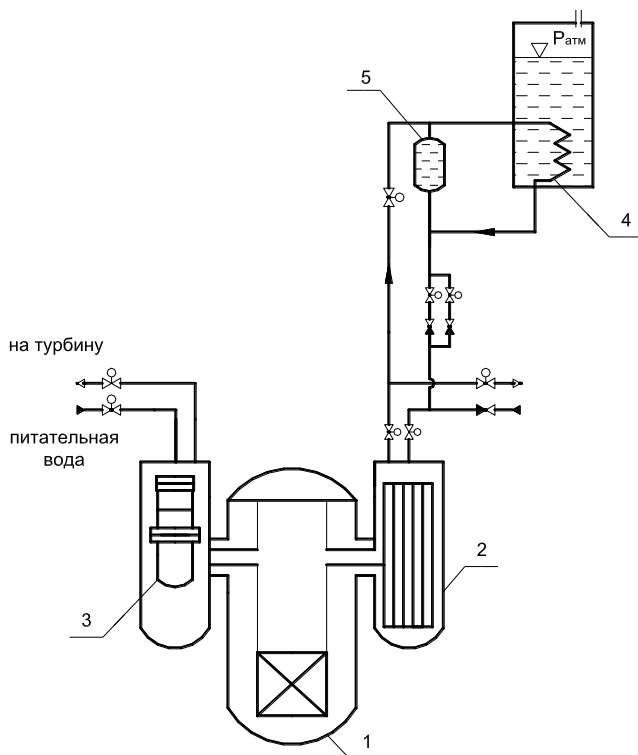


Рис. 2.29. Система пассивного отвода тепла реактора ВБЭР-300:
 1 – интегральный реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – теплооб-
 менник-конденсатор, 5 – емкость с водой

2.5 Системы пассивного отвода тепла быстрых реакторов

В современных проектах быстрых реакторов, разрабатываемых у нас в стране и за рубежом, также предусматривается наличие пассивных систем отвода тепла от активной зоны. Конструкция реакторных установок, а также свойства теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах приводят к особенностям проектных решений, примененных в пассивных системах аварийного расхолаживания быстрых реакторов. Эти особенности приводят к необходимости отдельного рассмотрения данных систем безопасности.

2.5.1 Зарубежные проекты реакторов

2.5.1.1 Реактор CEFR (КНР)

В КНР с помощью российских специалистов сооружен быстрый натриевый реактор CEFR (China Experimental Fast Reactor) электрической мощностью 20 МВт. Реактор является исследовательской установкой и служит базой для подготовки персонала АЭС [125].

Система аварийного расхолаживания реактора CEFR имеет два независимых канала для отвода тепла. В состав каждого канала входят промежуточный (ПТО) и воздушный (ВТО) погружные теплообменники. В результате работы системы в первом контуре организуется естественная циркуляция между промежуточным теплообменником и активной зоной. Схема САХ реактора CEFR изображена на рис. 2.30 [126].

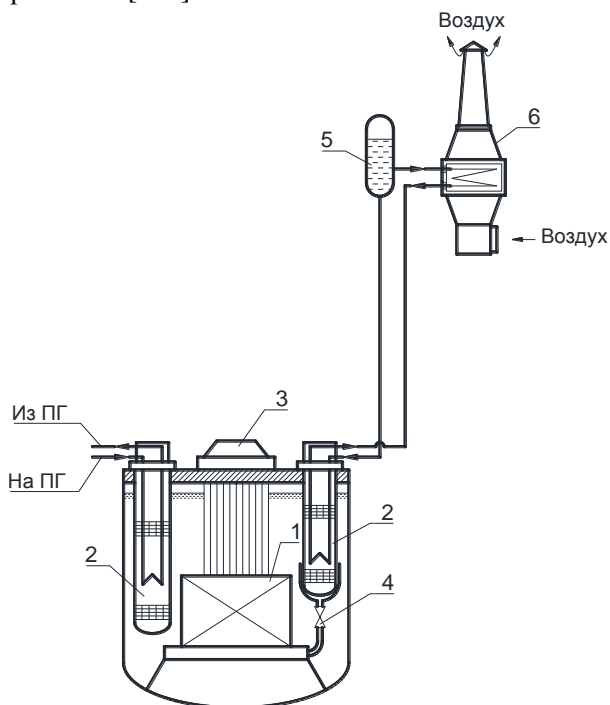


Рис. 2.30. Схема системы аварийного расхолаживания реактора CEFR:

- 1 – активная зона, 2 – промежуточный теплообменник, 3 – СУЗ,
4 – обратный клапан, 5 – буферная емкость, 6 – ВТО

Расхолаживание АЗ происходит за счет поступления натрия первого контура из промежуточного теплообменника в пространство между тепловыделяющими сборками. Далее остаточное тепловыделение отводится через кожух ТВС [127].

Предусмотрено два режима работы системы аварийного расхолаживания:

режим ожидания: шиберы ВТО частично открыты и отводится 10 % проектной мощности;

рабочий режим: шиберы ВТО полностью открыты. Каждый канал отводит мощность 525 кВт [128].

2.5.1.2 Реактор PFBR-500 (Индия)

В Индии ведется сооружение быстрого натриевого реактора PFBR-500 (Prototype Fast Breeder Reactor) с электрической мощностью 500 МВт [129].

В проекте данного реактора предусматривается использование пассивной системы отвода остаточного энерговыделения – SGDHR (Safety Grade Decay Heat Removal System). В ее состав входят четыре канала с погружными теплообменниками и теплообменниками натрий-воздух. Для повышения надежности системы используется два различных типа теплообменных аппаратов, показанных на рис. 2.31 [130].

Это позволяет избежать отказа всей системы из-за неисправности одного из каналов, т.е. избежать отказа по общей причине. Разность высотных отметок между точками размещения основного оборудования системы, работающей на естественной циркуляции, составляет 41 м. Каждый канал отводит максимальную мощность 8 МВт [131].

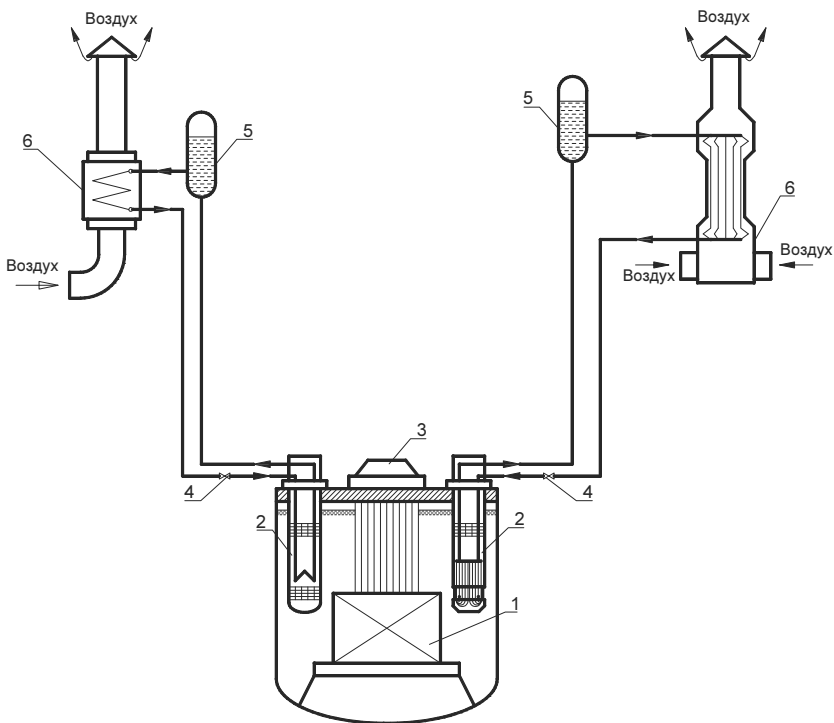


Рис. 2.31. Схема пассивной системы отвода остаточного энерговыделения PFBR-500: 1 – активная зона, 2 – погружные теплообменники, 3 – СУЗ, 4 – обратные клапаны, 5 – буферные емкости, 6 – воздушные теплообменники

2.5.1.3 Реактор CFBR-500 (Индия)

Следующим этапом индийской программы развития быстрых реакторов является реактор CFBR-500 (Commercial Fast Breeder Reactor) – коммерческий реактор электрической мощностью 500 МВт. Первые два блока планируется построить на площадке в Калпаккаме, рядом с сооружаемым в настоящее время реактором PFBR [131].

В системе пассивного отвода остаточного энерговыделения реактора CFBR, показанной на рис. 2.32, предусмотрено шесть независимых петель охлаждения, с отводимой тепловой мощностью 6 МВт каждая. Три петли работают исключительно на естественной циркуляции, а в трех остальных естественной циркуляцией снимается 4 МВт, а оставшиеся 2 МВт отводятся с помощью активных подсистем, включающих в себя электромагнитные насосы и воздуходувки с электроприводом [132].

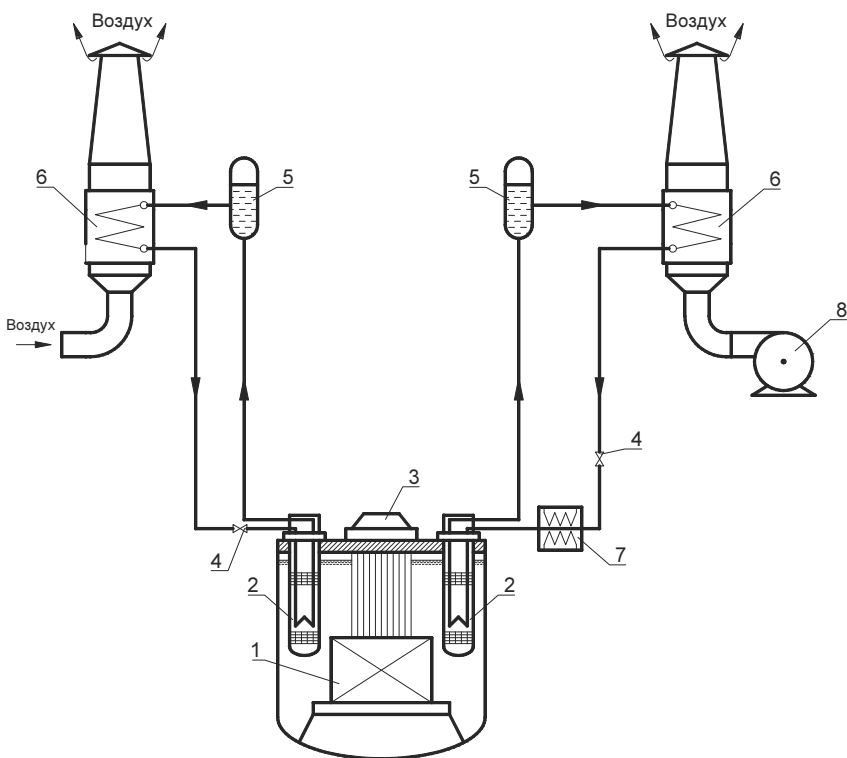


Рис. 2.32. Схема пассивной системы отвода остаточного энерговыделения CFBR-500: 1 – активная зона, 2 – погружные теплообменники, 3 – СУЗ, 4 – обратные клапаны, 5 – буферные емкости, 6 – воздушные теплообменники, 7 – электромагнитный насос, 8 – воздуходувка

2.5.1.4 Реактор KALIMER-150 (Республика Корея)

Другое конструктивное исполнение системы пассивного отвода тепла используется в демонстрационном реакторе KALIMER-150 (Korean Advanced Liquid Metal Reactor), разрабатываемом в рамках национальной программы Республики Корея с 1992 г. [133]

Реактор KALIMER-150, в виду своих физических (малый объем бака реактора) и мощностных (150 МВт электрических) характеристик, имеет систему пассивного отвода тепла, основанную на естественной циркуляции воздуха через контур, охлаждающий корпус реактора (рис. 2.33) [134]. Для недопущения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду в случае нарушения целостности корпуса реактора предусматривается наличие специальных систем очистки выходящего воздуха.

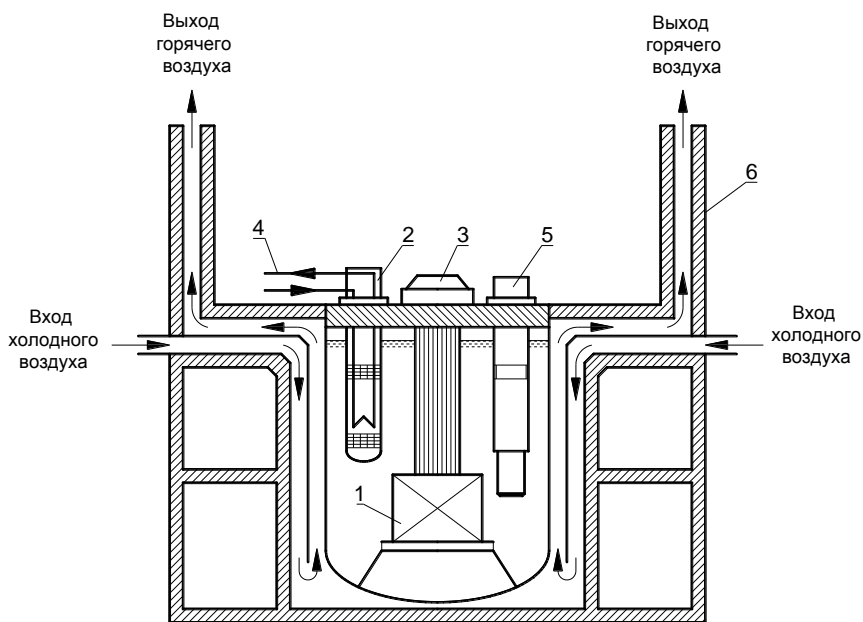


Рис. 2.33. Схема системы пассивного отвода тепла реактора KALIMER-150: 1 – активная зона, 2 – промежуточный теплообменник, 3 – СУЗ, 4 – к (от) ПГ, 5 – ГЦН, 6 – защитный корпус

2.5.1.5 Реактор KALIMER-600 (Республика Корея)

В разрабатываемом в Республике Корея реакторе средней мощности KALIMER-600 система пассивного отвода тепла выполнена по традиционной схеме с применением контура естественной циркуляции с погружными и воздушными теплообменниками. В состав системы входят два независимых канала (рис. 2.34).

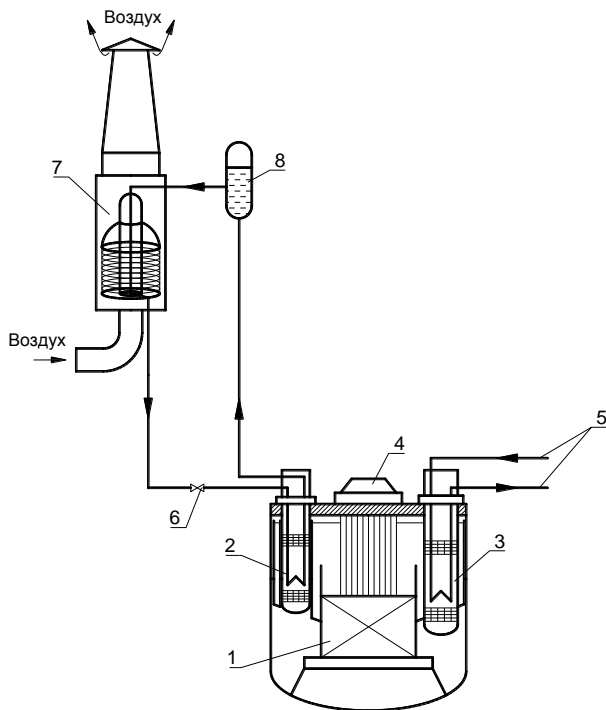


Рис. 2.34. Схема системы пассивного отвода тепла реактора KALIMER-600: 1 – активная зона, 2 – АТО, 3 – промежуточный теплообменник, 4 – СУЗ, 5 – к (от) ПГ, 6 – обратный клапан, 7 – ВТО, 8 – буферная емкость

Каждый канал отводит по 8,25 МВт тепловой энергии. Погружные теплообменники расположены в специальных емкостях, частично заполненных натрием с меньшей температурой, чем на выходе из активной зоны. Это сделано для того, чтобы избежать за-

мерзания натрия в промежуточной петле контура пассивной системы отвода тепла в режиме ожидания и, в тоже время, свести к минимуму потери тепла в окружающую среду [135].

В случае аварийной ситуации с остановом реактора происходит прекращение работы циркуляционных насосов. Это приводит к тому, что уровень холодного натрия (на входе в АЗ) повышается и снизу заполняет емкость, в которой находится автономный теплообменник. Одновременно горячий натрий (на выходе из АЗ) расширяется и переливается в емкость с АТО. Далее организуется теплоотвод за счет естественной циркуляции в промежуточной петле АТО – ВТО [135].

2.5.1.6 Реактор ALFRED (EC)

В Европейском союзе разрабатывается проект демонстрационного реактора со свинцовым теплоносителем ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) мощностью 100 МВт (тепловых). В дальнейших планах создание Европейского быстрого реактора (EFR) мощностью 600 МВт (электрических) [136].

В реакторе ALFRED предусмотрена система пассивного отвода тепла, состоящая из двух подсистем, изображенная на рис. 2.35 [137]. Одна подсистема включает в себя четыре отсечных конденсатора, соединенных со вторым контуром. Конденсаторы расположены в баках с водой, запаса которой достаточно, чтобы обеспечить работу системы пассивного охлаждения АЗ в течение трех дней. В конструкции применен принцип резервирования 4х33 %, т.е. три канала обеспечивают работу системы в полном объеме. Отсечные конденсаторы начинают работать после открытия клапана на линии слива конденсата (клапаны питаются от автономных аккумуляторов).

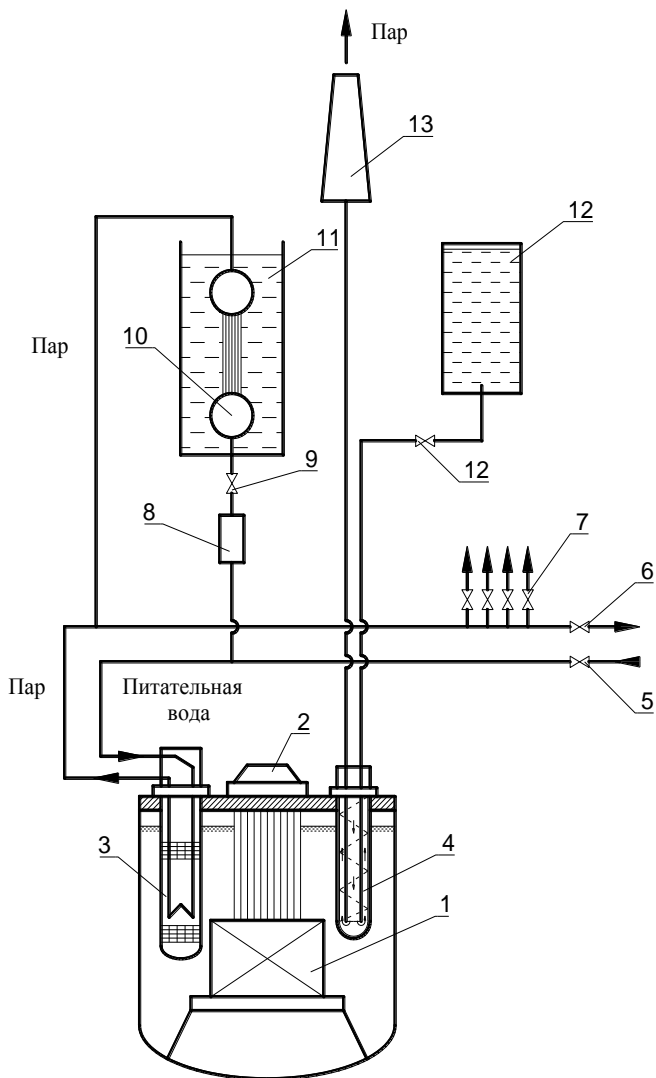


Рис. 2.35. Схема системы пассивного отвода тепла реактора ALFRED: 1 – активная зона, 2 – СУЗ, 3 – парогенератор, 4 – погружной теплообменник, 5 – главный отсечной клапан питательной воды, 6 – главный отсечной клапан паровой линии, 7 – предохранительные клапаны, 8 – бак с запасом воды, 9 – отсечной клапан, 10 – отсечной конденсатор, 11 – бак с водой, 12 – теплообменник, 13 – вент. труба

Вторая подсистема состоит из четырех погружных теплообменных аппаратов, в состав которых входят трубки Фильда [138]. Внутри трубок организована естественная циркуляция охлаждающей воды, которая в режиме ожидания запасена в емкостях, расположенных над баком реактора. В случае аварии, после открытия отсечных клапанов на линии слива, вода поступает в трубки Фильда и, испаряясь, охлаждает свинцовый теплоноситель. Пар, образующийся в теплообменнике, через вентиляционную трубу сбрасывается в атмосферу. Для обеспечения безопасности предусматривается использование двустенных трубок Фильда с зазором, заполненным гелием. Аналогично первой подсистеме, здесь применен принцип резервирования 4х33 %.

