**КОНЦЕПЦИЯ БЕЗОПАСНОСТИ  
ПРОЕКТА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-И  
  
Руководитель докладчиков: М.А. Быков**

**Авторы: Д.А. Коренев, В.С. Толстых**

**Тезис**

Работа предназначена для демонстрации разработанной концепции безопасности проекта ВВЭР-И, основанной на глубокоэшелонированной защите, и основных технологических решений систем нормальной эксплуатации, систем безопасности и технических средств для управления запроектными авариями. В докладе описаны проектные основы и принципы работы систем. В работе также приведены расчетные обоснования выбранных систем безопасности, в части определения исходных данных для следующих этапов проектирования.

**СОДЕРЖАНИЕ**

[Введение 2](#_Toc130290165)

[Постановка задачи 2](#_Toc130290166)

[Решение поставленной задачи 2](#_Toc130290167)

[Анализ полученных результатов 3](#_Toc130290168)

[Исходные данные проекта ВВЭР-И 3](#_Toc130290169)

[Основные функции безопасности и принципы построения систем 3](#_Toc130290170)

[Использование принципа внутренней самозащищенности реакторной установки 4](#_Toc130290171)

[Системы нормальной эксплуатации 4](#_Toc130290172)

[Системы безопасности 5](#_Toc130290173)

[Система пассивного отвода тепла от парогенераторов 5](#_Toc130290174)

[Система пассивного отвода тепла от бассейна выдержки 5](#_Toc130290175)

[Система пассивного отвода тепла от герметичной оболочки 6](#_Toc130290176)

[Система пассивного ввода бора 6](#_Toc130290177)

[Система удержания расплава охлаждением корпуса 7](#_Toc130290178)

[Система аварийного охлаждения активной зоны 7](#_Toc130290179)

[Система аварийной подпитки парогенератора 8](#_Toc130290180)

[Расчетные оценки 10](#_Toc130290181)

[Оценка возможности внедрения 13](#_Toc130290182)

[Направления дальнейших исследований 13](#_Toc130290183)

[Выводы 13](#_Toc130290184)

[Вклад авторов 13](#_Toc130290185)

[Перечень принятых сокращений 14](#_Toc130290186)

[Приложение А 15](#_Toc130290187)

[Приложение B 26](#_Toc130290188)

[Приложение C 27](#_Toc130290189)

[Приложение D 28](#_Toc130290190)

[Приложение E 29](#_Toc130290191)

[Список литературы 31](#_Toc130290192)

Введение

*«Развитию малой атомной энергетики мы придаем особое значение»*

Алексей Лихачев,  
Генеральный директор ГК «РОСАТОМ»

Атомные станции малой мощности – это оптимальное решение для стабильного и экологически чистого энергообеспечения потребителей на изолированных от центральных энергосетей территориях, регионов, отдаленных от горючих полезных ископаемых, для замены старых электростанций с повышенным выбросом углекислого газа (CO2), уменьшения загрязнения водных и почвенных ресурсов. Такие станции обладают целым рядом преимуществ в дополнение к традиционным плюсам генерации электроэнергии на АЭС.

Например, атомные станции малой мощности являются многофункциональными проектами, предусматривающими помимо генерации электроэнергии возможности теплоснабжения и опреснения воды. Малый размер РУ позволяет ускорить строительство станции, уменьшить необходимое количество персонала для обслуживания и эксплуатации АЭС и быстро обеспечить энергонезависимость труднодоступных регионов.

Атомные станции малой мощности способны внести серьезный вклад в реализацию следующих целей:

* экономического роста, развития промышленности и инноваций труднодоступных регионов, регионов с независимыми/малоразвитыми энергосетями, и тд.;
* повышения качества жизни;
* создания новых рабочих мест;
* сдерживания климатических изменений (практически нулевой выброс вредных веществ в окружающую атмосферу, флору и фауну);
* обеспечения населения пресной водой (при использовании РУ для опреснения воды).

Все это и привело к началу проведения изыскательских работ для РУ малой мощности, в  
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», в процессе которых разработано техническое предложение интегрального реактора с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура через активную зону. В проекте применен интегральный реактор с вынесенным КД и системами безопасности на пассивных принципах действия.

Результаты работы демонстрируют концепцию безопасности реакторной установки ВВЭР-И, а также исходные данные выбранных систем важных для безопасности.

Постановка задачи

Главной задачей авторов доклада являлась разработка концепции безопасности и принципиальной технологической схемы энергоэффективной малой модульной реакторной установки ВВЭР-И в соответствии с действующей российской и международной нормативной документацией [1], , , , и . Концепция обеспечения безопасности, в рамках систем безопасности, должна основываться на системах с пассивным принципом действия.