2.5.1.7 Реактор MYRRHA (EC)

В Европейском Союзе ведется создание реактора со свинцово-висмутовым охлаждением. MYRRHA (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) – это исследовательский, подкритический реактор ($K_{эфф} < 0,95$) со свинцово-висмутовым теплоносителем. Заявленная тепловая мощность – 100 МВт. Источник протонов представляет собой высокоэнергетический ускоритель со следующими параметрами: $E=600$ МэВ; $I=4$ мА [139]. За строительство комплекса MYRRHA отвечает научный центр, расположенный в Бельгии. Месторасположением реактора выбрана площадка в г. Моле. Начало работ по сооружению установки планируется в 2014 г.

Для аварийного отвода тепла от реактора MYRRHA предусматривается использование системы охлаждения корпуса реактора (Reactor Vault Cooling System), изображенной на рис. 2.36 [140]. Она выполнена в виде четырех независимых каналов, состоящих из труб, размещенных между внутренним и защитным корпусами. Отвод тепла от реактора происходит за счет естественной циркуляции воды в охлаждающих трубах. В конструкции применен принцип резервирования 4х33 %.

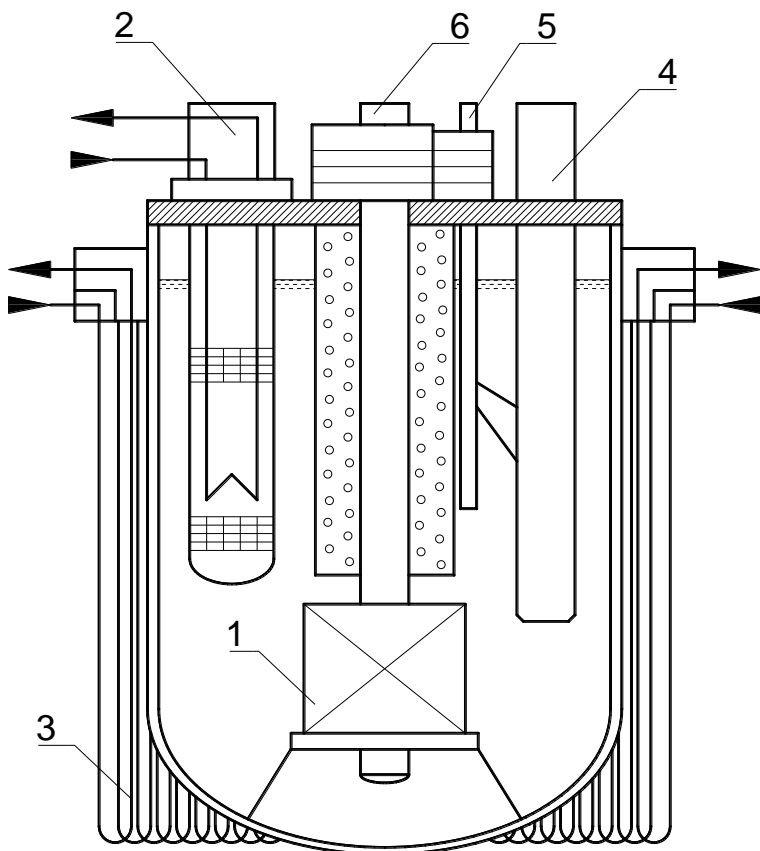


Рис. 2.36. Схема системы охлаждения корпуса реактора MYRRHA:
 1 – активная зона, 2 – парогенератор, 3 – система охлаждения корпуса реактора, 4 – ротор перегрузочной машины, 5 – перегрузочная машина, 6 – мишень

2.5.2 Отечественные проекты реакторов

2.5.2.1 Реактор БН-800

В настоящее время в России, на площадке Белоярской АЭС, ведется сооружение реактора БН-800. В состав данного реактора входит система аварийного расхолаживания с шестью воздушными теплообменниками, подключенными ко второму контуру реакторной установки [139]. Воздушные теплообменники предназначены

для рассеивания в окружающую среду остаточных тепловыделений реактора за счет естественной циркуляции.

Теплообменник САРХ, изображенный на рис. 2.37 [141], постоянно находится в режиме «горячего» ожидания. Предотвращение отказа ВТО при пуске в результате замораживания натрия обеспечивается подогревом объема воздуха в корпусе теплообменника с помощью электронагревателей.

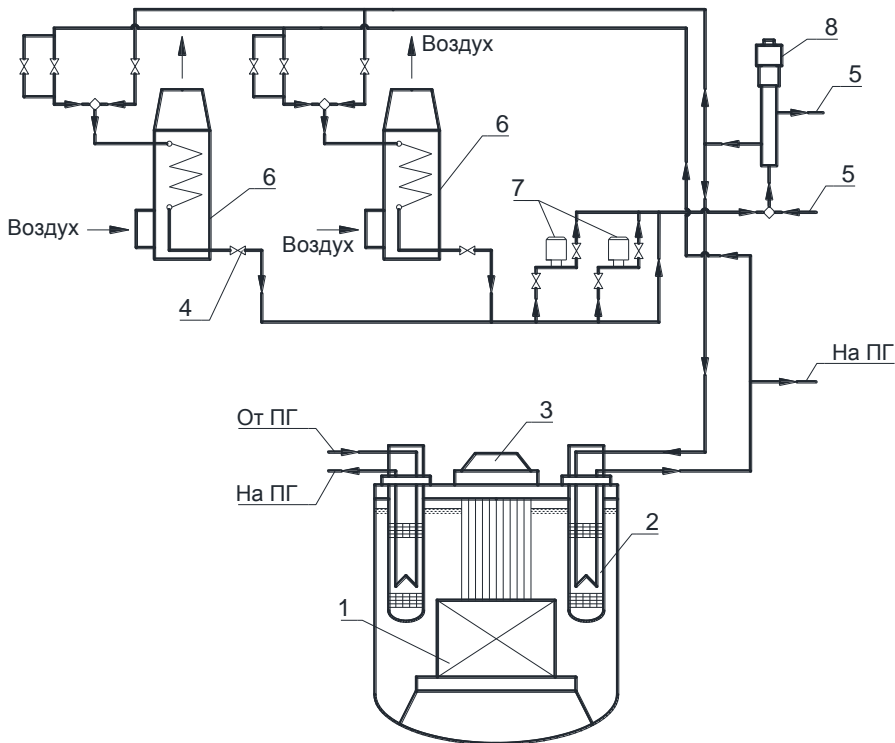


Рис. 2.37. Схема системы аварийного расхолаживания реактора БН-800: 1 – активная зона, 2 – промежуточный теплообменник, 3 – СУЗ, 4 – обратный клапан, 5 – второй контур, 6 – ВТО, 7 – электромагнитные насосы, 8 – ГЦН-II

После срабатывания аварийной защиты открываются шиберы на выходе теплообменника, и начинается естественная циркуляция охлаждающего воздуха. Максимальная мощность остаточного

энерговыведения, отводимая каждым каналом системы, – 13 МВт. Система вводится в действие за время не более 25 с. Температуры натрия на входе в ВТО и на выходе из ВТО соответственно равны 505 и 309 °С [142].

2.5.2.2 Реактор БН-1200

Другой вариант системы пассивного отвода тепла предусмотрен в проекте реактора БН-1200, который разрабатывается в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 года» [143].

Расхолаживание активной зоны данного реактора осуществляется системой аварийного отвода тепла (САОТ), подключенной непосредственно к первому контуру через автономные теплообменники (АТО), встроенные в объем реактора. Схема системы аварийного отвода тепла реакторной установки БН-1200 представлена на рис. 2.38 [127].

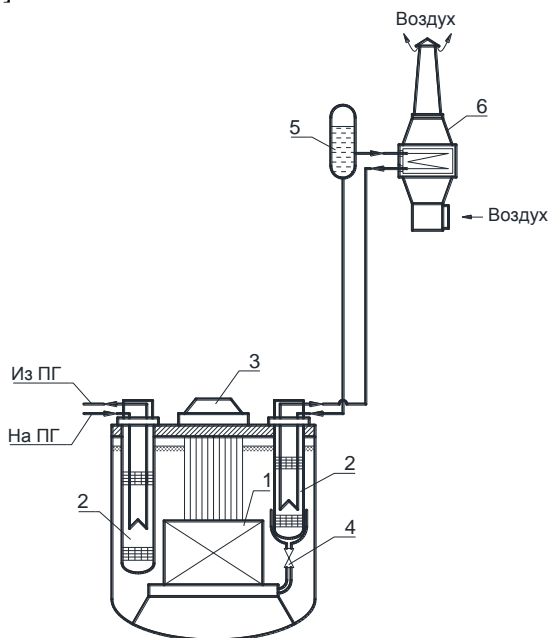


Рис. 2.38. Схема системы аварийного отвода тепла реактора БН-1200: 1 – активная зона, 2 – промежуточный теплообменник, 3 – СУЗ, 4 – обратный клапан, 5 – буферная емкость, 6 – ВТО

В проекте предусмотрено использование четырех каналов системы расхолаживания, в состав каждого из которых помимо АТО входят два воздушных теплообменника. Необходимая тяга охлаждающего воздуха обеспечивается за счет использования вентиляционных труб, расположенных по периметру здания главного корпуса. Суммарная мощность САОТ в режиме расхолаживания равна 80 МВт, что составляет ~ 2,9 % номинальной тепловой мощности реактора [144].

В САОТ БН-1200 реализована концепция прямого отвода тепла за счет подачи натрия внутрь тепловыделяющей сборки. Конструктивно это обеспечивается использованием трубопровода, соединяющего АТО и напорную камеру реактора, с установленным на нем обратным клапаном. В аналогичных системах расхолаживания зарубежных реакторов (EFR, PFBR, CEFR и др.) натрий первого контура из АТО поступает в пространство между ТВС, а остаточное тепловыделение отводится через кожух ТВС [127].

Один канал САОТ выполняет все функции по отводу тепла в полном объеме, т. е. применен принцип резервирования 4x100 %. Система функционирует на основе естественной циркуляции сред по всем контурам [145].

2.5.2.3 Реактор БРЕСТ

В России ведется разработка быстрого реактора со свинцовым теплоносителем – БРЕСТ. Генеральный проектировщик реакторной установки – НИКИЭТ имени Н.А. Доллежала. Строительство первого опытно-демонстрационного блока электрической мощностью 300 МВт ведется в Томской области на площадке Сибирского химического комбината [146].

Функция отвода остаточного энерговыделения от активной зоны возлагается на систему аварийного расхолаживания. В ходе проектирования рассматривалось несколько конструктивных решений данной системы. В одном из вариантов (предложенном в 2003 г.) теплоотвод в САРХ осуществляется воздухом за счет естественной тяги в 216 трубках Фильда, расположенных в четырех шахтах ПГ-ГЦН (рис. 2.39) [147]. Холодный атмосферный воздух поступает в трубу Фильда и, нагреваясь, поднимается в зазоре между внутренней и наружной трубками. Горячий воздух поступает через сборные коллекторы в вытяжную трубу и выбрасывается в атмосферу [148].

При работе реактора в номинальном режиме САРХ находится в «горячем» резерве и мощность системы в этом случае минимальна [149]. В рабочем режиме при температуре 420 °С максимальная мощность САРХ составляет ~11 МВт. В проекте предусматривается возможность использования труб Фильда системы аварийного отвода тепла для штатного расхолаживания реактора с принудительной циркуляцией воздуха с помощью вентиляторов [150].

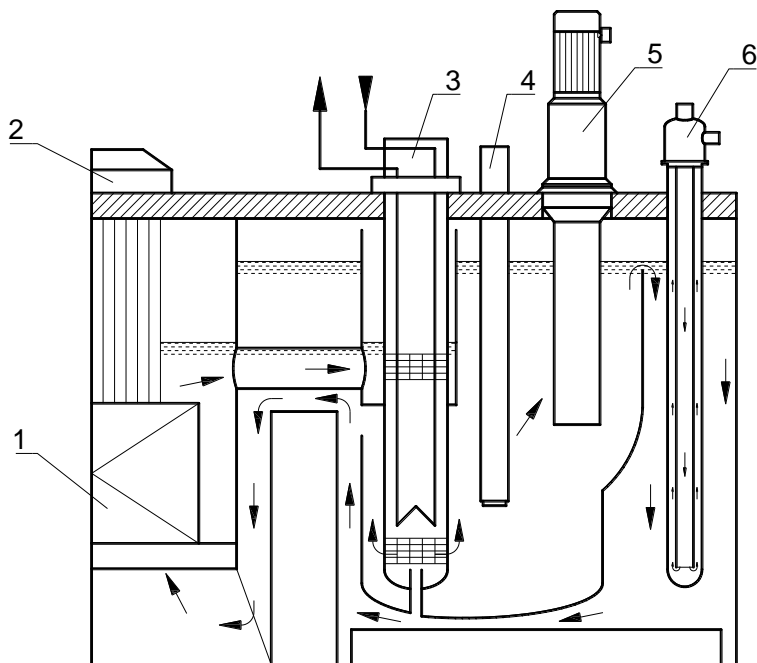


Рис. 2.39. Схема системы аварийного расхолаживания реактора БРЕСТ-ОД-300: 1 – активная зона, 2 – СУЗ, 3 – парогенератор, 4 – фильтр, 5 – ГЦН, 6 – теплообменник САОТ

2.5.2.4 Реактор СВБР

В России разрабатывается быстрый реактор со свинцово-висмутовым охлаждением – СВБР [151]. Сооружение головного опытно-промышленного энергоблока с реакторной установкой СВБР-100 предусматривается на площадке ОАО «НИИАР» (г. Димитровград).

В первоначальном проекте реактора СВБР отвод остаточного тепловыделения от активной зоны обеспечивается через корпус реактора в воду бака системы пассивного отвода тепла (рис. 2.40) [152].

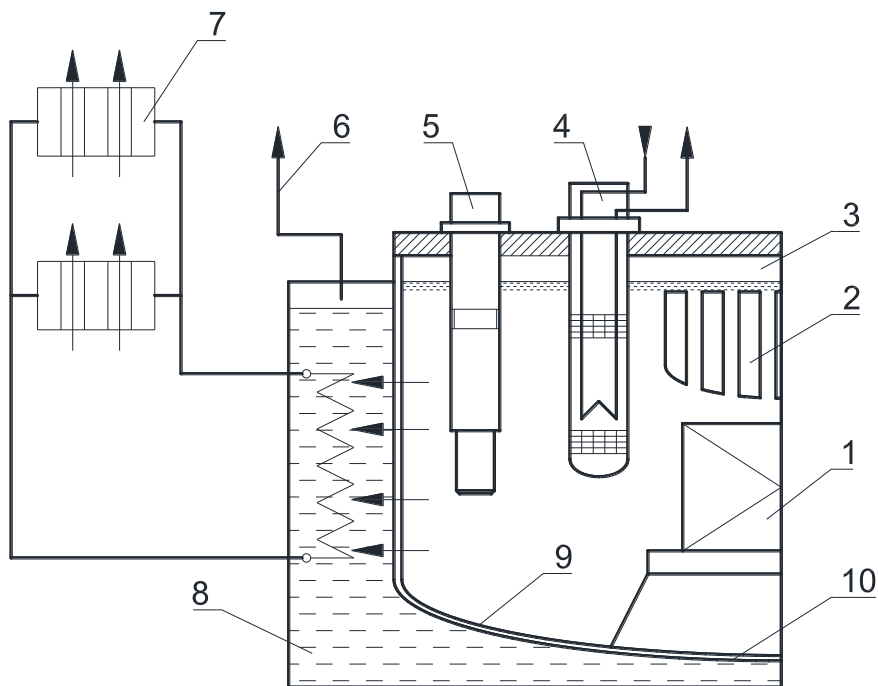


Рис. 2.40. Схема системы пассивного отвода тепла реактора СВБР:
 1 – активная зона, 2 – защитная пробка, 3 – защитный газ, 4 – парогенератор, 5 – ГЦН, 6 – сдвух пара, 7 – радиаторы, 8 – бак СПОТ, 9 – основной корпус, 10 – страховочный корпус

Отвод тепла от корпуса реактора предусматривается за счет кипения воды в баке с отводом пара в атмосферу. Дополнительно в баке размещены 12 воздухоохлаждаемых теплообменников, предназначенных для охлаждения воды в баке. За счет их работы тепло от реактора может отводиться в течение двух суток. При работе реактора в условиях нормальной эксплуатации тепловые потери

через СПОТ данной конструкции составляют не более 0,2 % номинальной мощности [153].

В более поздних вариантах проекта реакторной установки СВБР предусматривается использование четырехканальной системы пассивного отвода тепла. В состав системы входят теплообменники, подключенные к сепараторам РУ и размещенные в баках с водой [154]. При работе СПОТ сначала происходит нагрев воды в баках до температуры насыщения при атмосферном давлении, а затем ее выпаривание со сбросом пара в атмосферу.

Контрольные вопросы и задания

1. Классификация систем пассивного отвода тепла.
2. Принцип работы отсечного конденсатора в СПОТ зарубежных проектов кипящих реакторов.
3. Как организуется отвод неконденсирующихся газов в различных проектах СПОТ?
4. Основные характеристики и особенности СПОТ реактора KERENA.
5. Отличия системы COOT реактора ВК-300 от систем СПОТ других кипящих реакторов.
6. Основные характеристики СПОТ реактора AP-1000.
7. Особенности системы пассивного отвода тепла РУ PIUS.
8. Перечислите отличия СПОТ РУ ВВЭР-1200 проектов В-392М и В-491.
9. Назовите особенности СПОТ ВВЭР-640.
10. На каких принципах, кроме естественной циркуляции, основана работа некоторых проектов СПОТ для реакторов ВВЭР?
11. Какой проект интегрального реактора явился предшественником современных реакторных установок данного типа?
12. Особенности СПОТ интегральных реакторов с водой под давлением, связанные с компоновкой основного оборудования.
13. Объясните принцип работы теплового клапана СПОТ реактора SCOR.
14. Перечислите отличия САРХ АТЭЦ-200 от других проектов интегральных реакторов.
15. Особенности систем отвода тепла РУ КЛТ-40С и ВВЭР-300.

16. Перечислите особенности СПОТ быстрых натриевых реакторов.

17. Сформулируйте основные характеристики СПОТ реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

18. Каковы отличия систем аварийного отвода тепла реакторов БН-800 и БН-1200?

ГЛАВА 3

ПАССИВНЫЕ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТЯЖЕЛЫМИ АВАРИЯМИ

Для уменьшения радиационных последствий запроектных аварий с плавлением активной зоны до безопасного уровня в современных проектах АЭС разрабатываются и реализуются технические средства управления тяжелыми авариями, обеспечивающие сохранение герметичности контейнента и существенное ослабление выхода продуктов деления за его пределы [155].

Управление тяжелыми авариями, обеспечивающее целостность контейнента, включает в себя несколько относительно независимых направлений:

- исключение сценариев тяжелых аварий, приводящих к выходу расплава активной зоны в контейнент при высоком давлении в корпусе реактора;

- обеспечение водородной безопасности, исключающей взрывы и быстрое горение водорода;

- поддержание давления в контейненте ниже предельного уровня;

- локализацию расплава активной зоны в пределах контейнента.

В настоящее время применяются два варианта удержания расплава АЗ при тяжелой аварии с деградацией активной зоны. В некоторых проектах АЭС в качестве одного из элементов, образующих четвертый уровень эшелонированной защиты, используется устройство локализации расплава (УЛР). Оно предназначено для уменьшения до безопасного уровня радиационных последствий тяжелых запроектных аварий, в которых при длительном осушении активной зоны при низком давлении в первом контуре происходит ее разрушение с последующим проплавлением корпуса реактора. Повышение безопасности достигается за счет исключения выхода жидких и твердых радиоактивных материалов за пределы УЛР, чем обеспечивается исключение повреждения контейнента.

Альтернативная концепция состоит в удержании расплава корриума внутри корпуса реактора при пассивном охлаждении наружной поверхности корпуса с обеспечением докризисного режима кипения охлаждающей воды. Данная концепция также направлена на повышение безопасности АЭС путем снижения риска поврежде-

дения защитной оболочки и связанного с этим рисков для населения и окружающей среды. По сравнению с вариантом применения вне реакторного УЛР, реализация концепции внутрикорпусного удержания расплава обладает рядом существенных преимуществ, прежде всего, с точки зрения снижения стоимости энергоблока. Обоснованный отказ от вне реакторного УЛР приводит к уменьшению номенклатуры требуемого оборудования, снижению затрат на транспортировку и монтаж оборудования, уменьшению размеров контейнента и, соответственно, снижению количества расходуемого бетона и металла.

Возможны два варианта реализации описанных выше концепций: с использованием активных элементов (насосы, компрессоры), а также с применением пассивных способов (организация контура естественной циркуляции, подача воды за счет разности уровней). Необходимо отметить, что применение перечисленных выше мер по управлению тяжелыми авариями может происходить как автоматически, так и по команде оператора. В данном пособии рассматриваются только методы локализации расплава активной зоны в пределах контейнента, основанные на применении пассивных систем.

3.1 Системы удержания корнума в корпусе реактора

Тяжелая авария (запроектная авария с длительным осушением реактора, при которой происходит разрушение активной зоны) может произойти вследствие сочетания маловероятных исходных событий и отказов систем безопасности, обеспечивающих подпитку 1-го контура и расхолаживание реактора [156]. В этих условиях неизбежным становится нарушение трех барьеров безопасности: топливной матрицы, оболочек твэлов и ограждения 1-го контура. Последний из перечисленных барьеров, в отличие от первых двух, нарушается не непосредственно из-за разогрева остаточным тепловыделением в топливе, а либо как исходное событие (течь из 1-го контура), либо при срабатывании предохранительных клапанов или клапанов принудительной разгерметизации. При этом, даже без принятия каких-либо мер по управлению аварией, корпус реактора длительное время сохраняет целостность (разрушение корпуса как исходное событие ввиду чрезвычайно малой вероятности при анализе запроектных аварий не рассматривается). Указанное обстоя-

тельство позволяет использовать корпус реактора как барьер для управления ЗПА, что позволяет удерживать разрушенную активную зону, находящуюся в наиболее опасном состоянии по своим радиационным последствиям.

Впервые идея удержания расплава в корпусе реактора была высказана Т. Теофанусом в 1989 г. применительно к АЭС «Ловииза» с реактором ВВЭР-440 [157] и реализована в процессе модернизации этой станции [158, 159]. Данная концепция удержания расплава базируется на идее, что нижняя часть корпуса реактора с дополнительным внешним охлаждением способна удерживать разрушенную и расплавленную активную зону, если последняя имеет достаточно низкое остаточное энерговыделение.

Под руководством Теофануса обоснование удержания расплава в корпусе реактора было выполнено также для проекта реактора средней мощности AP-600 [160]. Независимо та же концепция была рассмотрена в работах Генри применительно к АЭС «Zion» (США) [161].

Необходимые условия удержания расплава в корпусе реактора представляются вполне очевидными: наружная поверхность корпуса должна охлаждаться водой, вода должна быть подана до начала поступления расплава на днище, должна быть обеспечена возможность отвода генерируемого водяного пара, убыль воды при ее кипении должна компенсироваться. Перечисленные требования вытекают из неявного предположения о том, что развитие ЗПА в ее тяжелой фазе не может привести к нарушению целостности корпуса иначе, как его проплавлением, поступающим на днище корпуса реактора расплавом кориума, если корпус к этому моменту не будет снаружи залит водой [162].

Далее рассмотрим конкретные примеры применения концепции удержания расплавленной активной зоны в корпусе реактора на действующих АЭС и в проектах перспективных реакторных установок (отечественных и зарубежных) с помощью использования пассивных систем.

3.1.1 Зарубежные проекты реакторов

3.1.1.1 Реактор AP-600 (США)

Как уже отмечалось ранее, первым из зарубежных реакторов, для которого было обосновано применение концепции удержания кориу-

ма в корпусе реактора при тяжелой аварии, являлся реактор AP-600 разработки фирмы Westinghouse. Использование концепции удержания расплава в корпусе АЗ для данного реактора было обосновано профессором Теофанусом с помощью применения риск-ориентированной методологии анализа аварийных ситуаций (Risk-Oriented Accident Analysis Methodology – ROAAM) [163]. Экспериментальная оценка выявленных с помощью проведенного анализа неопределенностей проводилась в рамках расчетно-экспериментальных программ АСОРО и ULPU. Базируясь на результатах проведенного анализа, вероятность повреждения корпуса реактора AP-600 была принята нулевой при условии выполнения следующих условий [163]:

- снижение давления в первом контуре;

- достаточное погружение корпуса реактора под уровень воды с обеспечением смачивания нагреваемых поверхностей;

- изоляция корпуса реактора и рециркуляция воды в ЗО позволяют обеспечить достаточное поступление воды и вентилирование пара из шахты;

- состояние внешней поверхности днища (покраска, различные покрытия и т.д.) не препятствует охлаждению корпуса водой.

При разработке концепции потребовалась модификация системы изоляции корпуса, так как ранее спроектированная не позволяла обеспечить организацию контура естественной циркуляции [164]. Кроме того, конструкция изолирующих панелей была усилена, из-за опасности их повреждения при заполнении шахты водой. Конструкция системы изоляции корпуса реактора AP-600 показана на рис. 3.1 [160].

Проектом предусматривалась установка плоских изоляционных панелей, т.е. площадь зазора между панелью и корпусом реактора была переменной. Для подачи воды в зазор предполагалось использование поплавковых клапанов, открывающихся при появлении воды в шахте реактора.

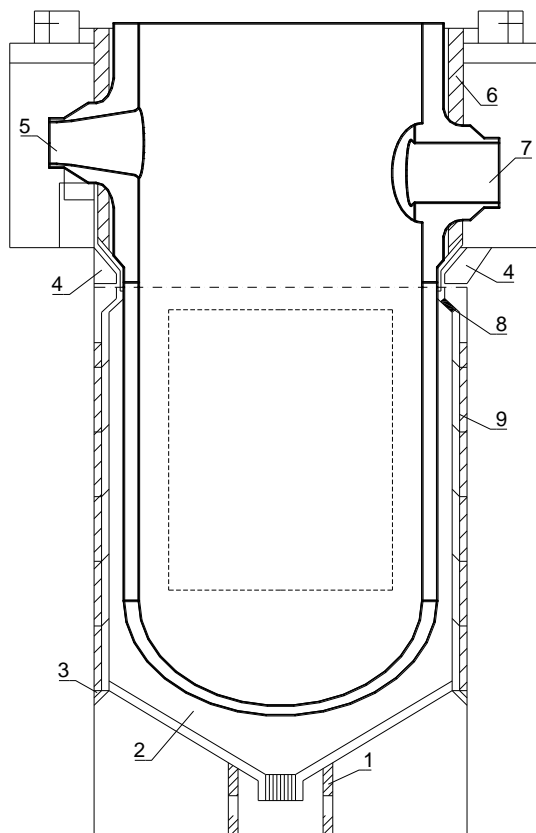


Рис. 3.1. Изоляция корпуса реактора AP-600: 1 – вход воды и нижняя опора, 2 – нижний зазор (9 дюймов), 3 – съемная нижняя опора, 4 – экран нейтронной защиты, 5 – холодная ветка, 6 – верхняя изоляция, 7 – горячая ветка, 8 – заслонка для выхода пара, 9 – нижняя изоляция

Для охлаждения корпуса и реализации концепции удержания расплава АЗ необходимо обеспечить заполнение шахты реактора водой. По проекту корпус реактора AP-600 находится в 1,5 м от пола шахты реактора, поэтому для полного погружения полусферического днища диаметром 2 м необходимо подать в шахту только 125 т воды, а для залива до отметки расположения верха топливного столба необходимо ~ 1060 т [160]. Вода в шахту реактора может попасть через течь из первого контура (150 т), двух гидроакку-

муляторов (42 т каждый), двух баков подпитки АЗ (56 т каждый) или из бассейна перегрузки топлива (In-containment Refueling Water Storage Tank – IRWST) (2173 т). При этом пассивное поступление воды из разрыва и гидроаккумуляторов в шахту реактора может рассматриваться только как временная защита корпуса, но не может отменить необходимость заполнения шахты водой из бассейна перегрузки по команде оператора.

Сигналом на открытие запорной арматуры является достижение температурой на выходе из АЗ величины 1090 °С [160]. Подача воды осуществляется пассивно по двум трубопроводам диаметром 152 мм. Пар, образующийся при охлаждении корпуса, выходит в пространство контейнента и конденсируется на металлических стенках защитной оболочки. Конденсат поступает в бассейн перегрузки, откуда сливается в шахту реактора, обеспечивая замыкание контура циркуляции.

В 1998 г. Комиссия по ядерному регулированию США (Nuclear Regulatory Commission – NRC) сертифицировала результаты исследований для реактора AP-600 [165]. Однако из-за низких экономических показателей данный проект так и не был осуществлен, но на его основе был разработан реактор большей мощности AP-1000, в котором также реализована концепция удержания расплава активной зоны в корпусе.

3.1.1.2 Реактор AP-1000 (США)

При переходе от AP-600 к AP-1000 большинство пассивных систем РУ не изменились [166]. Общая конструкция контейнента ниже площадки обслуживания в основном осталась такой же. Диаметр корпуса реактора и геометрия днища сохранились такими же, как у AP-600. В то же время, увеличение тепловой мощности реактора с 1940 до 3400 МВт (т) произошло за счет применения 157 ТВС вместо 145 и увеличения их длины с 12 до 14 футов. Это привело к увеличению длины корпуса реактора на ~0,5 м. За счет роста числа ТВС произошло уменьшение толщины внутрикорпусных устройств реактора AP-1000.

Обоснование концепции удержания расплава для реактора AP-1000 проводилось в UCSB (University of California at Santa Barbara) на установке ULPU 4 и 5 модификаций под руководством профессора Теофануса [167].

В результате проведенного комплекса расчетно-экспериментальных работ была обоснована возможность удержания расплава активной зоны в корпусе реактора в случае тяжелой аварии. Ключевую роль в обеспечении охлаждения наружной поверхности корпуса реактора играет его тепловая изоляция, которая для применения концепции внутрикорпусного удержания должна отличаться от применяемой на существующих АЭС. Принимая важность выполняемых функций для преодоления тяжелой аварии, изоляция реактора AP-1000 получила название система изоляции корпуса реактора (Reactor Vessel Insulation System – RVIS). Размещение изоляции показано на рис. 3.2 [168].

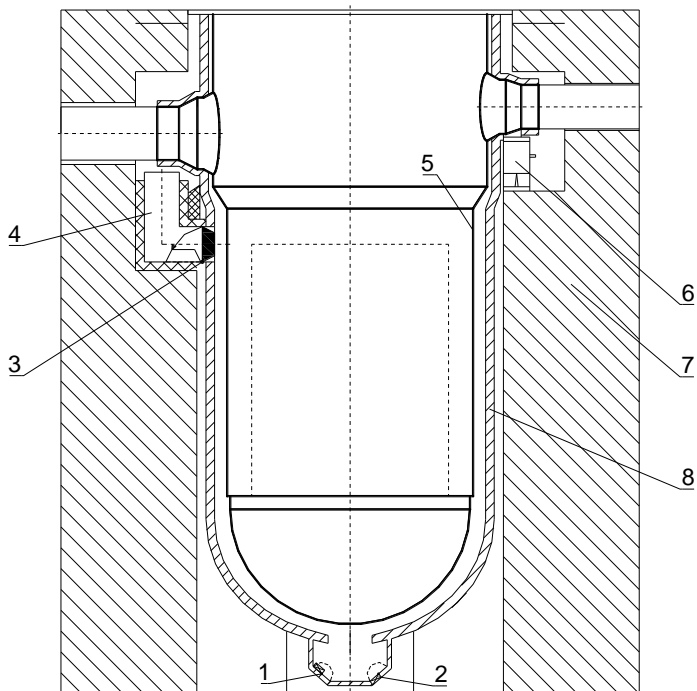


Рис. 3.2. Система изоляции корпуса реактора AP-1000: 1 – петля, 2 – заслонка, 3 – заслонка для выхода пара, 4 – выход пара (4 трубопровода), 5 – корпус реактора, 6 – опорная плита корпуса реактора, 7 – шахта реактора, 8 – изоляция

Система изоляции корпуса реактора (СИКР) включает в себя изоляцию, расположенную ниже крышки реактора, и при нормальной эксплуатации обеспечивает снижение тепловых потерь от боковой стенки корпуса реактора, днища, а также входных и выходных патрубков. Изоляция корпуса реактора состоит из листов нержавеющей стали (тип 304) толщиной 4,5 дюйма (11,4 см), образующих внешнюю и внутреннюю металлические оболочки, между которыми находятся несколько слоев металлической фолги.

Как и на других АЭС СИКР расположена между корпусом реактора и стенкой шахты. Зазор между изоляцией и стенкой шахты позволяет проходить охлаждающему воздуху, который поступает в нижнюю часть шахты, поднимается вверх, проходит через поддерживающие структуры корпуса реактора и выходит в канал патрубков реактора. Воздушное охлаждение необходимо для ограничения температуры бетона шахты реактора, нейтронной защиты и датчиков нейтронного потока, расположенных вне корпуса.

В случае тяжелой аварии для обеспечения удержания расплава АЗ на днище реактора система изоляции должна обеспечивать выполнение следующих условий [168]:

1. Поддержание определенного размера кольцевого зазора между корпусом реактора и изоляцией как на днище, так и вдоль боковой поверхности корпуса;
2. Обеспечение свободного поступления воды в зазор в зоне центра днища реактора;
3. Обеспечение беспрепятственного выхода пароводяной смеси через верхнюю часть зазора.

Для выполнения первого условия панели изоляции имеют полусферическую форму, повторяя контур днища корпуса реактора, что отличает ее от изоляции, предусмотренной в проекте реактора AP-600. Проведенные на установке ULPU исследования показали, что такая форма изоляционных панелей позволяет увеличить величину критического теплового потока на днище более чем на 30 % [169].

Для выполнения второго и третьего условий были разработаны специальные устройства, которые ограничивают проход воздуха при нормальной работе и пассивно открываются для прохода воды в зазор при тяжелой аварии (позиции 1, 2 на рис. 3.2).

Входной узел прикреплен к изоляции реактора и к полу шахты реактора. Он имеет четыре отверстия, оснащенных всплывающими

заслонками, прикрепленными петлями изнутри. Общая площадь входных отверстий около $0,56 \text{ м}^2$, что эквивалентно трубе диаметром $\sim 0,845 \text{ м}$. Каждая заслонка представляет собой оболочку из нержавеющей стали, заполненную плавучим гидрофобным материалом.

Вес заслонок удерживает их закрытыми при работе на мощности, тем самым препятствуя свободному теплообмену между воздухом в кольцевом зазоре и шахте реактора. При заполнении шахты водой наполнитель заслонок обеспечивает их пассивное открытие.

Образовавшийся при охлаждении корпуса пар и пароводяная смесь выходит из верхней части кольцевого зазора по четырем прямоугольным каналам площадью $0,28 \text{ м}^2$ каждый [170]. На входе в каждый канал расположена паровая заслонка (позиция 3 на рис. 3.2).

Паровые заслонки расположены вдоль корпуса реактора между нейтронной защитой и панелями тепловой изоляции. Открытие заслонок происходит за счет энергии набегающего потока пароводяной смеси. Открывшись, они удерживаются в таком положении за счет силы тяжести.

Как и в реакторе AP-600, вода для заполнения шахты реактора поступает из бассейна перегрузки IRWST благодаря действиям оператора [163]. По сигналу достижения температурой на выходе из АЗ величины $649 \text{ }^\circ\text{C}$ открывается арматура на линии рециркуляции между бассейном перегрузки и приемком контейнента. За счет разности высотных отметок вода из бассейна перегрузки поступает по двум трубопроводам диаметром 203 мм сначала в приемок парогенераторного отсека, а уже оттуда начинает заполнять шахту реактора. Для успешного охлаждения корпуса реактора вода должна достичь отметки, на которой осуществляется выход пара, в течение 70 мин после начала заполнения.

При повышении уровня воды в шахте всплывающие заслонки на нижней части изоляции открываются, позволяя воде попасть в кольцевой зазор. Уровень воды в зазоре повышается, обеспечивая охлаждение сначала днища, а затем и боковых стенок корпуса реактора.

Образующийся пар поднимается вверх в составе пароводяной смеси, которая открывает паровые клапаны в верхней части зазора

и поступает в пространство канала патрубков. Образовавшийся пар поступает в объем ЗО, конденсируется на металлической поверхности оболочки. Конденсат вновь стекает в нижнюю часть контейнента, завершая цикл.

3.1.1.3 Реактор KERENA (EC)

Разработка кипящего реактора KERENA (ранее SWR-1000) электрической мощностью 1250 МВт (нетто) началась в 1992 г. компанией AREVA NP в тесном сотрудничестве с немецкими энергетическими компаниями и при поддержке компаний из других европейских стран [53].

Для управления тяжелой аварией в проекте реактора KERENA предусматривается использование концепции удержания расплава в корпусе реактора. Схема внешнего охлаждения корпуса реактора KERENA показана на рис. 3.3 [171].

Вода в шахту реактора подается из бассейна залива активной зоны общим объемом 3184 м³ за счет гидростатического напора [171]. Сигналом на открытие арматуры является снижение уровня теплоносителя в реакторе ниже 5,8 м, а также повышение температуры на выходе из активной зоны [172]. Высотная отметка размещения бассейна позволяет подать в шахту реактора 1480 м³ воды, обеспечив тем самым уровень в шахте реактора около 12 м. Общее время залива – менее 30 мин, меньше чем время до начала расплавления активной зоны.

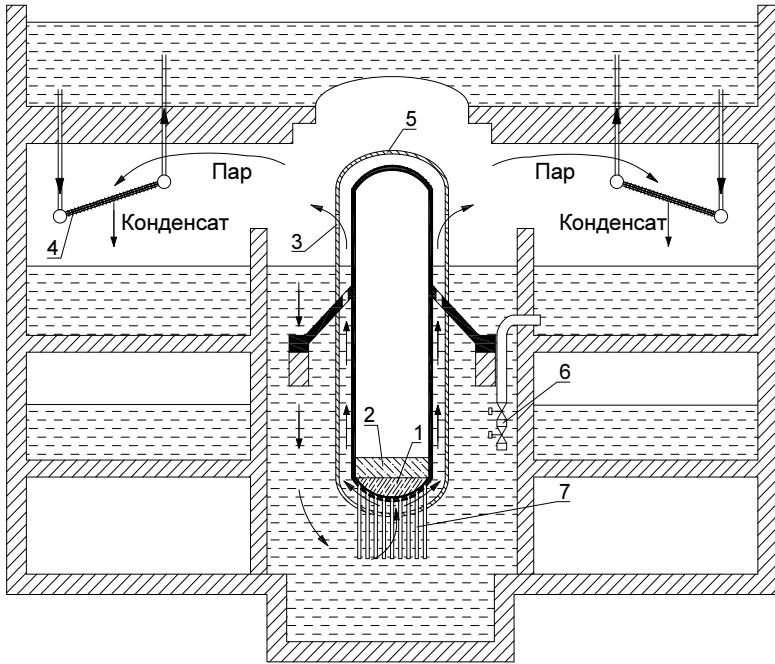


Рис. 3.3. Схема внешнего охлаждения корпуса реактора KERENA в случае тяжелой аварии: 1 – расплав АЗ (оксидный слой), 2 – расплав АЗ (металлический слой), 3 – выход пара, 4 – конденсатор охлаждения защитной оболочки, 5 – изоляция корпуса, 6 – устройство залива шахты, 7 – зазоры между отверстиями для приводов СУЗ и изоляцией

Вода поступает к поверхности корпуса через отверстия в тепловой изоляции, расположенные вокруг стержней управления и защиты. Эти отверстия закрыты при работе реактора на мощности, но открываются с помощью повышающегося уровня жидкости в шахте. Вода поднимается вверх в зазоре между корпусом и тепловой изоляцией, нагреваясь и превращаясь в пар. Пар выходит в объем шахты реактора через отверстия в изоляции, которые открываются за счет повышения давления в верхней части шахты при подаче воды. Далее пар конденсируется на четырех конденсаторах системы охлаждения контейнента, образуя конденсат сли-

вается в бассейн залива активной зоны, поступая опять в шахту реактора, замыкая тем самым контур охлаждения. Объем воды в бассейне, размещенном за пределами ЗО, достаточно на 72 ч работы системы охлаждения защитной оболочки.

Патрубки для ввода стержней управления и датчиков внутривнутриреакторного контроля, приваренные к днищу корпуса реактора, поддерживаются снизу специальной стальной плитой массой около 70 т [171]. Эта плита удержит патрубки даже в случае полного расплавления сварных швов, которыми они приварены к корпусу реактора [55]. Данная плита может служить как вторичная ловушка расплава, хотя это уже и выходит за пределы концепции управления тяжелой аварией реактора KERENA.