Решение поставленной задачи

Для решения поставленной задачи, обозначены функции безопасности, которые необходимо выполнять/обеспечивать во всех режимах: НЭ, эксплуатация с отклонениями, проектных и запроектных авариях. На основании этого предложены системы и выполнены расчеты по оценке первоначальных характеристик, таких как: объем КД, мощность ТЭН для разогрева первого контура, площадь теплообменной поверхности ГО, высота расположения СПОТ (шахты реактора, ПГ, БВ), диаметр дыхательного трубопровода, минимальный запас борной кислоты в СПВБ, а также проведён расчёт времени выпаривания теплоносителя первого контура при внезапном обесточивании.

Поставленные задачи решены путем оценок, выполненных в программах MathCAD и Microsoft Office Excel.

Этапы выполнения поставленной задачи:

* выбор функций безопасности, необходимых для выполнения/обеспечения безопасности энергоблока;
* разработка систем для выполнения функций безопасности во всех режимах (НЭ, эксплуатация с отклонениями, ПА и ЗПА)
* расчеты исходных данных некоторых параметров систем РУ.

Анализ полученных результатов

Исходные данные проекта ВВЭР-И

Основные параметры проекта РУ малой мощности ВВЭР-И приведены в таблице 1.

Таблица 1

Исходные данные РУ с ВВЭР-И

|  |  |
| --- | --- |
| Наименование параметра | Значение |
| Тепловая мощность, МВт | 250 |
| Температура на входе в активную зону, °С | 250 |
| Температура на выходе из активной зоны, °С | 310 |
| Давление первого контура, МПа | 13 |
| Длинна топливного столба, мм | 1600 |
| Давление во втором контуре, МПа | 3 |
| Температура питательной воды, °С | 185 |
| Температура пара, °С | 290 |

Реактор представляет собой вертикальный сосуд высокого давления (корпус реактора с крышкой), внутри которого размещаются ВКУ (корзина, блок тяговых труб, парогенераторы, верхняя внутрикорпусная ферма, нижняя внутрикорпусная ферма, активная зона, органы регулирования, сборка внутриреакторных детекторов). Конструкция реактора представлена в Приложении А, на рисунке А.1.

Основные функции безопасности и принципы построения систем

В соответствии с принципом глубоко эшелонированной защиты в проекте предусмотрены системы важные для безопасности, предназначенные для выполнения следующих основных функций безопасности проекта В-550:

* ограничения мощности реактора (аварийной остановки реактора и поддержания его в подкритическом состоянии);
* отвода тепла от реактора (в том числе аварийного отвода тепла от реактора);
* удержания радиоактивных веществ (в установленных границах физических барьеров безопасности);
* сохранения целостности первого контура;
* отвода тепла от бассейна выдержки;
* отвода тепла от герметичной оболочки.

Эффективность систем безопасности достигается при применении:

* функционального разнообразия;
* широкого использования взаиморезервирующих элементов;
* конструктивного разнообразия, которое предусматривает применение элементов различной конструкции и физическое разделение систем и элементов.

Определение конфигурации систем безопасности основано на применении принципа единичного отказа, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом требующем ее работы исходном событии и при учитываемом в проекте АС независимом от исходного события отказе одного из элементов этой системы. Таким образом, конфигурация систем безопасности должна основываться на следующих принципах:

* принцип независимости – принцип повышения надежности путем применения функционального и (или) физического разделения каналов (элементов), при котором отказ одного канала (элемента) не приводит к отказу другого канала (элемента);
* принцип разнообразия – принцип повышения надежности путем применения двух или более систем, или элементов для выполнения одной функции безопасности, имеющих различные конструкции или принципы действия, имеющий целью снижение вероятности отказа по общей причине;
* принцип резервирования (избыточности) – принцип повышения надежности путем применения нескольких одинаковых или неодинаковых элементов (каналов, систем) таким образом, чтобы каждый из них мог выполнить требуемую функцию независимо от состояния, в том числе отказа, других элементов (каналов, систем), предназначенных для выполнения этой функции.

Физическое разделение систем обеспечивает защиту систем безопасности от зависимых отказов. Защита от таких воздействий будет реализована за счет размещения оборудования отдельных каналов СБ в отдельных помещениях, отделенных друг от друга расстоянием или защитными барьерами.

Защитой от ошибочных действий эксплуатирующего персонала является применение пассивных СБ, функционирование которых не требует каких-либо действий персонала, а также применение высокого уровня автоматизации по управлению системами, в том числе использование автоматических систем для возбуждения защитных действий и блокирования управляющих воздействий оператора, нарушающих выполнение функций безопасности.