3.1.2 Отечественные проекты реакторов

Разработанный в СССР реактор ВВЭР-440 является наиболее подходящим аппаратом для внедрения концепции удержания расплава активной зоны в корпусе реактора в случае тяжелой аварии. Причиной этого являются следующие, присущие только ему уникальные свойства [173, 174]:

средняя мощность и низкая энергонапряженность активной зоны приводят к достаточно небольшой величине остаточных энерговыделений;

большой корпус реактора, содержащий значительное количество металлоконструкций ниже активной зоны, что приводит к снижению величины удельного теплового потока от расплава АЗ на стенку корпуса;

наличие шести горизонтальных парогенераторов приводит к большому объему воды во втором контуре (330 т), что позволяет достаточно долго охлаждать активную зону за счет естественной циркуляции с испарением этой воды. Это позволяет отсрочить время плавления АЗ при тяжелой аварии и обеспечивает низкую величину остаточных энерговыделений при опускании коридора на днище реактора;

отсутствие отверстий для приводов СУЗ в нижней части корпуса облегчает удержание расплава активной зоны. В то время как на большинстве реакторов с водой под давлением (PWR), построенных по проектам Westinghouse и Babcock and Wilcox, а также во

всех действующих кипящих реакторах (BWR) СУЗы вводятся снизу;

небольшой объем шахты реактора (для проекта с РУ В-213) по сравнению с кипящими реакторами (примерно в 70 раз меньше, чем в контейнменте Mark-I – первый блок АЭС «Фукусима»).

Система внешнего охлаждения корпуса с целью удержания расплава активной зоны уже внедрена или внедряется на большинстве энергоблоков с реактором ВВЭР-440, эксплуатируемых в европейских странах [175–177]. Однако работа системы заливки шахты реактора на стандартных энергоблоках с реактором ВВЭР-440 (РУ В-213) базируется на действиях оператора. По его команде происходит открытие арматуры на дренажной линии из конденсатора-барботера, и вода из коридора, соединяющего бокс парогенераторов и башню конденсатора-барботера, поступает в шахту реактора, затем по зазору между корпусом реактора и тепловой защитой поднимается вверх до уровня патрубков реактора, где образующийся пар выходит обратно в боксы и конденсируется за счет работы спринклерной системы. Объем воды в тарелках конденсатора-барботера – 1300 м³. Всего для охлаждения корпуса реактора доступно около 2000 м³ воды, включая объем воды в первом контуре, в гидроаккумуляторах и баках САОЗ [178].

Кроме того, концепцию удержания расплава АЗ в корпусе реактора планируется внедрить на энергоблоках Кольской и Нововоронежской АЭС [156]. Концерном «Росэнергоатом» разработан проект устройства наружного охлаждения корпуса реактора (УНОР) для модернизации 1 и 2 блоков Кольской АЭС (реакторы ВВЭР-440 с РУ В-230), а также 3 и 4 блоков Нововоронежской АЭС (реакторы ВВЭР-440 с РУ В-179) [156].

Особенность РУ ВВЭР-440 первого поколения (РУ В-179, В-230, В-270) в том, что максимальной аварией, заложенной в проект, являлась авария с разрывом трубопровода Ду32 [5]. Следовательно, в проекте отсутствует барботажно-вакуумная система, содержащая большой запас воды, необходимый для преодоления аварии с разрывом трубопровода ГЦК. Кроме того, при данной конструкции защитной оболочки нельзя обеспечить сбор воды на полу бокса ПГ из-за отсутствия возможности образования верхнего бьефа со стабильным уровнем. Все это приводит к невозможности использования для наружного охлаждения корпуса реактора в случае

тяжелой аварии процессов естественной циркуляции, как это реализовано на более поздних проектах реактора ВВЭР-440 с РУ В-213. Поэтому разработанное устройство для удержания расплава в корпусе реактора основано на пассивно-активном принципе.

Единственная полностью пассивная система управления тяжелой аварией применена на реакторе ВЭР-440, сооруженном в Финляндии на АЭС «Ловииза».

3.1.2.1 АЭС «Ловииза» с реактором ВВЭР-440

АЭС «Ловииза» (Финляндия) значительно отличается от других реакторных установок ВВЭР-440, построенных по проекту В-213. Для предотвращения выхода радиоактивных веществ в атмосферу в случае аварии, на станции используется металлическая защитная оболочка с ледовым конденсатором свободным объемом 58000 м³, рассчитанная на максимальное рабочее давление 0,17 МПа [175]. Применение данного типа контейнента было вызвано достаточно большими размерами первого контура РУ ВВЭР-440 с шестью горизонтальными парогенераторами, что привело к отказу от использования железобетонной защитной оболочки, которая была бы в данном случае очень большой и дорогой.

Впервые концепция удержания расплавленной активной зоны в корпусе реактора была, как уже говорилось, предложена именно для АЭС «Ловииза» в 1989 г. [157] Затем была проведена широкая программа расчетных и экспериментальных исследований. Первой задачей экспериментов было определение величин тепловых потоков от расплавленного бассейна кориума и сравнение их с критическими тепловыми потоками для заданной геометрии корпуса реактора, чтобы подтвердить отсутствие кризиса теплообмена при кипении. Второй задачей было определение остаточной толщины стенки корпуса реактора, чтобы выяснить, достаточна ли она для сохранения целостности корпуса [160].

Базирующаяся на основе результатов экспериментов концепция внутрикорпусного удержания расплава для АЭС «Ловииза» была закончена в апреле 1994 г. и передана для рассмотрения в финский регулирующий орган (Finnish Radiation and Nuclear Safety Authority – STUK), который одобрил ее в декабре 1995 г. [179] Система удержания кориума АЭС «Ловииза» показана на рис. 3.4 [180, 181].

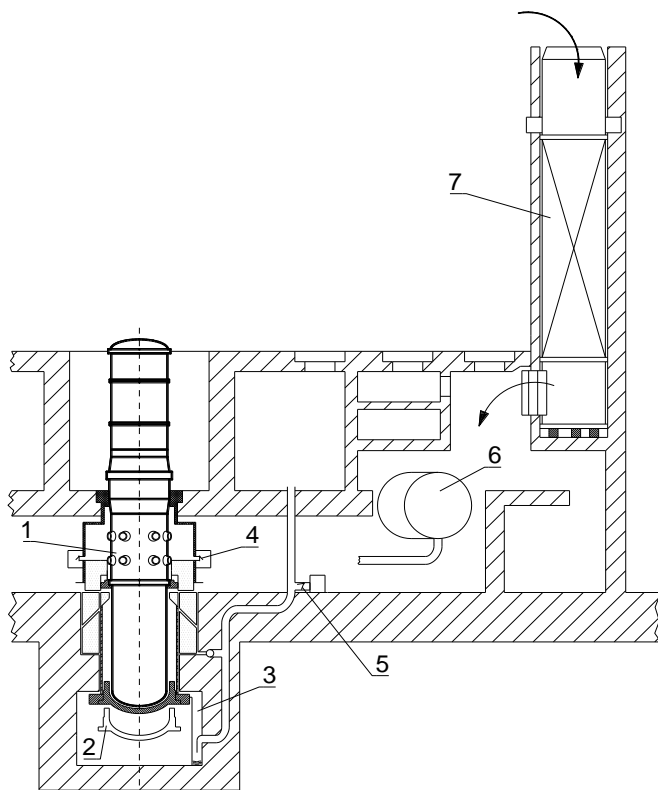


Рис. 3.4. Система удержания кориума АЭС «Ловииза» с РУ ВВЭР-440/213: 1 – корпус реактора, 2 – тепловой/нейтронный экран корпуса реактора, 3 – фильтр, 4 – выпускные задвижки, 5 – впускные задвижки, 6 – ПГ, 7 – ледовый конденсатор

Работы, связанные с модернизацией атомной станции были проведены в рамках внедрения программы управления тяжелыми авариями (УТА). Программа УТА была разработана после Чернобыльской аварии 1986 года и реализована на АЭС в период с 1990 по 2004 гг. [181]

Для удержания расплава в корпусе необходимо было обеспечить залив шахты реактора и последующую естественную циркуляцию воды из защитной оболочки в шахту и обратно. Работа системы основывается на том, что в случае аварии и поступлении пара в

объем защитной оболочки за счет тающего льда из ледяного конденсатора пассивным способом происходит заполнение шахты реактора. С учетом воды, поступающей из первого контура через разрыв в случае течи, воды из системы САОЗ и тающего льда из ледяного конденсатора (835 т) возможность затопления корпуса реактора до высотной отметки поддерживающих структур реализуема для АЭС «Ловииза» в большинстве сценариев.

Одной из наиболее важных задач при проведении модернизации станции явилось изменение конструкции поддерживающей конструкции тепловой и нейтронной защиты нижней части корпуса реактора. Зазор между дном корпуса и донным экраном был слишком узким для прохода охлаждающей воды, особенно если принимать во внимание тепловое расширение корпуса. Неподвижный опорный элемент был заменен на гидравлический цилиндр, который поддерживает тепловую и нейтронную защиту в верхнем положении в режиме нормальной эксплуатации. В случае тяжелой аварии, при превышении температуры на выходе из реактора до 450 °С, давление в цилиндре падает (по команде оператора). Это приводит к снижению донного экрана и образованию пути для прохода охлаждающей воды [182].

Кроме того, в ходе работ по модернизации в верхней части зазора между тепловой защитой и корпусом реактора, по которому выходит пароводяная смесь, были установлены обратные клапаны для обеспечения беспрепятственного выхода ПВС.

Также для предотвращения попадания остатков изоляции и других включений в подъемный канал, образованный в узком зазоре между корпусом реактора и тепловой защитой, на линии подачи воды были установлены фильтрующие устройства. В связи с ограниченным пространством в боксе парогенераторов, фильтры были установлены в шахте реактора.

Так как опускной участок, по которому вода из парогенераторного бокса должна поступать в шахту реактора, имел достаточно небольшое проходное сечение и мог забиться остатками изоляции и другими включениями, то было принято решение использовать дополнительные каналы для подачи воды. Для этого на вентиляционные каналы, предназначенные для охлаждения шахты реактора, были установлены пассивные поплавковые клапаны. Как только уровень воды в боксе парогенераторов поднимется до определен-

ного значения при аварии, поплавковый механизм откроет клапаны, что обеспечит дополнительное поступление воды в шахту реактора [182].

Работы по модернизации первого и второго блоков с целью установки системы внутрикорпусного удержания расплава активной зоны были завершены в 2000 и 2002 гг. соответственно [183]. АЭС «Ловииза» стала первой в мире действующей реакторной установкой, на которой была применена концепция удержания расплава в корпусе реактора.

3.1.2.2 Реактор ВВЭР-640

Проект АЭС с ВВЭР-640 (реакторная установка В-407) был разработан СПб АЭП и ОКБ «Гидропресс» в 1990 г. Особенностью проекта является оснащение АЭС набором пассивных систем, обеспечивающих останов, расхолаживание реактора и длительный отвод остаточного тепла и не требующих для своего функционирования вмешательства оператора, а также подачи энергии извне не менее 24 ч [184].

Центральным моментом концепции обеспечения безопасности при тяжелых авариях ВВЭР-640 является удержание расплава кориума в корпусе реактора. Система удержания расплава состоит из взаимосвязанных каналов, обеспечивающих режим теплоотдачи от корпуса реактора путем естественной циркуляции теплоносителя между шахтой и аварийным бассейном. Схема наружного охлаждения корпуса ВВЭР-640 показана на рис. 3.5 [185].

Аварийный бассейн формируется в нижней части защитной оболочки за счет воды из емкостей САОЗ и сконденсировавшегося пара первого контура, вышедшего в разрыв. Уровень в аварийном бассейне находится выше горячих патрубков ГЦТ, поэтому корпус реактора соединен с аварийным бассейном через разрыв на горячей или холодной ветке ГЦК [87]. Кроме того, объемы аварийного и топливного бассейнов соединяются с помощью уравнильной линии, которая открывается по сигналу повышения уровня в аварийном бассейне. Связь корпуса реактора с топливным бассейном осуществляется с использованием арматурного блока разгерметизации (АБР) первого контура.

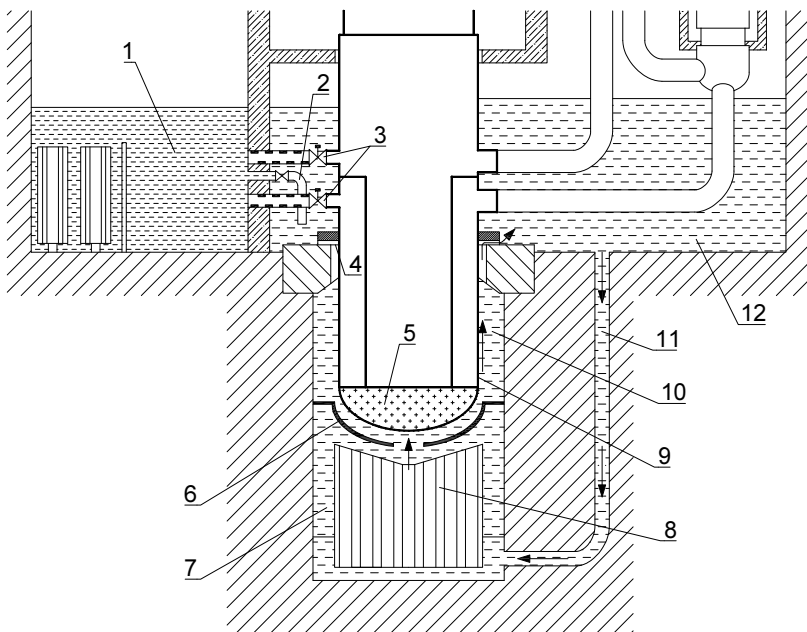


Рис. 3.5. Схема наружного охлаждения корпуса ВВЭР-640:
 1 – топливный бассейн, 2 – уравнильная линия, 3 – арматурный блок разгерметизации, 4 – опорный узел, 5 – кориум, 6 – обечайка, 7 – бетонная шахта, 8 – ловушка-вытеснитель, 9 – корпус реактора, 10 – подъемный кольцевой канал, 11 – опускной канал, 12 – аварийный бассейн

Охлаждение корпуса при образовании на днище ванны расплава происходит следующим образом. Вода из аварийного бассейна по восьми опускным каналам поступает в бетонную шахту реактора. Далее через отверстие в нижней части обечайки вода попадает в пространство между обечайкой и днищем корпуса. Затем пароводяной поток за счет естественной циркуляции поднимается в кольцевом зазоре между корпусом и изоляцией бетонной шахты и через зазоры в опорном узле поступает в аварийный бассейн.

Система охлаждения корпуса реактора абсолютно пассивна, так как условиями начала ее работы являются появление воды в аварийном бассейне, что происходит при аварии с разрывом ГЦК, и нагрев стенок корпуса реактора от кориума. Благодаря затесненно-

сти подреакторного пространства для его заполнения хватает той массы воды, которая содержится в корпусе реактора. Следовательно, при любой аварии с разгерметизацией первого контура бетонная шахта будет затоплена [185].

Пассивный принцип использованных в проекте ВВЭР-640 систем безопасности уменьшает вероятность аварии с плавлением активной зоны. К тяжелой аварии могут привести только дополнительные отказы систем безопасности, в результате которых либо нарушается гидравлическая связь в системе реактор – аварийный бассейн – топливный бассейн (отказ арматурного блока разгерметизации), либо в авариях без течи из первого контура происходит отказ системы пассивного отвода тепла от парогенераторов и АБР. Последняя ситуация, приводящая к так называемому сценарию высокого давления, крайне неблагоприятна для охлаждения кориума. Поэтому в первом контуре предусмотрена дополнительная возможность его разгерметизации. Оператор при отказе штатных систем расхолаживания открывает клапан на компенсаторе давления [186].

Поскольку концепция удержания расплава изначально учитывалась в проекте АЭС с ВВЭР-640, то проблем, связанных с собственно организацией контура наружного охлаждения корпуса, не возникало, хотя именно эти проблемы являлись основными при решении аналогичных задач на АЭС с реактором ВВЭР-440, где конструкция теплоизоляции исходно не обеспечивала возможность организации контура естественной циркуляции теплоносителя. Таким образом, благодаря изначальному проектированию реактора ВВЭР-640 с учетом возможности удержания расплава в корпусе, конструктивное исполнение системы наружного охлаждения корпуса оказалось достаточно простым, особенно в сравнении с аналогичными системами, реализованными на реакторах ВВЭР-440 с РУ-213 за рубежом.

3.2 Системы удержания расплава в шахте реактора

Несмотря на перспективность и кажущуюся простоту концепции удержания расплава активной зоны в корпусе реактора, она имеет ограниченное применение в связи с тем, что для надежного обоснования бескризисного кипения охлаждающей воды на наружной поверхности корпуса требуется иметь большой запас плотно-

сти теплового потока до критического значения. Такой гарантированный запас удается обеспечить при удержании расплава кориума в корпусе реакторов средней мощности. В реакторах большой мощности ($N_{эл} > 1000$ МВт) взаимодействие кориума с неохлаждаемой снаружи стенкой корпуса может привести к выходу расплава активной зоны в шахту реактора. При таких авариях кориум, вследствие сохраняющегося в нем остаточного тепловыделения, может нарушить целостность герметичной оболочки АЭС. Для исключения этого необходимо локализовать вытекший кориум и обеспечить его непрерывное охлаждение вплоть до полной кристаллизации. Эту функцию выполняют системы локализации и охлаждения расплава активной зоны реактора, которые предотвращают повреждение герметичной оболочки контейнента АЭС и тем самым защищают население и окружающую среду от радиационного воздействия при тяжелых авариях. Предложено два варианта размещения ловушки расплава: непосредственно под корпусом реактора (отечественные проекты) и на удалении от реактора в специальном помещении с организацией стока расплава в ловушку.

3.2.1 Зарубежные проекты реакторов

3.2.1.1 Реактор EPR (ЕС)

Реактор с водой под давлением EPR разработан французскими компаниями Areva NP и EDF, а также немецким концерном Siemens AG на базе немецкой АЭС «Konvoi» и французского энергоблока N4. Разработка велась с 1989 г. [187] В 1995 г. EPR был утвержден как новый стандартный проект АЭС во Франции, в 2004 г. он получил одобрение французского регулирующего органа [188]. Первый энергоблок EPR сооружается на площадке АЭС «Olkiluoto-3» в Финляндии (с 2005 г.), еще два блока строятся во Франции на АЭС «Flamanville-3» (с 2007 г.) и «Penly». Кроме этого, сооружение двух реакторов ведется на АЭС «Taishan» в Китае (с 2009 г.) [189].

Для преодоления последствий тяжелых аварий в проекте EPR предусмотрено использование ловушки расплава, установленной под корпусом реактора, и входящей в состав пассивной системы стабилизации расплава активной зоны (Core Melt Stabilization System – CMSS) [190]. Концепция локализации расплава активной зоны в этом проекте состоит в создании внекорпусного устройства в котором кориум распространяется по большой горизонтальной поверхности

сти специального помещения с обеспечением его последующего пассивного водяного охлаждения. Схема устройства локализации расплава реактора EPR приведена на рис. 3.6 [191].

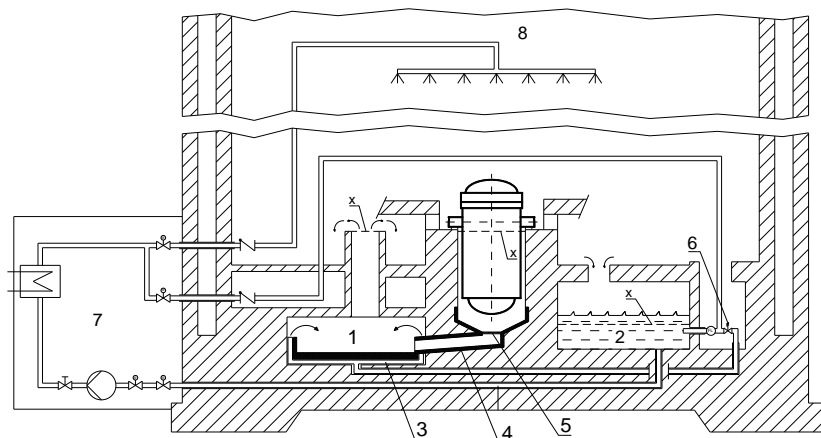


Рис. 3.6. Схема устройства локализации расплава реактора EPR:
 1 – бок растекания, 2 – бассейн перегрузки, 3 – подача воды в ловушку,
 4 – наклонный канал с защитным слоем, 5 – выплавляемая заглушка,
 6 – пассивное устройство залива, 7 – системы теплоотвода от защитной
 оболочки (2 канала), 8 – спринклерные устройства, x – уровень воды в
 случае активного впрыска воды в бок растекания

Функционирование устройства локализации расплава EPR происходит следующим образом. После проплавления корпуса реактора расплав кориума не попадает сразу в помещение локализации, а некоторое время выдерживается в накопителе (предловушке), расположенном в шахте реактора. В накопителе размещен жертвенный материал толщиной около 50 см, который состоит из бетона, в состав которого входят оксид железа Fe_2O_3 , кремнеземная галька и боросиликатное стекло [192]. Количество жертвенного материала рассчитано на удержание расплава в накопителе примерно в течение одного часа. Под жертвенным бетоном расположен тугоплавкий защитный слой из керамики на основе циркония [190]. Он предназначен для локализации расплава и для предотвращения его контакта с бетонными структурами контейнента.