Использование принципа внутренней самозащищенности реакторной установки

Принцип внутренней самозащищенности, реализованный в проекте выражается в способности РУ обеспечивать безопасность на основе естественных обратных связей, процессов и характеристик, а также предотвращать развитие исходных событий и аварий, ограничивать их последствия без участия персонала, потребления энергии и внешней помощи в течение длительного времени. Это время будет использовано персоналом для оценки ситуации и выполнения корректирующих действий.

Свойства внутренней самозащищенности реактора направлены на самоограничение: энерговыделения и самоглушение реактора, ограничения давления и температуры в реакторе, скорости разогрева, разгерметизации первого контура, повреждения топлива. Самозащищенность в проекте будет обеспечиваться:

* свойствами самоограничения энерговыделений активной зоны за счет отрицательности коэффициентов реактивности по удельному объему теплоносителя и температуре топлива, по мощности реактора, суммарного коэффициента реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива во всех критических состояниях, возможных во всем диапазоне изменения параметров реактора при НЭ и ННЭ;
* срабатыванием органов регулирования в режиме АЗ на основе гравитационных сил (перемещение органов регулирования в активную зону под собственным весом);
* пассивным срабатыванием СПВБ;
* компоновкой оборудования и геометрией первого контура РУ, позволяющих обеспечить условия развития и поддержания естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре и теплоотвод от активной зоны при потере или отсутствии нормального отвода тепла от ПГ;
* использованием в проекте КД с паровой подушкой, благодаря которому в процессе эксплуатации обеспечивается «мягкое» ограничение отклонений давления от номинального значения при сжатии или расширении паровой подушки в КД. Водяной объем за счет обратных связей в процессе «испарение-конденсация как функции давления» также участвует в процессе поддержания давления: при увеличении парового объема (снижение уровня) вода в КД испаряется, способствуя тем самым поддержанию давления, а при сжатии паровой фазы происходит ее конденсация на поверхности воды, что ограничивает рост давления;
* отсутствием врезок и отверстий в корпусе реактора ниже верхней отметки активной зоны, что создает вокруг нее запас теплоносителя, препятствующий ее оголению при авариях с потерей теплоносителя;
* интегральной компоновкой, исключающей аварии с разрывом ГЦК;
* достаточным запасом воды по второму контуру, с поддержанием необходимого уровня воды в ПГ. Это позволяет во время аварий отводить остаточные тепловыделения от активной зоны через второй контур (сбросными устройствами ПГ, работой СПОТ ПГ и САП ПГ);
* использованием устройств прямого действия и пассивных систем безопасности;
* внедрением пассивных систем для охлаждения активной зоны и обеспечения ее подкритичности;
* внедрением пассивных систем для охлаждения активной зоны через корпус реактора, в частности, в случае плавления активной зоны;
* применение ограничителей истечения в точках подключения систем к реактору;
* теплотехническими и прочностными запасами.

Системы нормальной эксплуатации

В режиме нормальной работы атомной станции «холодный» теплоноситель под действием ЕЦ поступает на вход в активную зону. Нагретый в активной зоне теплоноситель поступает в межтрубное пространно ПГ. От ПГ «охлаждённый» теплоноситель обратно возвращается на вход в активную зону.

Выработанный в ПГ (по второму контуру) перегретый пар по главному паропроводу поступает в турбину, которая вращает генератор. Пароводяная смесь из турбины поступает в конденсатор турбины и конденсируется, за счет передачи теплоты конденсации промежуточному контуру – циркуляционной воде. Из конденсаторов конденсат откачивается конденсатными насосами и направляется в систему регенерации, состоящую из ПНД, деаэраторов и ПВД. После подогрева в системе регенерации питательная вода поступает в ПГ, замыкая циркуляцию по второму контуру.

При дебалансе производимого в ПГ и потребляемого в турбине пара, его излишки сбрасываются через БРУ-К в конденсатор турбины (в обход турбины). В Приложении А, на рисунке А.2 приведена блок-схема этого режима.

В активной зоне реактора создаются условия, при которых протекает цепная ядерная реакция деления на тепловых нейтронах с выработкой тепловой энергии. Управление цепной реакцией осуществляется с помощью механических ОР, перемещаемых в активной зоне с рабочей скоростью. Перемещение ОР производится отдельными группами или одним любым ОР в требуемой последовательности автоматически или вручную.

Также воздействие на реактивность реактора осуществляется системой подпитки-продувки (за счет борного регулирования). Борное регулирование осуществляется автоматически или вручную. Блок схема управления реактивностью в НЭ приведены в приложении А, на рисунке А.3. Более подробная информация о СППр приведена в Приложении B.