Накопитель, в котором происходит предварительная выдержка расплава, рассчитан на то, чтобы выдержать последствия аварии с повреждением корпуса реактора при давлении в первом контуре РУ не выше 2 МПа [191]. Нагрузка на предловушку определяется воздействием струй расплава и механическим ударом от днища реактора.

Заглушка состоит из трех частей: слой жертвенного бетона в верхней части, алюминиевая пластина толщиной около 4 см (так называемые «ворота») и поддерживающая структура, которая прикрепляет заглушку к бетонному основанию шахты. Алюминий выбран в качестве материала заглушки из-за низкой температуры плавления. В результате этого даже небольшой контакт расплава АЗ с «воротами» приводит к быстрому проплавлению всей заглушки и, таким образом, к образованию большого отверстия для быстрого выхода расплава. Площадь выходного отверстия составляет более 2 м², что обеспечит скорость излива более 10 т/с и позволит расплаву АЗ вытечь в ловушку за время менее одной минуты.

После проплавления заглушки расплав через стальную наклонный канал, покрытый защитным слоем, поступает в помещение локализации (рис. 3.7 [191]), где должен растечься тонким слоем по всей горизонтальной поверхности ловушки, что увеличивает поверхностно-объемный коэффициент и позволяет охладить кориум более эффективно.

Ловушка размещена в боксе растекания и представляет собой неглубокий тигель массой около 500 т. Ее дно и боковые стенки собраны из большого числа соединенных между собой металлических элементов, на нижней поверхности которых размещены ребра, формирующие каналы охлаждения.

Поверхность охлаждающих элементов покрыта слоем жертвенного бетона толщиной около 10 см. Наличие такого слоя позволяет полностью заполнить водой металлические структуры ловушки до того, как расплав начнет контактировать непосредственно с охлаждающими элементами. В отличие от накопителя, здесь применяется бетон с высоким содержанием кварца. Добавка этого бетона улучшает долговременное удержание продуктов деления и уменьшает плотность оксидной фазы расплава, что в дальнейшем улучшает стабильность двухфазной структуры кориума [190].

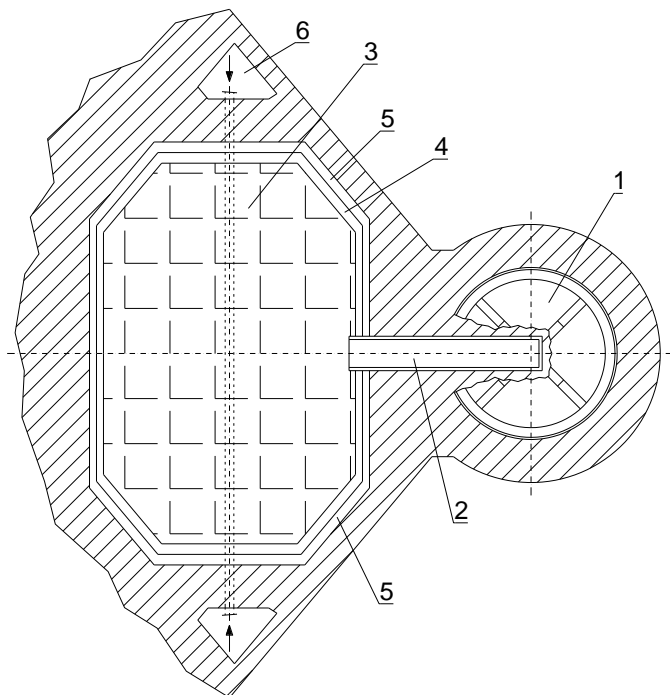


Рис. 3.7. Вид сверху на шахту реактора EPR с установленной ловушкой расплава: 1 – шахта реактора, 2 – наклонный канал, 3 – бокс растекания, 4 – боковая стенка устройства растекания, 5 – зазор, 6 – помещения, в которых расположены устройства для залива

Поступление расплава в пространство ловушки разрушает стальные преднапряженные кабели, что вызывает открытие клапанов пружинного типа, размещенных в специальных помещениях, примыкающих к ловушке, и приводит к началу подачи воды из внутреннего перегрузочного бассейна (Internal Refueling Water Storage Tank – IRWST). Вода подается пассивно, за счет силы тяжести [193].

Первоначально вода поступает в систему параллельных, горизонтальных охлаждающих каналов, сформированных ребрами, размещенными на нижней части охлаждающих элементов. Поле этого вода заполняет все пространство сбоку от охлаждающих элементов и начинает поступать на поверхность расплава. Учитывая,

что расход воды примерно равен 100 кг/с, общее время заполнения составит около 5 мин.

Образующийся в процессе охлаждения расплава пар выводится через зазор между боковой стенкой устройства растекания и бетонной стеной бокса. Затем он поступает в пространство защитной оболочки и конденсируется за счет работы спринклерных устройств активной системы теплоотвода от защитной оболочки. Вода и образующийся конденсат поступают обратно в бассейн перегрузки.

Необходимо отметить, что в реакторе EPR применена одна из наиболее обоснованных и проработанных концепций внутриреакторной ловушки. В то же время ее конструкция, предусматривающая растекание расплава АЗ по большой площади, значительно удорожила проект и явилась одной из причин задержки строительства головного блока реактора EPR. Несмотря на большую проработанность проекта, необходимо отметить некоторые слабые места концепции. В частности, известно, что последовательность поступления расплава в предловушку, масса, температура и свойства поступающего расплава сильно различаются при реализации различных аварийных сценариев. Поэтому при определенных сценариях и сочетании неблагоприятных условий выпуск расплава в помещение растекания может произойти до окончания накопления расплава. Поскольку сразу после растекания расплава на его поверхность пассивным способом подается вода, препятствующая растеканию последующих порций расплава, они могут накапливаться в предловушке, где не обеспечиваются условия захлаживания и локализации расплава.

Аналогичная по конструкции ловушка расплава используется в реакторе АТМЕА1, разработанном компанией АТМЕА, совместным предприятием AREVA NP и Mitsubishi Heavy Industries [194]. Реактор имеет 3-петлевую схему. Тепловая мощность реакторной установки – 3150 МВт, электрическая – 1150 МВт.

3.2.1.2 Реактор EU-APR1400 (Корея)

В республике Корея компаниями КННР и КОРЕС с 2009 г. ведется разработка проекта реактора, предназначенного для Европейского рынка – EU-APR1400. Реакторная установка имеет электрическую мощность 1550 МВт [195].

В проекте реактора EU-APR1400 для управления тяжелыми авариями предусмотрено использование внешней ловушки расплавленного топлива. В конструкции ловушки интегрированы технические решения, примененные в ловушках реакторов EPR и ВВЭР. Это, соответственно, растекание кориума тонким слоем по большой площади для лучшего охлаждения и удержание расплава в стальном водоохлаждаемом корпусе, используемом как дополнительный барьер безопасности. Расположение ловушки расплава активной зоны реактора EU-APR1400 показано на рис. 3.8 [195].

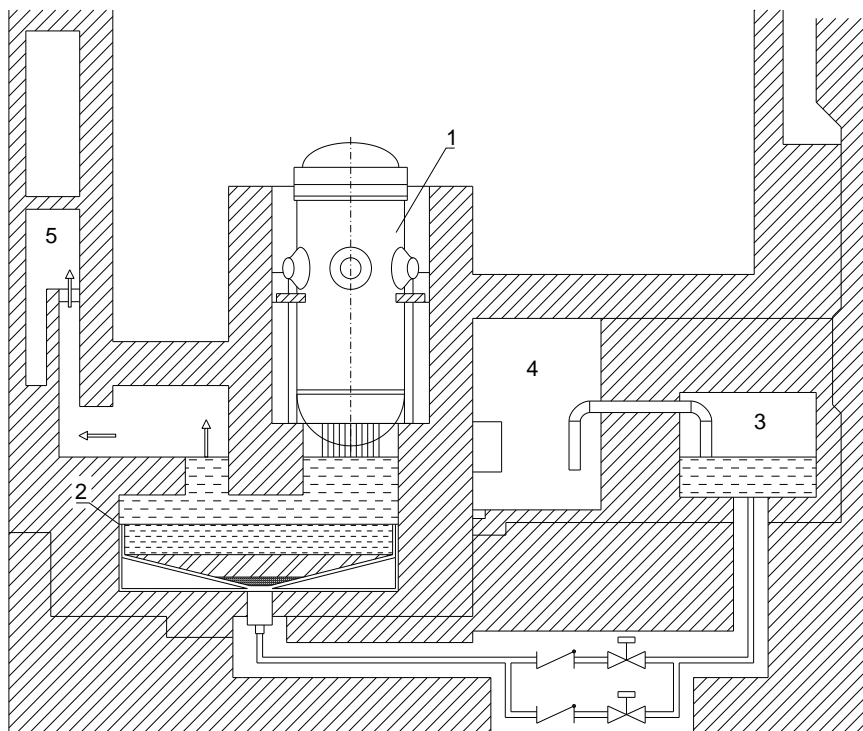


Рис. 3.8. Ловушка расплава АЗ в реакторе EU-APR1400: 1 – корпус реактора, 2 – ловушка расплава АЗ, 3 – бассейн перегрузки топлива, 4 – бассейн выдержки, 5 – выход пара в объем защитной оболочки

Ловушка размещается в шахте реактора, под корпусом [196]. Конструкция шахты реактора была изменена по сравнению с реактором APR1400 и теперь имеет прямоугольную форму. Работа ловушки основана на простых пассивных принципах. После проплавки корпуса кориум растекается в ловушке, имеющей высоту 1 м и площадь около 100 м². Охлаждение расплава АЗ в ловушке осуществляется за счет подачи воды из бассейна перегрузки топлива (IRWST), которая охлаждает внешнюю сторону днища и боковые стальные стенки ловушки. Конструкция ловушки расплава активной зоны реактора EU-APR1400 показана на рис. 3.9 [195].

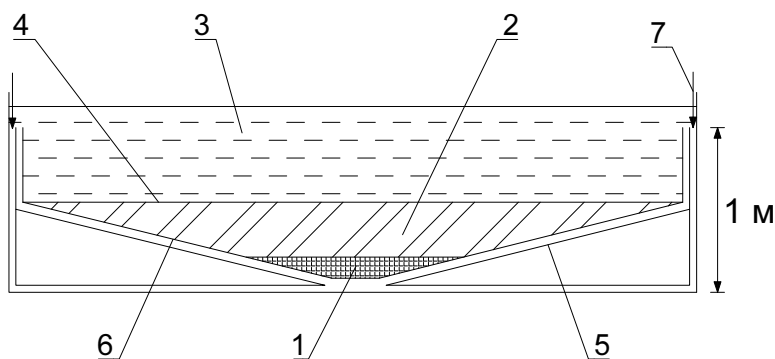


Рис. 3.9. Конструкция ловушки расплава реактора EU-APR1400:

- 1 – остатки топлива, 2 – кориум, 3 – вода, 4 – слой стали,
- 5 – охлаждающий канал, 6 – стальная стенка канала с защитным слоем из оксида циркония, 7 – напорный коллектор

Внутренняя поверхность ловушки выложена жертвенным материалом, в состав которого входят оксидные и металлические элементы, понижающие температуру расплава. Кроме того, часть поверхности покрыта слоем оксида циркония толщиной 50 мм, защищающим корпус ловушки от струй расплава. При запуске охлаждающая вода подается снизу в напорный коллектор ловушки и поднимается вверх, охлаждая днище и боковые стенки ловушки.

Для обеспечения подъемного движения пароводяной смеси V-образное днище ловушки имеет наклон 10°. Образующийся пар поступает в пространство контейнента, где конденсируется и воз-

вращается обратно в шахту. После того, как ловушка будет заполнена кориумом, на поверхность расплава подается вода, обеспечивающая охлаждение и последующее отвердевание кориума. После образования уровня теплоносителя в подреакторном пространстве, охлаждающая вода начинает поступать в напорный коллектор из объема шахты, обеспечивая замкнутый контур охлаждения.

3.2.1.3 Реактор ESBWR (США)

Кипящий реактор ESBWR является представителем «Поколению III+», работающим на естественной циркуляции. Проект разработан на основе реакторной установки SBWR. Проектная электрическая мощность реактора 1600 МВт (брутто) [47].

В качестве мер по управлению тяжелыми авариями в реакторе ESBWR предусматривается использование ловушки под названием BiMAC (Basemat-Internal Melt Arrest and Coolability – внутреннее удержание и охлаждение расплава в основании шахты) [197]. Вода для охлаждения поступает в шахту реактора из бассейнов системы гравитационного залива активной зоны. Система состоит из трех независимых линий диаметром 100 мм, каждая из которых подсоединена к своему бассейну [198]. На линиях подачи жидкости установлены пиротехнические вентили диаметром 50 мм, представляющие собой пневматические срезаемые вентили, открывающиеся за счет взрыва пиротехнического заряда и остающиеся открытыми после этого все время. Подача воды происходит автоматически в случае выхода расплава из корпуса реактора, по сигналу повышения температуры на полу сухого бокса. Объемы воды в бассейнах достаточно, чтобы затопить нижнюю часть сухого бокса и корпус реактора до уровня выше верхней отметки топливного столба в ТВС. В системе залива реализовано резервирование 2 из 3, т.е. подача воды по двум линиям обеспечивает охлаждение всего кориума. Схема подачи воды в шахту реактора ESBWR из бассейна системы гравитационного залива показана на рис. 3.10 [199].

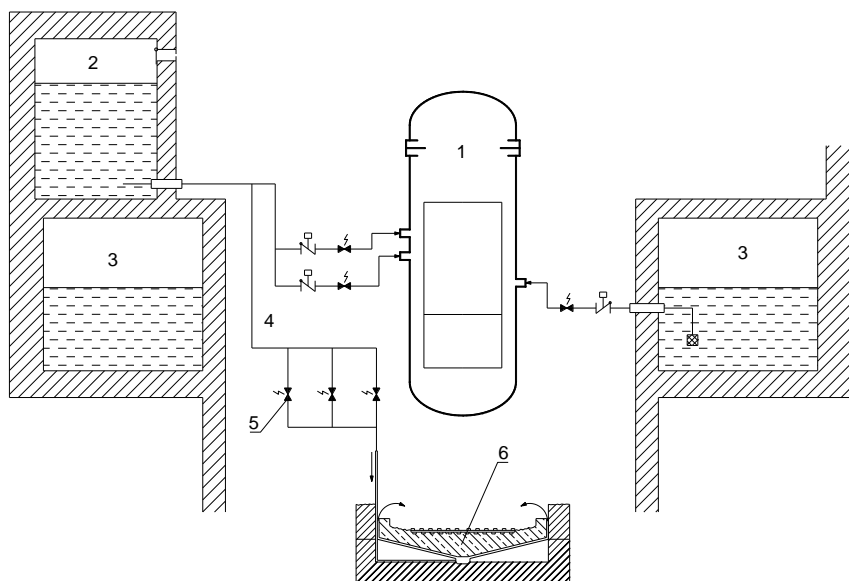


Рис. 3.10. Схема подачи воды в шахту реактора из бассейна системы гравитационного залива реактора ESBWR: 1 – реактор, 2 – бассейн системы гравитационного залива, 3 – бассейн снижения давления, 4 – линия подачи воды, 5 – пиротехнические вентили, 6 – ловушка

Ловушка расплава представляет собой систему параллельных труб диаметром 100 мм, расположенных в основании шахты реактора, по которым проходит охлаждающая вода, обеспечивающая отвод тепла от расплава АЗ, попавшего в шахту в случае тяжелой аварии с проплавлением корпуса реактора. Трубы охлаждения имеют наклон около 10° для улучшения теплоотвода. Сверху труб находится слой жертвенного материала толщиной 200 мм и защитный слой из материала на основе циркониевой керамики толщиной 10 мм.

Жертвенный материал предназначен для защиты труб во время начала поступления расплава на дно шахты, а также для того, чтобы получить достаточно высокую температуру на дне шахты как условие начала залива, избежав тем самым случайных срабатываний системы. Схема ловушки расплава реактора ESBWR показана на рис. 3.11 [197].

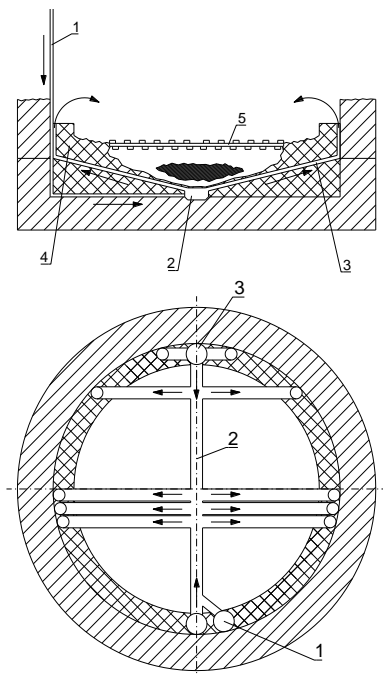


Рис. 3.11. Схема ловушки расплава ViMAC реактора ESBWR:
 1 – линия подачи воды из бассейна, 2 – распределитель, 3 – система параллельных труб, 4 – жертвенный слой, 5 – стальная плита

Вода из бассейнов пассивно подается в ловушку по линиям затопления. На начальной стадии залива вода поступает в трубу распределителя, затем проходит по системе наклонных параллельных каналов и поступает в объем нижней части сухого бокса. На более поздней стадии охлаждения обеспечивается естественной циркуляцией воды в нижней части сухого бокса, при этом вода попадает в распределитель через опускные камеры. Образующийся пар конденсируется с помощью пассивной системы охлаждения защитной оболочки, конденсат дренируется в бак гравитационного залива, откуда вновь попадает обратно в ловушку [200].

Как видно из рис. 3.11, сверху ловушка закрыта стальной плитой. Это, с одной стороны, обеспечивает наличие ровного пола в сухом боксе. С другой стороны, крышка предназначена для локализации и удерживания кориума в случае сценария аварии с плавлем-

нием зоны при высоком давлении. Под крышкой находится напольная решетка, поддерживаемая стальными колоннами. Между решеткой и крышкой размещен мат из оксида циркония, выполняющий роль отражающего слоя для защиты стальных колонн от тепловых нагрузок в течение 40 с после аварии.

Объем ловушки под защитной крышкой (около 100 м^3) достаточен для того, чтобы полностью принять всю расплавленную АЗ. Полный охлаждаемый объем – до верха вертикальных сегментов охлаждающих труб, составляет 400 % от общего объема активной зоны. Таким образом, отсутствует возможность контакта расплава с облицовкой защитной оболочки.

3.2.1.4 Реактор EU-ABWR (Япония)

Усовершенствованные кипящие реакторы (ABWR) относятся к реакторам третьего поколения. Разработаны японскими компаниями Toshiba и Hitachi в сотрудничестве с американской фирмой General Electric. Находятся в коммерческой эксплуатации с 1996 г. Всего построено четыре энергоблока в Японии [201]. Реакторная установка, разработанная для европейских потребителей, носит название EU-ABWR. Реактор имеет тепловую мощность 4300 МВт и электрическую (брутто) 1600 МВт [202].

Для реактора EU-ABWR, в соответствии с требованиями регулирующих органов, необходимо наличие ловушки расплава как средства преодоления тяжелых аварий. Стратегия управления тяжелыми авариями предусматривает в качестве первого шага снижение давления в первом контуре до начала разрушения корпуса реактора [200]. Далее предусмотрено охлаждение расплава АЗ в ловушке, расположенной под корпусом реактора, путем подачи охлаждающей воды из бассейна снижения давления. Образующийся в ловушке пар конденсируется с помощью пассивной системы снижения давления в ЗО, а конденсат под действием силы тяжести возвращается обратно в ловушку. Ловушка расплава совместно с системой снижения давления в защитной оболочке формируют внутри контейнента теплообменный контур, что позволяет сохранить целостность защитной оболочки. Работа данных систем показана на рис. 3.12 [203].

Ловушка расплава АЗ размещена на дне сухого бокса. Она состоит из круглого бассейна, под которым находятся расположенные осесимметрично наклонные охлаждающие каналы, кольцевых

подъемного и опускного участков и центральной водяной камеры. На поверхности бассейна находятся тугоплавкий металлокерамический защитный слой, предназначенный для защиты металлической поверхности бассейна от влияния высоких температур и воздействия струи расплава. Конструкция ловушки реактора EU-ABWR показана на рис. 3.13 [203].

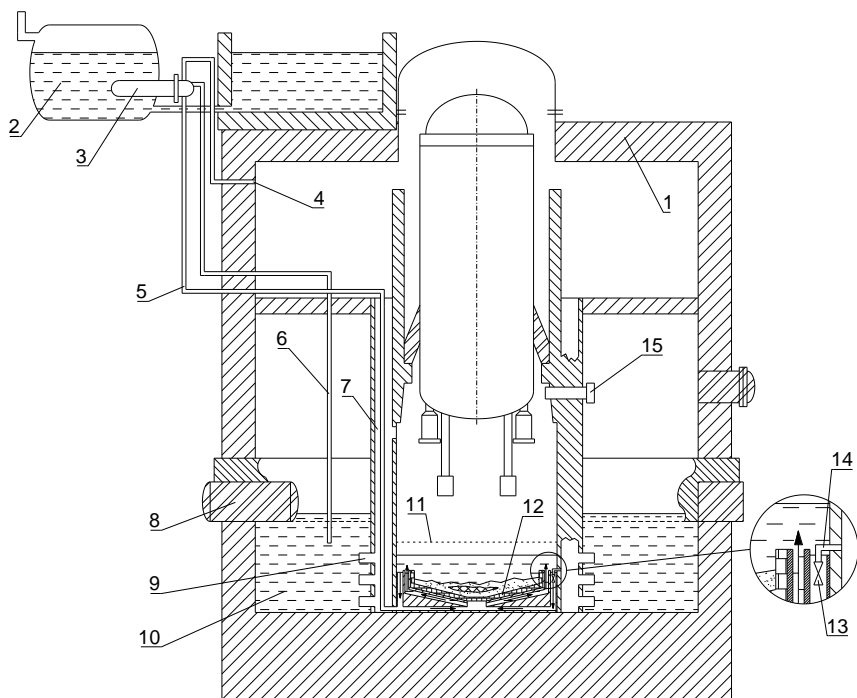


Рис. 3.12. Совместная работа пассивных систем при тяжелой аварии в реакторе EU-ABWR: 1 – защитная оболочка, 2 – бак системы охлаждения ЗО, 3 – теплообменник системы охлаждения ЗО, 4 – линия подачи пара, 5 – линия слива конденсата, 6 – линия отвода неконденсирующихся газов, 7 – вентиляционная шахта, 8 – туннель для доступа, 9 – вентиляционные трубы, 10 – бассейн снижения давления, 11 – дно приемка, 12 – ловушка расплава АЗ, 13 – плавкий клапан, 14 – линия пассивного залива, 15 – разрывная мембрана

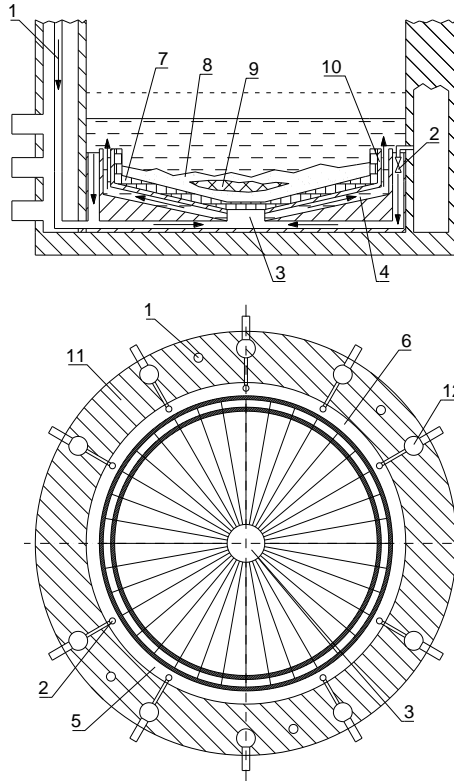


Рис. 3.13. Конструкция ловушки расплава реактора EU-ABWR: 1 – подача воды из системы охлаждения защитной оболочки, 2 – плавкий клапан, 3 – водяная камера, 4 – охлаждающий канал, 5 – кольцевая опускная камера, 6 – кольцевой подъемный участок, 7 – тугоплавкий слой, 8 – корка расплава, 9 – жидкий кориум, 10 – круглый бассейн, 11 – бетонное основание шахты, 12 – вентиляционная труба

Сверху ловушки находится металлический пол приемка, гарантирующий отсутствие воды внутри бассейна. При выходе кориума из корпуса реактора он сначала прожигает пол приемка (это займет несколько минут), а затем уже начинает поступать в ловушку.

На начальной стадии аварии охлаждающая вода поступает в ловушку из бассейна снижения давления через специальные линии залива. Каждая линия залива оборудована плавкими клапанами, которые открываются только после начала поступления расплава в

шахту, сопровождающегося значительным повышением температуры. После этого вода подается в кольцевой опускной участок ловушки, проходит по наклонным каналам и через кольцевой подъемный участок поступает сверху на поверхность бассейна расплава. В результате работы системы над ловушкой образуется слой воды высотой несколько метров. После образования пара и его конденсации в ловушку начинает поступать конденсат из системы понижения давления в контейнменте, замыкая цикл охлаждения кориума.

3.2.2 Отечественные проекты реакторов

В 1999 г. Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «Атомэнергопроект» предложил концепцию устройства локализации расплава тигельного типа, размещаемого в подреакторном пространстве бетонной шахты и предназначенного для приема и захолаживания расплава АЗ, поступающего в УЛР в случае тяжелой аварии после проплавления корпуса реактора ВВЭР-1000 [204].

Оборудование УЛР представляет собой совокупность взаимосвязанных конструктивных элементов, каждый из которых используется в процессе удержания и охлаждения расплавленных радиоактивных материалов при локализации тяжелой аварии и отвечает за выполнение определенных функций на каждом этапе внекорпусной стадии аварии [156]. В качестве зоны локализации расплава используется подреакторное пространство бетонной шахты, в котором размещается главный конструктивный узел УЛР – стальной корпус, аналог используемого холодного тигля для плавки кориума. Его стенка, обращенная к расплаву, охлаждается с внешней стороны водой и образует сосуд, в котором формируется ванна расплава, поступающего из корпуса реактора. В исходном состоянии пространство локализации внутри корпуса УЛР частично заполнено жертвенным материалом (67 % Fe_2O_3 и 30 % Al_2O_3), а сверху изолировано тонким стальным листом, образующим площадку обслуживания и препятствующую поступлению воды в его внутренний объем до выхода расплава кориума из корпуса реактора для предотвращения паровых взрывов. Для удержания днища корпуса реактора в случае его отрыва, а также для защиты корпуса УЛР от падения крупных фрагментов и струи расплава в верхней части устройства предусмотрена

прочная железобетонная плита – плита нижняя, имеющая воронкообразную форму и опирающаяся на ферму – консоль бетонной шахты. Защита от теплового излучения с зеркала расплава расположенных выше строительных конструкций и неохлаждаемой верхней части корпуса УЛР осуществляется до завершения поступления расплава специальными экранами из теплоизоляционного материала и последующей подачей воды на поверхность расплава.

Охлаждение корпуса УЛР происходит с помощью воды, поступающей самотеком из шахты ревизии ВКУ и топливного бассейна. Ее излишки сливаются за пределы бетонной шахты через каналы в верхней части теплообменника. Принципиальная схема подачи воды в УЛР показана на рис. 3.14 [205].

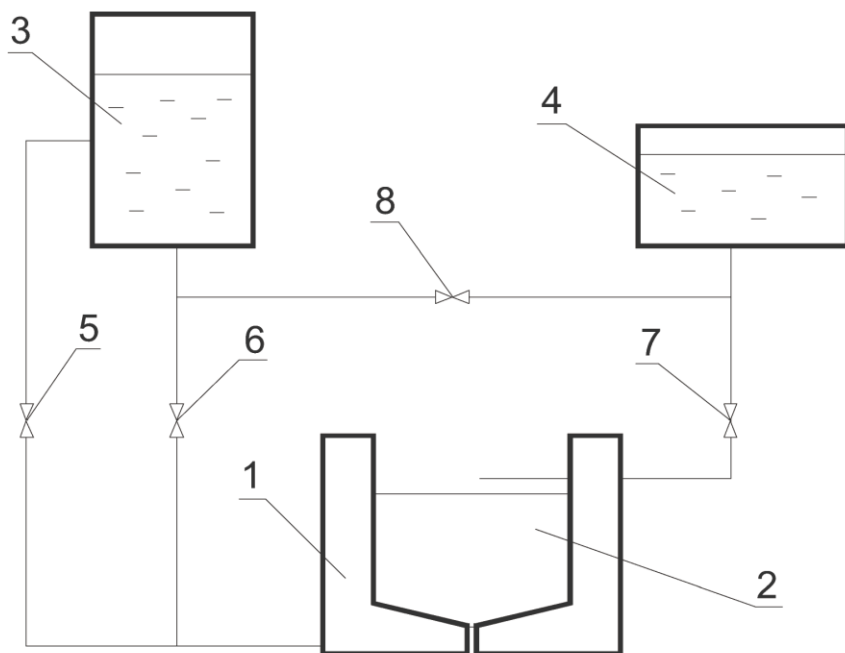


Рис. 3.14. Схема подачи воды в УЛР: 1 – теплообменник УЛР, 2 – корриум и жертвенный материал, 3 – шахта ревизии ВКУ, 4 – топливный бассейн, 5-8 – вентили с электроприводом

Располагаемая в пределах контейнента масса воды, которая может быть пассивным способом подана в устройство локализации, составляет примерно 1200 т, что обеспечивает большой запас и снижает требования к системе подачи воды в теплообменник и на поверхность расплава. Общая потребность воды для отвода остаточного тепловыделения от расплава в течение 24 ч полного обеспечения составляет 470 т.

Функционирование УЛР происходит следующим образом [205]. Во время нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий без повреждения АЗ теплообменник и корзина с ЖМ дренированы, причем корзина герметично закрыта. Диагностическими признаками развития тяжелой аварии являются: увеличение температуры, регистрируемой термодатчиками над активной зоной до 400 °С, повышение уровня радиации и совокупное состояние оборудования и систем (отсутствие электропитания, положение арматуры и т.п.). После проведения диагностирования оперативный персонал производит заполнение теплообменника водой путем дистанционного открытия арматуры 5, установленной на трубопроводе, который соединяет теплообменник УЛР с шахтой ревизии ВКУ. Контроль заполнения и последующего поддержания необходимого уровня проводится по уровнемеру. Начиная с этого момента УЛР находится в режиме ожидания.

После поступления первой порции расплава АЗ из корпуса в УЛР, регистрируемого термодатчиками, установленными в верхней части корзины, оператор открывает арматуру 6. Начинается пассивная подача охлаждающей воды в теплообменник. Поступающий из реактора в УЛР расплав кориума взаимодействует с жертвенным материалом, что оптимизирует условия теплоотвода, сглаживает неопределенности, обусловленные различием сценариев протекания тяжелой аварии, и обеспечивает инверсию металлической и оксидной компонент расплава.

После инверсии компонентов расплавленной АЗ открытием арматуры 7, установленной на линии из топливного бассейна, происходит подача воды на поверхность ванны расплава. Это экранирует корпус реактора и незащищенные стены бетонной шахты от лучистого теплового потока с зеркала расплава, отводит значительную часть остаточных энерговыделений, выделяемых в ванне расплава, а также ограничивает выход в контейнмент продуктов деления и

аэрозолей [206]. Для снижения вероятности паровых взрывов вода подается на расплав оксидов в виде стекающей по боковым стенкам пленки.

Параллельно с этим происходит пассивный теплообмен между расплавом АЗ и охлаждающей водой, при котором вода кипит в теплообменнике УЛР. Генерируемый пар отводится в пространство контейнента через каналы, размещенные над корпусом УЛР. Рециркуляция воды из бассейна-приямка с ее одновременной очисткой и охлаждением происходит после восстановления питания. Также происходит пополнение запасов воды в шахте ревизии ВКУ и топливном бассейне.

После охлаждения расплава и последующей его кристаллизации происходит снижение температуры кориума. В соответствии с проведенными оценками, полная кристаллизация кориума осуществляется приблизительно через один год после его поступления в ловушку.

Необходимо подчеркнуть, что работа УЛР в основном базируется на пассивных принципах. Управление тяжелой аварией на стадии локализации расплава сводится, в основном, к воздействию на арматуру с электроприводом, обеспечивающую подачу воды, которая охлаждает корпус УЛР и зеркало расплава, поступая самотеком из шахты ревизии ВКУ и топливного бассейна. Электропитание клапанов осуществляется от специального (дополнительного) канала питания, предназначенного специально для управления тяжелыми авариями. От этого же канала происходит питание контрольно-измерительных приборов, установленных в УЛР.

Тяньваньская АЭС в Китае, на площадке которой в 2007 г. сооружены два энергоблока с реакторами ВВЭР-1000 (РУ В-428), стала первой АЭС, на которой была применена концепция УЛР тигельного типа. Затем аналогичная по принципу работы ловушка была сооружена на АЭС «Куданкулам» в Индии [156]. Использование УЛР третьего поколения предусмотрено в проекте АЭС-2006 с РУ ВВЭР-1200.

3.2.2.1 Реактор ВВЭР-1200 «АЭС-2006»

В Российской Федерации организациями Госкорпорации «Росатом» разработан проект атомной электростанции с водородным реактором – «АЭС-2006» с реактором ВВЭР-1200. «АЭС-

2006» – типовой проект российской атомной станции нового «Поколения III+» с улучшенными технико-экономическими показателями.

Сооружение атомных станций с реактором ВВЭР-1200 ведется одновременно на двух площадках. На второй очереди Нововоронежской АЭС сооружаются два энергоблока по проекту В-392М, разработанных ОАО «Атомэнергопроект» (г. Москва). На площадке второй очереди Ленинградской АЭС ведется строительство двух энергоблоков с реакторной установкой В-491, разработанных СПб АЭП (г. Санкт-Петербург). Основным отличием двух проектов является концепция систем безопасности. Для НВО АЭС-2 за счет работы пассивных систем переход аварии в тяжелую стадию происходит не менее чем через 24 ч после начала аварии. В проекте ЛАЭС-2 запроектная авария с потерей всех источников электроснабжения сразу переходит в стадию тяжелой аварии.

В обоих проектах «АЭС-2006» применяется унифицированное устройство локализации расплава третьего поколения, разработанное РНЦ «Курчатовский институт» [207]. Устройство локализации расплава «АЭС-2006» показано на рис. 3.15 [208].

Для повышения надежности УЛР в процессе локализации и охлаждения расплава активной зоны был применен ряд технических решений, отличающих данную ловушку от использованной в проекте АЭС «Куданкулам». Для УЛР проекта «АЭС-2006» применяется жертвенный двухкомпонентный материал, состоящий из пластин на основе оксида железа и алюминия (ПОЖА) и жертвенного керамического материала (ЖКМ).

Для УЛР «АЭС-2006» изменена схема подачи охлаждающей воды (рис. 3.14). Баки системы хранения борированной воды перенесены под защитную оболочку и их функции совмещены с функциями приемков [209]. Так как баки-приемки расположены на одном уровне с теплообменником УЛР, то между ними, при наличии гидравлической связи, возможна организация естественной циркуляции. Необходимым условием для этого является превышение уровня воды в баках-приемках над уровнем расплава в корзине УЛР. Для этого в ходе тяжелой аварии дополнительно к воде, изначально находящейся в объеме приемков, дополнительно поступает теплоноситель из разрыва ГЦТ и вода из гидроаккумуляторов. Та-

ким образом, максимальный суммарный объем воды в приемках и на полу гермооболочки составляет около 1500 м³. При такой схеме подвода воды отвод тепла от расплава может осуществляться бесконечно долго (при условии подпитки приемков образующимся конденсатом).

Для охлаждения поверхности расплава пассивным способом подается вода из шахты ревизии ВКУ. Имеющихся запасов воды в шахте достаточно для подачи ее на расплав в течение, как минимум, 72 ч.

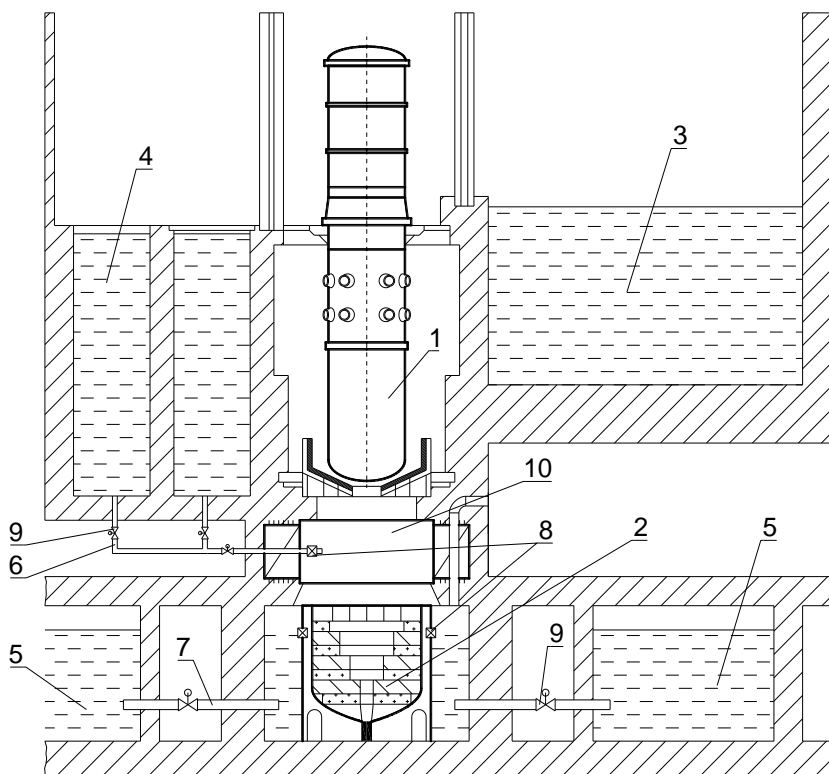


Рис. 3.15. Устройство локализации расплава «АЭС-2006»: 1 – реактор, 2 – УЛР, 3 – топливный бассейн, 4 – шахта ревизии ВКУ, 5 – баки-приямки, 6 – трубопроводы подачи воды в ферму-консоль и на поверхность кориума, 7 – трубопроводы подачи воды в теплообменник УЛР, 8 – КПВ, 9 – арматура, 10 – ферма-консоль

Еще одним отличием ловушки расплава проекта «АЭС-2006» от предыдущих проектов является то, что в корпусе УЛР и в ферме-консоли установлены клапаны пассивной подачи воды с термомеханическим элементом (КПВ), обеспечивающие отказ от активных управляющих воздействий на исполнительные механизмы после разрушения активной зоны [210]. Эти клапаны имеют рабочие элементы, обеспечивающие срабатывание на открытие при достижении заданной температуры. Клапаны первой группы, установленные в корпусе УЛР, сообщаются с объемом воды, расположенным в пространстве между корпусом УЛР и бетонной шахтой, т.е. с объемом воды в баке-приямке. Клапаны второй группы, установленные в ферме-консоли, сообщаются с объемом воды в шахтах ревизии ВКУ. Из двух групп клапанов КПВ первыми срабатывают клапаны, установленные в корпусе УЛР. Клапаны, установленные в ферме-консоли, являются вспомогательными и срабатывают только при задержке понижения температуры над поверхностью кориума после срабатывания клапанов первой группы. Применение КПВ позволило отказаться от мониторинга теплового состояния УЛР.

При угрозе возникновения ЗПА на начальной стадии аварии оператор открывает задвижки на трубопроводах подачи воды в УЛР. В результате клапаны КПВ, расположенные в ферме-консоли, находятся под гидростатическим давлением воды в режиме ожидания и срабатывают автономно без вмешательства оператора по достижению заданной температуры. Кроме того, применение клапанов КПВ позволяет реализовать в конструкции УЛР «АЭС-2006» принцип саморегулирования при охлаждении кориума в корпусе УЛР: срабатывают только те клапаны КПВ и там, где температура достигла заданной величины, тем самым обеспечивая равномерное охлаждение расплава.

Также, в ловушке «АЭС-2006» предусмотрено водяное или паровое охлаждение основных элементов. Т.е. в зависимости от уровня воды вокруг корпуса УЛР, ферма-консоль может быть частично погружена в воду. Это позволяет снизить температуру фермы-консоли и нижней плиты в момент, когда расплав уже поступил в корпус УЛР. Если уровень воды в шахте реактора расположен ниже фермы-консоли, то ее охлаждение осуществляется с помощью пара, который проходит через отверстия в ферме-консоли, омывая ее внутреннюю

часть. После чего часть пара выходит через внутреннюю обечайку во внутренний объем УЛР. Это обеспечивает дополнительное снижение температуры газовой среды над поверхностью кориума. Кроме того, для уменьшения нагрева излучением основания фермы-консоли со стороны зеркала расплава внутренний диаметр фермы-консоли был увеличен.

Принятый комплекс мер по изменению конструкции УЛР «АЭС-2006» позволил:

- обеспечить работу УЛР на пассивных принципах;
- снизить оперативную нагрузку на персонал БЩУ;
- упростить плановое обслуживание УЛР;
- увеличить устойчивость фермы-консоли к неблагоприятным воздействиям во время протекания ЗПА;
- сократить сроки монтажа УЛР на площадке.

Контрольные вопросы и задания

1. Какие мероприятия включает в себя управление тяжелыми авариями?
2. Какие концепции применяются для удержания расплава АЗ в ЗО?
3. Выполнение каких условий необходимо для удержания расплава в корпусе реактора?
4. Какие проектные решения были приняты для исключения повреждения корпуса реактора AP-600?
5. Отличия систем удержания расплава АЗ в корпусе AP-1000 и AP-600.
6. Особенности удержания расплава АЗ в корпусе реактора KE-RENA.
7. Какие свойства реактора ВВЭР-440 позволяют обеспечить внедрение концепции удержания расплава АЗ в корпусе реактора при аварии?
8. Благодаря каким мерам удалось обеспечить удержание расплава АЗ в корпусе реактора ВВЭР-440 на АЭС «Ловииза»?
9. Набор каких пассивных систем безопасности реактора ВВЭР-640 позволяет охлаждать корпус реактора и удерживать внутри него расплав АЗ?

10. Для каких реакторов необходимо использовать системы по удержанию расплава в шахте реактора?
11. Каковы основные характеристики системы стабилизации расплава активной зоны реактора EPR?
12. Перечислите основные характеристики ловушек для расплава АЗ кипящих реакторов ESBWR и EU-ABWR.
13. Каков принцип работы устройства локализации расплава РУ ВВЭР?
14. Сформулируйте отличия УЛР реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

Выводы

Обеспечение безопасности АЭС по мере развития ядерной энергетики во все большей степени базируется на принципах глубоко эшелонированной защиты. Допускается, что несмотря на все принятые превентивные проектные меры, включая системы безопасности, авария может произойти в результате технических отказов и/или ошибок персонала. Совокупность технологических систем и систем безопасности образует сложную разветвленную многоуровневую иерархическую структуру с высокой степенью функционального и энергетического дублирования.

Для обеспечения безопасности АЭС ведется проектирование и разработка мероприятий по управлению авариями с целью:

- предотвращения развития аварии и ослабления ее последствий;
- защиты контейнмента от разрушения и поддержания его работоспособности;

- возвращения АЭС в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах.

В упрощенном виде эти цели могут быть представлены кратко следующим образом: главной задачей является не допустить плавление (тяжелое повреждение) активной зоны, а в случае, если это произойдет, – локализовать и заохолдить кориум, содержащий основное количество долгоживущих продуктов деления, надежно изолировав его в пределах герметичной оболочки реакторного здания.

Проведенный анализ показал, что в большинстве современных проектов реакторных установок выполнение перечисленных задач происходит с помощью пассивных систем безопасности, которые дополняют существующие активные системы. Несмотря на то, что стоимость пассивных систем безопасности в новых проектах отечественных и зарубежных АЭС составляет порядка 40 % стоимости самого энергоблока, их применение в разрабатываемых и сооружаемых АЭС является оправданным, так как радиоэкологические и социально-экономические последствия аварий с повреждением активной зоны могут быть весьма значительными. Это наглядно показали аварии, произошедшие на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима».

Список литературы

1. Постановление Госатомнадзора РФ от 14.11.1997 № 9 «Об утверждении и введении в действие нормативного документа ПНАЭ Г-01-011-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97».
2. GEN4. Annual report, 2013.
3. Малышев А.Б. Анализ совершенствования решений по обеспечению безопасности АЭС с реакторами водо-водяного типа // Сб. трудов АЭП. Вып. 2. 2001. – С. 3-17.
4. Nigmatulin B.I., Fedorov V.G., Sidorov A.S. Evolution of reactor plants with VVER-type reactors and basic principles of safety systems and normal systems application in accidents with core damage // Proceedings of ICONE 5:5th International Conference on Nuclear Engineering, 26-30 May 1997, Nice, France, ICONE-2101.
5. Драгунов Ю.Г., Денисов В.П. Реакторные установки ВВЭР для атомной энергетики. – М.: ИздАТ, 2002.
6. Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
7. Westinghouse Worldview. – January 2001. – №1. – P.8-11.
8. Coryell E.W., Harvego E.A., Siefken L.J. The development and application of SCDAP-3D© // Proceedings of ICONE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22638.
9. Mull T., Burwitz P., Umminger K. Impact of secondary injection conditions on PWR thermal hydraulics – experimental investigations in the PKL – test facility // Proceedings of ICONE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8134.
10. CNSC Training Courses: Fundamentals of Power Reactors, Module Two - Nuclear Reactor Systems, Emergency Core Cooling System, January 1996.
11. Draft Regulatory Guide, Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants, C-006 (Rev. 1) (E), September 1999.
12. Mukhopadhyay D., Behera G.H., Banopadhyay S.K., et al. Thermal-hydraulic Analysis of Small Break LOCA for Indian PHWRs with RELAP-COBRA // Proceedings of ICONE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8185.
13. Heavy Water Reactors: Status and projected development // Technical Report Series No. 407. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.
14. Tower S.N., Schulz T.L., Vijuk R.P. Passive and simplified system features for the advanced Westinghouse 600 MWe PWR // Nuclear Engineering and Design. – 1988. – V.109. – P.147-154.
15. Chang C.J., Lee C.H., Hong W.T., et al. Study of the performance of the passive core cooling system on IIST SBLOCA experiments // Proceedings of ICONE

8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8078.

16. Vihavainen J., Hanninen M., Tuunanen J. Improved thermal stratification modeling in the APROS code simulations of passive safety injection experiments // Proceedings of Ninth International Topic Meeting in Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, California, October 3-8, 1999.

17. Munther R., Kalli H., Kouhia J. Condensation during gravity driven ECC: experiments with PACTEL // Proceedings of Seventh International Topic Meeting in Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-7).

18. Cummins W.E., Wright R.F., Schulz T.L. AP1000 status overview // Proceedings of ICONE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, ICONE-9516.

19. Paulson C.K. Westinghouse AP1000 advanced plant simplification results, measures, and benefits // Proceedings of ICONE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22784.

20. King K.J., Saiu G., Kallio H. European passive plant (EP1000) design status // Proceedings of ICONE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, ICONE-9564.

21. Wright R.F., Wiseman D.A., Tabata H., et al. A 1200 MWe simplified pressurized water reactor // Proceedings of ICONE 5:5th International Conference on Nuclear Engineering, May 26-30, 1997, Nice, France, ICONE-2037.

22. Kim Insik, Kim Dong-Su APR1400 – evolutionary Korean next generation // Proceedings of ICONE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22441.

23. Pottorf J., Bajorek S.M. Large break LOCA safety injection sensitivity for a CE/ABB system 80+ PWR // Proceedings of ICONE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, ICONE-22519.

24. Sung Jae Cho, Byong Sup Kim, Myung Gi Kang, et al. The development of passive design features for the Korean next generation reactor // Nuclear Engineering and Design. – 2000. – V.201. – P.259 – 271.

25. Chu I.C., Chung H.J., Park W.M., et al. Performance evaluation of passive safety injection flow controllers for the APR1400 reactor // Proceedings of ICONE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22479.

26. Ichimura T., Ueda S., Saito S., et al. Design verification of the advanced accumulator for the APWR in Japan // Proceedings of ICONE 8:8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD, USA, ICONE-84353.

27. Tujikura Y., Oshibe T., Kijima K., et al. Development of passive safety systems for next generation PWR in Japan // Nuclear Engineering and Design. – 2000. –

V.201. – P.61-70.

28. Neumann D. The passive safety systems of the SWR 1000 // Proceedings of ICONTE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, ICONTE-9851.

29. Juhn P.E., Kupitz J., Cleveland J., et al. IAEA activities on passive safety systems and overview of international development // Nuclear Engineering and Design. – 2000. – V.201. P.41-59.

30. Kakodkar A., Sinha R.K., et al. General description of advanced heavy water reactor, Evolutionary Water Cooled Reactors: Strategic Issues, Technologies and Economic Viability // IAEA-TECDOC-1117, IAEA, Vienna, 1999, P. 569–584.

31. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 / А.М. Афров, В.В. Безлепкин, И.В. Кухтевич и др. // Теплоэнергетика. – 1996. – №11. – С. 16-21.

32. Особенности теплогидравлических процессов в контуре аварийного расхолаживания реактора ВВЭР-640 через бассейн на заключительной стадии аварий с потерей теплоносителя I контура / С.Н. Волкова, А.Н. Ковалев, В.В. Кутьин, Ю.А. Мигров // Теплофизика-98. Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Труды международной конференции. Обнинск, 1998. – Т.1. – С.248-256.

33. Taranov G.S., Berkovich V.M. The concept and main solutions for the safety of a new Russian project of a nuclear power station with a VVER-1000 reactor // Proceedings of ICONTE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONTE-8019.

34. Обоснование проектных функций системы пассивного залива GE-2 усовершенствованного проекта АЭС с реактором ВВЭР / С.Г. Калякин, О.В. Ремизов, А.В. Морозов и др. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2003. – №2. – С. 4-101.

35. Berkovich V.M., Malyshev A.B., Taranov G.S., et al. Ensuring integrity and functional capability of the containment under beyond design basis accident in the design of new generation NPP with WWER-1000 // Proceedings of ICONTE 10:10th International Conference on Nuclear Engineering, April 14-18, 2002, Arlington, VA, ICONTE-22394.

36. Оптимизация проектных решений по безопасности и экономике для энергоблоков АЭС с реактором ВВЭР нового поколения / В.Н. Крушельницкий, В.М. Беркович, Ю.В. Швыряев и др. // Сб. трудов АЭП. Вып. 2. 2001. С. 18-28.

37. Крупномасштабный гидравлический стенд для обоснования проектных функций пассивного залива GE-2 проекта РУ-392 / В.М. Беркович, С.Г. Калякин, А.Б. Мальшев и др. // Материалы отраслевой конференции «Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР», 12-14 сентября 2000 г., СПб. 2000.

38. Калякин С.Г. Теплогидравлика пассивных систем безопасности АЭС с

ВВЭР: Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. Обнинск: ГИЦ РФ-ФЭИ, 2007.

39. Fullwood Ralph R. Probabilistic Safety Assessment in the Chemical and Nuclear Industries.

40. Mehta Hardayal S., Pappone Daniel C. New Generation of BWRs, chapter 58, Companion Guide to the ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Third Edition-Volume 3, Edited by K.R. Rao.

41. Pahladsingh R.R. Plant Experience with Check Valves in Passive Systems // Proceedings of an Advisory Group meeting held in Julien, Germany, 21-24 November 1994, IAEA-TECDOC-920.

42. Schaffrath A., et al. Operation conditions of the emergency condenser of the SWR1000 // Nuclear Engineering and Design. – 1999. – V.188. P.303–318.

43. Hicken E.F., Jaegers H. Passive heat removal from core region // Natural circulation data and methods for advanced water cooled nuclear power plant designs, Proceedings of a Technical Committee meeting held in Vienna, 18–21 July 2000, April 2002, IAEA-TECDOC-1281.

44. Pala Vecino C. Dimensioning of Emergency Condensers in Accordance with Safety Requirements // Technical feasibility and reliability of passive safety systems for nuclear power plants, Proceedings of an Advisory Group meeting held in Julien, Germany, 21-24 November 1994, IAEA-TECDOC-920.

45. Oikawa1 H., et al. ABWR design and its evolution Safety System Design of ABWR and ABWR-II // Proceedings of GENES4/ANP2003, Sep. 15-19, 2003, Kyoto, JAPAN Paper 1211.

46. Heki H., et al. Development of passive safety systems for next generation PWR in Japan // Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering Tokyo, Japan, April 20-23, 2003, ICONE11-36100.

47. Alamgir M.D., et al. ESBWR Long Term Containment Response to Loss of Coolant Accidents // Proceedings of ICAPP '10 San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010 Paper 10370.

48. Baratta A.J., et al. Low pressure integral systems test facility // Proceedings of 6th International Conference on Nuclear Engineering, May 10-14, 1998, ICONE-6444.

49. Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA, VIENNA, 2009, IAEA-TECDOC-1624.

50. ESBWR Design Control Document, Tier 2, Chapter 5, Reactor Coolant System And Connected Systems, 26A6642AR, Revision 0, August 2005, GE Nuclear Energy.

51. Neumann D. The passive safety systems of the SWR-1000 // Proceedings of ICONE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, Paper 851.

52. International Atomic Energy Agency, Status of Advanced Light Water Reactor Designs: IAEA-TECDOC-1391, IAEA, Vienna, 2004.

53. Leyer S., et al. Status of the full scale component testing of the KERENA Emergency Condenser and Containment Cooling Condenser // Proceedings of ICAPP '10 San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010, Paper 10257.

54. Aszódi A., et al. Numerical simulation of the emergency condenser of the // Proceedings of Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9) San Francisco, California, October 3 - 8, 1999.

55. Pasler C., et al. SWR 1000: the main design features of the advanced boiling water reactor with passive safety systems // Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007 Paper 7212.

56. Pasler D. The Safety Concept of the SWR 1000 with Active and Passive Safety Systems // Proceedings of ICAPP '08 Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008 Paper 8411.

57. Sinha R.K., Kakodkar A. Design and development of the AHWR—the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor // Nuclear Engineering and Design. – 2006. – V.36. P.683–700.

58. Sharma M., et al. Experimental investigations on the isolation condenser performance in integral test loop // Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering ICONE16 May 11-15, 2008, Orlando, Florida, USA, ICONE16-48600.

59. Kuznetsov Yu.N., et al. State of the art and prospects for development of innovative simplified boiling water reactor VK-300 // Proceedings of ICONE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, ICONE9-177.

60. Kuznetsov Y.N., Tokarev Y.I., Alekseev A.I. VK-300 reactor passive cooldown in design-basis and beyond design basis accidents // Proceedings of the 5th International Conference on Nuclear Engineering ICONE5 May 26-30, 1997, ICONE5-2604.

61. Kuznetsov Yu.N. State of the art and prospects for development of innovative simplified boiling water reactor VK-300 // Proceedings of ICAPP 2007 Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7535.

62. McIntyre B.A. The challenges of licensing the AP600 passive nuclear power plant design // Proceedings of 7th International Conference on Nuclear Engineering Tokyo, Japan, April 19-23, 1999, ICONE-7474.

63. Harrop G. The Design and Construction of the AP1000® Nuclear Power Plant The Application of Generation III+ Technology // Proceedings of ICAPP 2011 Nice, France, May 2-5, 2011, Paper 11326.

64. Reyes Jr. J.N. AP600 and AP1000 passive safety system design and testing in APEX //Natural circulation in water cooled nuclear power plants. Phenomena,

models, and methodology for system reliability assessments, November 2005, IAEA-TECDOC-1474.

65. Frogheri M., Saiu G. AP1000: Ansaldo participation to engineering and construction activities for China plant // Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering ICONE17 July 12-16, 2009, Brussels, Belgium, ICONE17-75683.

66. Schulz T.L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant // Nuclear Engineering and Design. – 2006. V.236. – P.1547–1557.

67. Schulz T.L., et al. Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant // Proceedings of ICAPP '03, Cordoba, Spain, May 4-7, 2003, Paper 3235.

68. Caruso G., et al. Experimental investigation of a passive system for heat removal in emergency conditions // Proceedings of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Avignon, France, October 2-6, 2005, Paper: 124.

69. Caira M., et al. Design principles, targets and criteria of the MARS plant // Proceedings of the 5th International Conference on Nuclear Engineering Proceedings of ICONE 5: May 26-30, 1997, Nice, France ICONE5-2162.

70. Xinian Z., et al. Vecino Transient analyses of the passive residual heat removal system, Nuclear Engineering and Design. – 2001. – V.206. P.105–111.

71. Lillington J. The future of nuclear power, 2004, 414 pp.

72. Xiao Z., et al. Experimental research progress on passive safety systems of Chinese advanced PWR // Nuclear Engineering and Design. – 2003. – V.225. – P.305–313.

73. Status of advanced light water cooled reactor designs 1996, IAEA, Vienna, IAEA-TECDOC-968, 1997.

74. Kim M. S., et al. The Development of a Passive Auxiliary Feedwater System in APR+ // Proceedings of ICAPP '10 San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010 Paper 10198.

75. Bae Byoung-Uhn, et al. Analysis of PAFS (Passive Auxiliary Feedwater System) Horizontal Heat Exchanger in APR+ and the Scale-up Capability of Experimental Loop // Proceedings of ICAPP '10 San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010, Paper 10227.

76. Song C.-H., et al. Advanced Design Features and the Thermal-Hydraulic Tests for the APR+ Reactor // Proceedings of ICAPP 2011 Nice, France, May 2-5, 2011, Paper 11445.

77. Mark Cohn S. Too Cheap to Meter. An Economic and Philosophical Analysis of the Nuclear Dream, State University of New York Press, 1997, 467 pp.

78. Коршунов А.С., Таранов Г.С. Использование пассивных технологий обеспечения безопасности в проекте НВ АЭС-2. Пути совершенствования пассивных технологий для исключения тяжелых аварий // Сб. трудов 6-й Между-

народной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М. – 2008.

79. Лобачев С.М. и др. Испытание на стенде ОКБ «Гидропресс» полномасштабного макета оптимизированного теплообменника СПОТ, Труды 3-й научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск. – 26-30 мая 2003.

80. Беркович В.М., Малышев А.Б., Мальцев М.Б., Таранов Г.С. Влияние пассивных систем АЭС нового поколения на обеспечение локализующих функций контайнмента // Сб. трудов АЭП. Вып. 3. 2002. С. 3-14.

81. Полуничев В.И. и др. Расчетные и экспериментальные исследования регулирующего устройства системы пассивного отвода тепла АЭС нового поколения // Труды 4-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск. – 23-27 мая 2005.

82. Бахметьев А.М. и др. Задачи расчетно-экспериментального обоснования СПОТ 30 для АЭС нового поколения // Труды 5-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск. – 25-29 мая 2007.

83. V.V. Bezlepkin, et al. Improvement of safety concept for modern designs of NPP with high power VVER reactors // Proceedings of ICONE15: 15th International Conference on Nuclear Engineering April 22-26, 2007, Nagoya, Japan ICONE15-10647.

84. Безлепкин В.В. и др. Концепция безопасности АЭС-2006 для площадки ЛАЭС-2. Основные результаты ВАБ // Сб. трудов 6-й Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». М., 2008.

85. Безлепкин В.В. и др. Расчетно-экспериментальное обоснование пассивных систем в проекте ЛАЭС-2 // Сб. трудов 6-й Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». М., 2008.

86. Безлепкин В.В., Молчанов А.В., Горбаев В.А. и др. Общая концепция безопасности АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. – 1995. – №12.

87. J. Banati, et al. Experimental and numerical study of long-term cooling of VVER-640 reactor in the PACTEL facility using thermal hydraulics codes // Proceedings of ICONE 9:9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France, ICONE9-332.

88. Кутьин В.В. Теплогидравлические процессы при пассивном отводе остаточного тепла ВВЭР-640 в авариях с потерей теплоносителя / Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. – СПб.,

2003.

89. Soplenkov K.I., et al. Design and testing of passive heat removal system with ejector-condenser // Progress in Design, Research and Development and Testing of Safety Systems for Advanced Water Cooled Reactors, IAEA-TECDOC-872, Vienna, 1996.

90. Soplenkov K.I. Passive heat removal system with injector-condenser // Proceedings of an Advisory Group meeting held in Julien, Germany, 21-24 November 1994, IAEA-TECDOC-920.

91. Свириденко И.И. и др. Автономные пассивные системы отвода тепловыделений ВВЭР на основе теплообменного оборудования с низкотемпературными тепловыми трубами // Труды 4-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск. – 23-27 мая 2005.

92. Ingersoll D. T. Passive Safety Features for Small Modular Reactors, Proceedings of International Seminars on Planetary Emergencies, Erice, Sicily. – August 2010.

93. Taylor J.J., Stahlkopf K.E., DeVine Jr. J.C. Advanced light-water reactor development in the United States A number of design concepts are being pursued, IAEA BULLETIN, 3/1989.

94. Nuclear Power. Technical and Institutional Options for the Future. National research council. National Academy Press, 1992, 215 pp.

95. Safety aspects of designs for future light water reactors (evolutionary reactors), IAEA, VIENNA, 1993, IAEA-TECDOC-712

96. Carelli M.D. IRIS Final Technical Progress Report, STD-ES-03-40, 2003.

97. Mizuno Y., Ninokata H. Preliminary Level-1 Probabilistic Risk Assessment of the IRIS Plant // Proceedings of GENES4/ANP2003, Sep. 15-19, 2003, Kyoto, JAPAN, Paper 1078.

98. Carelli M.D., et al. IRIS design overview and status update // Proceedings of the 13th International Conference on Nuclear Engineering Beijing, China, May 16-20, 2005, ICONE13-50442.

99. Kim H. C., et al. Safety Analysis of SMART // Proceedings of GENES4/ANP2003, Sep. 15-19, 2003, Kyoto, JAPAN, Paper 1050.

100. Chung Young-Jong, et al. Study on the thermalhydraulic characteristics of a residual heat removal system for the SMART plant // Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Korea, October 5-9, 2003.

101. Kanagawa T., et al. The design features of integrated modular water reactor (IMR) // Proceedings of ICONE12 12th International Conference on Nuclear Engineering April 25-29, 2004, Arlington, Virginia USA, ICONE12-49528.

102. Hibi Koki, et al. Integrated modular water reactor (IMR) design // Nuclear Engineering and Design. – 2004. – V.230. – P.253–266.

103. Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling, IAEA, VIENNA, 2007, IAEA-TECDOC-1536.

104. Ishida T. Performance of Safety System of Passive Safety Small Reactor for Distributed Energy Supply System // Proceedings of GENES4/ANP2003, Sep. 15-19, 2003, Kyoto, JAPAN, Paper 1081.

105. Gautier G-M., et al. SCOR 1000: an economic and innovative conceptual design PWR // Proceedings of ICAPP '07 Nice, FRANCE, May 13-18, 2007, Paper 7417.

106. Design Features to Achieve Defence in Depth in Small and Medium Sized Reactors, IAEA Nuclear Energy Series Report NP-T-2.2, Vienna, 2009.

107. Bianchi F., et al. In-pool energy removal system for emergency operation: experimental tests and RELAP5 code calculations // Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Engineering Tokyo, JAPAN, April 20-23, 2003, ICONE11-36356.

108. Mattioda F., et al. CATHARE2 V1.4 capability to simulate the performance of isolation condenser systems with thermal valve // Proceedings of International Conference Nuclear Energy in Central Europe, 2001.

109. Kuznetsov V. IAEA activities for innovative small and medium sized reactors (SMRs) // Proceedings of 13th International Conference on Nuclear Engineering Beijing, China, May 16-20, 2005, ICONE13-50255.

110. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2005, IAEA, VIENNA, 2006, IAEA-TECDOC-1485.

111. Advanced nuclear plant design options to cope with external events IAEA, VIENNA, 2006, IAEA-TECDOC-1487.

112. Technology Overview & Commercialization Update, NuScale Power, November 2010.

113. NuScale's Passive Safety Approach, NuScale Power, 2011.

114. NuScale Technology Overview, U.S. Nuclear Regulatory Commission Pre-Application Meeting, Rockville, MD, December 13 2010.

115. Testimony of Christofer M. Mowry President, Babcock & Wilcox Nuclear Energy, Inc. The Babcock & Wilcox Company Before the Energy & Water Subcommittee of the Senate Appropriations Committee, United States Senate, July 14, 2011.

116. Lee Doug B&W mPower program, Proceedings of IAEA SMR Technology Workshop, Vienna, Austria, December 6, 2011

117. Samoilov O.B., et al. Integral nuclear power reactor with natural coolant circulation. Investigation of passive RHR system // Nuclear Engineering and Design. – 1996. – V.165. – P.259-264.

118. Щеклеин С.Е. АЭС нового поколения с ядерными реакторами пассивной безопасности. – Екатеринбург: УПИ, 1993.

119. Mitenkov F.M., Kurachenkov A.V., Malamud V.A., et. al. New generation nuclear power units of PWR type integral reactors, Integral design concepts of advanced water cooled reactors // Proceedings of a Technical Committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 9-12 October 1995, IAEA, Vienna, 1997, IAEA-TECDOC-977.

120. Митенков Ф. М., Понамарев-Степной Н. Н., Антоновский Г. М. и др. Водяной повышенной безопасности энергетический реактор ВПБЭР-600 для атомных станций нового поколения // Атомная энергия. – 1992. –Т.73, вып. 1. – С.6-13.

121. Самойлов О.Б., Панов Ю.К., Кураченков А.В. и др. Плавающие АЭС на базе судовых технологий – надежный и безопасный энергоисточник автономного энергоснабжения // Труды Международной научно-практической конференции «Малая энергетика-2004». – М., 2004.

122. Хизбуллин А.М. Пассивные системы безопасности инновационных проектов АЭС // Труды III Международной конференции «АЭС: проектирование, строительство, эксплуатация». – М., 2009.

123. Беляев А.А. и др. Атомные станции на основе реакторных установок ВБЭР-300 // Труды Международной научно-практической конференции «Малая энергетика-2003».

124. Костин В.И. и др. Реакторная установка ВБЭР-300 и энергоблоки на ее основе для региональной ядерной энергетики // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102, № 1. – С. 35-39.

125. Yizhe L. Pressure drop, heat transfer model and CFD application in a fuel subassembly of CEFR. // Proceedings of COOL Project, Vienna, 2010.

126. Ren L. Severe accidents analysis in CEFR and technology gaps // Proceedings of International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled fast Reactors, June 11-13, 2012, Tsuruga, Japan.

127. Пахолков В.В., Рогожкин С.А. и др. Разработка стенда «ТИСЕЙ» для обоснования теплогидравлических характеристик реактора БН-1200 // Труды научно-технической конференции «Теплофизика-2012». – Обнинск, 2012.

128. Ren L. SFR safety design concept and related safety R&D in China // Proceedings of Consultants' Meeting IAEA-GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactor, June 23-25, 2010.

129. S. Athmalingham Intermediate heat exchanger for PFBR and future FBR // Proceedings of the Technical Meeting on Innovative Heat Exchanger and Steam Generator Designs for Fast Reactors, IAEA, Vienna, 2011.

130. Chetal S.C. 500 MWe PFBR: Concept to Realisation and Approach for Future 500 MWe FBRs // Proceedings of the IAEA Technical Meeting, Vienna, Austria, 10 - 14 October 2011.

131. Chellapandi P. R&D Towards Safety Features of Future SFRs in India // Proceedings of the Second Joint GIF-IAEA/INPRO Consultancy Meeting on Safety Aspects of SFRs IAEA, Vienna, 30 Nov - 1 Dec 2011.

132. Innovative design features of CFBR towards safety // Proceedings of SMIRT21 Post Conference Seminar on Innovative Fast Reactor Design Nov 14-15 2011, IGCAR, Kalpakkam.

133. Соколова И.Д. Ядерная энергетика Республики Корея // Атомная техника за рубежом. – 2010. – №4. – С.3-10.

134. Kang S.H. Current Status of Severe Accident Analysis for Korean Sodium-cooled Fast Reactor // Proceedings of International Workshop on «Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled Fast Reactors», 13 June 2012.

135. Ha K.S., Jeong H. Y. Comparison of the Decay Heat Removal Systems in the Kalimer-600 and DSFR // Proceedings of KAERI meeting, Korea, August 09, 2011.

136. Alemberti A. The ALFRED project on Lead-cooled Fast Reactor // Proceedings of ESNII Conference Advanced fission research in Horizon 2020 European economic and social committee, Brussels, 25 June 2012.

137. Agostini P., Meloni P., et al. Progress report on the Italian national program on fast reactors. // Proceedings of ANS meeting, Chicago, 20-22 June 2012.

138. Alemberti A. ELFR The European Lead Fast Reactor Design, Safety Approach And Safety Characteristics // Proceedings of Technical meeting on «Impact of Fukushima event on current and future Fast Reactor designs», 19 - 23 March 2012.

139. Bruyn D. From MYRRHA to XT-ADS: lessons learned and towards implementation // Proceedings of AccApp'09 Satellite meeting, Vienna, May 06, 2009.

140. Н. Айт Абдerraхим MYRRHA A Multipurpose European ADS for R&D, Proceedings of HLMS-2003, Obninsk, Russia, 2003.

141. Обоснование проекта и состояние сооружения БН-800/ О.М. Са-раев и др. // Атомная энергия. – 2010. – Т.108, №4. – С.197-201.

142. Сорокин А.П. и др. Исследования гидравлического сопротивления и теплоотдачи при поперечном обтекании коридорных пучков труб в обоснование характеристик воздушного теплообменника системы аварийного расхолаживания быстрого реактора нового поколения // Труды научно-технической конференции «ТЕПЛОФИЗИКА–2011». – Обнинск, 19–21 октября 2011.

143. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200/ В.И. Рачков и др. // Атомная энергия. – 2010. – Т.108,

№4. – С.201-206.

144. Васильев Б.А. Оценка эффективности конструкторских решений быстрых натриевых реакторов и их развитие в новых проектах // Труды седьмой Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», МНТК-2010.

145. Опыт эксплуатации и перспективы дальнейшего развития быстрых натриевых реакторов / О.М. Сараев, и др. // Атомная энергия. – 2010. – Т.108, №4. – С.191-197.

146. Зродников А.В. Быстрые реакторы в энергообеспечении устойчивого развития России // Атомная энергия. – 2010. – Т.108, №4. – С.183-186.

147. Леонов В.Н., Пикалов А.А. и др. Особенности контура циркуляции свинцового теплоносителя реактора БРЕСТ-ОД-300 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Обеспечение безопасности. АЭС. Ядерные технологии для энергетики будущего». 2004. Вып. 4. С. 73-79.

148. Bezzubtsev V.S., Gabaraev B.A., Poplavsky V.M. Experimental Base, Available and Under Construction, For R&D Aimed at the BREST Reactor Design Substantiation // Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE11-36411.Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.

149. Adamov E., Orlov V., Filin A., et al. The next generation of fast reactors. – Nuclear Engineering and Design 173, 1997, p. 143-150.

150. Gabaraev B.A., Filin A.I. Development of a BREST-OD-300 NPP with an on-site fuel cycle for the Beloyarsk NPP Implementation of the initiative by Russian Federation President V.V.Putin. // Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE11-36410,Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.

151. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Stepanov V.S. et al., Innovative nuclear technology based on modular multi-purpose lead-bismuth cooled fast reactors // Progress in Nuclear Energy, Vol. 50, pp.170-178, 2008.

152. Тошинский Г.И., Головин А.О. и др. Пассивное расхолаживание РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем // Сб. трудов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях», ТЖМТ – 2003, ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2003 г.

153. Toshinsky G.I. Concept of Small Power Reactor Installation without Refueling during Lifetime (SVBR-75/100) // Proceedings of IAEA Research Contract No. 13093. Year Report, 2007.

154. Тошинский Г.И. Опыт применения реакторов с теплоносителем свинец-висмут на атомных подводных лодках и перспективы его использования в гражданской ядерной энергетике // Сб. трудов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях»,

ТЖМТ – 2013, ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2013.

155. Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Грановский В.С. и др. Концепция локализации расплава кориума на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика, № 9, 2001. С. 2-7.

156. Сидоров А.С. Локализация и охлаждение кориума в запроектной аварии водо-водяного энергетического реактора при разрушении активной зоны // Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. – М., 2004.

157. Theofanous T.G. Some considerations on severe accidents in Loviisa, Theofanous & Co., Inc., IVO Proprietary Report, January 1989.

158. Tuomisto H., Theofanous T. A consistent approach to severe accident management // Nucl. Eng. Des. 1994. V.148. P.171-183.

159. Kymalainen O. Tuomisto H., Theofanous T. In-vessel retention of corium at the Loviisa plant //Nucl. Eng. Des. 1997. V.169. P.109-130.

160. Theofanous T.G. et al. In-vessel coolability and retention of a core melt // US Department of Energy. DOE/ID-10460, VOLUME 2, 1996.

161. Henry R.E. et al. Cooling of core debris within the reactor pressure vessel lower head // ANS Summer Meeting, Orlando, Florida, 1991. Henry R.E., Fauslce U.K. External cooling of a reactor vessel under severe accident conditions //Nucl. Eng. Des. 1993. V. 139, P. 31-43.

162. Истомина С.В. Напряженно-деформированное состояние элементов оборудования ВВЭР и УЛР при тяжелых авариях, связанных с разрушением активной зоны // Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. – М., 2005.

163. AP1000 Design Control Document, Chapter 19.39, NRC, 2005.

164. J. L. Rempe, et. al. In-vessel retention – recent efforts and future needs, Proceedings of the 6th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan, October 4-8, 2004, Paper ID. N6P045.

165. NUREG-1512, Final safety evaluation report related to certification of the AP600 standard design, 1998.

166. T.G. Theofanous In-Vessel Retention Technology Development and Use for Advanced PWR Designs in the USA and Korea, UCSB, 2004.

167. T-N. Dinh, J.P. Tu, T. Salmassi, T.G. Theofanous Limits of Coolability in the AP1000-Related ULPU-2400 Configuration V Facility, CRSS-03106, June 30, 2003.

168. C. P. Keegan, R. Wright AP-1000 Passive In-Vessel Retention Design for a Severe Accident, Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7489.

169. D. T. McLaughin, J. H. Scobel, T. L. Schulz Westinghouse AP1000

PRA Maturity, Proceedings of the 13th International Conference on Nuclear Engineering, Beijing, China, May 16-20, 2005, ICONE13-50078.

170. Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP1000 Standard Design (NUREG-1793), Chapter 19, Severe accidents, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2004.

171. N. I. Kolev External cooling - the SWR 1000 severe accident management strategy, Proceedings of ICONE12 12th International Conference on Nuclear Engineering, April 25-29, 2004, Arlington, Virginia USA, ICONE12-49055.

172. M.Fischer, P. Levi The Severe Accident Control Strategy of the KERENA BWR, Proceedings of ICAPP '10, San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010, Paper 10165.

173. Rippon S. Doing it right: The Loviisa way, Nuclear news, October 1999.

174. Elter J., Tóth É., Lajtha G., Téchy Z. Development of the SAM strategy for Paks NPP on the basis of Level 2 PSA // OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures (ISAMM-2009), PSI, Villigen, Switzerland, October 26-28, 2009.

175. Raitanen R. Life cycle management of Loviisa, Presentation at International Scientific Forum "Intellectual design. Complex Engineering Product Life Cycle Management (PLM)", Nizhny Novgorod, Russia, June 15th, 2011.

176. National report on the stress tests for nuclear power plants in Slovakia, Nuclear regulatory authority of the Slovak Republic, 30 December 2011.

177. Eiler J., Elter J., Hamvas I. Targeted safety review. Summary of the progress report // Paks Nuclear Power Plant Ltd. Units 1-4. Paks, 15 August 2011.

178. Bianco E., Peinetti F., Tripputi I. Safety Improvements in Mochovce 3&4 design // Transactions of International Topical Meeting on Safety of Nuclear Installations (TOPSAFE), Dubrovnik, Croatia, 30.9 – 3.10.2008.

179. Development of the safety of Loviisa nuclear power plant // Finnish 2nd national report on nuclear safety, Annex II, 2003.

180. Siltanen S., Routamo T., Lundström P., Tuomisto H. Severe Accident Management at the Loviisa NPP -Application of Integrated ROAAM and PSA level 2, Proceedings of workshop on Evaluation of Uncertainties In Relation To Severe Accidents and Level 2 Probabilistic Safety Analysis, Aix-En-Provence (France), 7-9 November 2005.

181. Туомисто Х. Управление внешними угрозами и тяжелыми авариями // Международный форум «АТОМЭКСПО-2011: Развитие атомной энергетики: пауза или продолжение». – М., 6-8 июня 2011.

182. Lundström P., Kymäläinen O., Tuomisto H. Implementation of Severe

Accident Management Strategy at the Loviisa NPP // Proceedings of OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures (SAMI 2001), PSI, Villigen PSI, Switzerland, 10–13 September 2001.

183. Tuomisto H. VERSAFE Concerted Utility Review of VVER-440 Safety Research Needs, Final Synthesis Report, 2003.

184. Безлепкин В.В. Разработка проблемно-ориентированных подходов к обеспечению безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР // Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. – СПб., 2003.

185. Рогов М.Ф., Кухтевич И.В., Хабенский В.Б. и др. Анализ возможности удержания кориума в корпусе ВВЭР-640 при тяжелых авариях с разрушением активной зоны // Теплоэнергетика, 1996, № 11, с. 12-15.

186. Молчанов А.В. Разработка систем безопасности в проекте АЭС нового поколения с реактором ВВЭР средней мощности с использованием пассивного принципа // Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. – СПб., 2004.

187. R.P. Martin, P.W. D.-Whiteman, E.S. Williams, M.Fischer, M.s Nie Core Melt Stabilization System Evaluation for the U.S. EPR, Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13), Kanazawa City, Ishikawa Prefecture, Japan, N13P1067, September 27-October 2, 2009.

188. J.D. Trotter. One Plant, Three Regulators: A Case History of the Impact of Regulatory Review on EPR Design, Proceedings of ICAPP '09, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009, Paper 9125.

189. M.T. Farmer, S. Basu. Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Initial Application to the EPR Core Catcher Design, Proceedings of ICAPP'09, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009, Paper 9196.

190. M.Fischer, A. Henning. EPR engineered features for core melt mitigation in severe accidents, Proceedings of ICAPP '09, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009, Paper 9061.

191. Fischer M. The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR) // Nuclear Engineering and Design, 230, 2004, pp. 169–180.

192. M. Nie, M. Fischer, G. Lohnert, P. Gandrille Status of development, validation and application of the MCCI code COSACO, Proceedings of ICONE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8178.

193. Fischer M. The core melt stabilization concept of the EPR and its experimental validation // Proceedings of ICONE14 International Conference on Nuclear Engineering, July 17-20 2006, Miami, Florida, USA ICONE14-89088.

194. The ATMEA1 Reactor: A mid-sized Generation III+ PWR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, July 4-6 2011, Vienna, Austria.

195. Y.S. Kim, V. Granovsky, S. Bechta, et. al. Modeling of Melt Retention in EU-APR1400 Ex-Vessel Core Catcher, Proceedings of 2012 International Congress on the Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2012), Chicago, USA, June 24-28, 2012, Paper 12348.

196. M. Kim, J. Suh Development of Core Catcher for EU-APR1400, Proceedings of 2012 International Congress on the Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2012), Chicago, USA, June 24-28, 2012, Paper 12234.

197. ESBWR Design Control Document, Tier 2, Chapter 6, Engineered Safety Features, Revision 0, August 2005.

198. Boiling Water Reactor Simulator with Passive Safety Systems, User Manual, October 2009, IAEA.

199. M.D. Alamgir ESBWR design, safety, technology and operability features overview, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, July 4-6 2011, Vienna, Austria.

200. Preliminary safety assessment on Olkiluoto 4 nuclear power plant project, STUK, 2009.

201. World list of nuclear power plants, Nuclear News, March 2012, pp. 64-65.

202. US-ABWR and EU-ABWR Design, Safety Technology, Operability Features and their Current Deployment, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Deployment, July 4-6 2011, Vienna, Austria.

203. R. Hamazaki, Y. Kojima, H. Yanagisawa, M. Akinaga, H. Oikawa, M. Tahara, Y. Suzuki, T. Tobimatsu, K. Aoki, T. Kurita The Enhanced Severe Accident Mitigation Systems for a BWR, Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13), Kanazawa City, Ishikawa Prefecture, Japan, September 27-October 2, 2009, N13P1168.

204. Патент РФ № 2165652, 2001 / Система защитной оболочки реакторной установки водо-водяного реактора / Сидоров А.С., Носенко Г.Е., Грановский В.С. и др.

205. Kukhtevich I.V., Bezlepkin V.V., Svetlov S.V., et. al. Core catcher for Tianwan NPP with VVER-1000 reactor. Concept, design and justification // Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering. Tokyo, JAPAN, April 20-23, 2003. Paper ICONE11-36102.

206. Бешта С.В. Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР // Автореферат диссертации на

соискание ученой степени доктора технических наук. – СПб., 2004 г.

207. Безлепкин В.В., Ледорезов А.Б., Сидоров А.С, Чалый Р.В. Устройство локализации расплава АЭС-2006. Обоснование проектных решений // Сб. докладов 6-й Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М., 2008.

208. Копытов И.И. Проект «АЭС-2006» – основа федеральной целевой программы «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года» // Сб. докладов 6-й Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М., 2008.

209. Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Солодовников А.С, Соколов А.Н. Концепция безопасности АЭС-2006 для площадки ЛАЭС-2. Основные результаты ВАБ // Сб. докладов 6-й Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М., 2008.

210. Сидоров И.А. Устройство локализации расплава для АЭС с ВВЭР-1200 // Сб. трудов 7-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия 17-20 мая 2011.