В результате внутренних воздействий при работе РУ происходят колебания давления. Поддержание давления осуществляется с помощью СКД первого контура. Подача теплоносителя в компенсатор давления осуществляется от насоса СППр первого контура. Блок схема СКД приведена в приложении А, на рисунке А.4. Более подробная информация о СКД приведена в Приложении С. Расчеты, выполненные для КД приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Колебания давления при работе РУ стабилизируются паровой подушкой КД. А наиболее глубокие возмущения приводят:

* к впрыску в паровой объем КД «холодного» теплоносителя от СППр;
* к включениею ТЭН КД.

Для расхолаживания РУ предусмотрена СППр и СОБВ. Расхолаживание РУ при высоком давлении может как через второй контур (Приложение А, рисунок А.2), так и черезСППр. СППр обеспечивает отвод тепла от реактора и снижение давление в первом контуре РУ (вплоть до подключения СОБВ для дорасхолаживания) по следующей схеме: забор теплоносителя из реактора – теплообменники СППр – насос СППр – возврат теплоносителя в реактор (Приложение А, рисунок А.3).

После снижения давления в первом контуре СОБВ обеспечивает отвод тепла от реактора и перевод РУ в «холодное» состояние, а после – в режим перегрузки топлива по следующей схеме: забор теплоносителя из реактора (из трубопровода СППр) – теплообменник СОБВ – насос СОБВ – возврат теплоносителя в реактор (в трубопровод СППр). Таким образом, производится отвод остаточных тепловыделений в систему промконтура и далее через систему охлаждающей воды к воде конечного поглотителя. Блок схема расхолаживания РУ при низком давлении приведена в Приложении А на рисунке А.5. Более подробная информация о СОБВ приведена в Приложении D.

При нормальной работе РУ отвод тепла от БВ осуществляется по следующей схеме: БВ – теплообменник промконтура охлаждения БВ – насос БВ – БВ. Таким образом, производится отвод остаточных тепловыделений от БВ в систему промконтура и далее через систему охлаждающей воды к воде конечного поглотителя. Блок схема охлаждения БВ в НЭ приведена в Приложении А, на рисунке А.5.

Системы безопасности

Для преодоления всех проектных и запроектных аварий предусмотрены системы безопасности.

Система пассивного отвода тепла от парогенераторов

СПОТ ПГ предназначена для отвода остаточных тепловыделений реактора при ПА и ЗПА, как при плотном первом контуре, так и при течи первого контура. Принципиальная схема СПОТ ПГ приведена в Приложении А, рисунок А.6.

Каждый канал системы состоит из трубопровода, соединяющего паровое пространство ПГ с теплообменником, расположенным за ЗО, трубопровода, соединяющего теплообменник с водяным объемом ПГ, запас воды на линии, соединяющий теплообменник с водяным объемом ПГ (для дополнительного запаса теплоносителя ПГ), запорной и регулирующей арматуры.

Проектная основа: при авариях, например, с обесточиванием АЭС, требуется отводить тепло от активной зоны реактора. Но по причине исходного события отводить тепло через ПГ в конденсатор не представится возможным по причине закрытия СРК. В этом случае тепло, выделившееся в активной зоне, сбрасывается вместе со средой второго контура через ПСУ. Для возможности расхолаживания РУ через ПГ и уменьшения количества срабатывания ПСУ и сброса среды второго контура в окружающую среду введена СПОТ ПГ.

При авариях, требующих работы системы, происходит открытие арматуры, и пар из ПГ начинает поступать в СПОТ ПГ, где конденсируется и возвращается в ПГ, тем самым образуется контур ЕЦ. Тепловая энергия от теплообменников СПОТ ПГ отводится к конечному поглотителю – воде. Блок схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.7.

Расчеты, выполненные для СПОТ ПГ приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Система пассивного отвода тепла от бассейна выдержки

СПОТ БВ предназначена для отвода остаточных тепловыделений от ТВС, расположенных в БВ. Принципиальная схема СПОТ БВ приведена в Приложении А, рисунок А.8.

Каждый канал включает в себя теплообменник, расположенный в водяном объеме, с элементами крепления, трубопроводы парового (подводящего) и конденсатного (отводящего) трактов, с арматурой.

Проектная основа: при авариях с обесточиванием АС, возможно возникновение ситуации, при которой из-за длительного отсутствия восстановления электроснабжения АС и доступа к «реакторному острову» может произойти так, что произойдет выпаривание водяного объема БВ, из-за чего произойдет плавление отработавших ТВС. Для исключения данного развития сценария введена СПОТ БВ.

При авариях, требующих срабатывания системы (например, при обесточивании), произойдет открытие водяных трактов, и теплоноситель, охлажденный в СПОТ БВ, начнет поступать в нижнюю часть БВ, а разогретый теплоноситель с верхнего объема БВ, наоборот, поступать в СПОТ БВ. Тем самым будет обеспечиваться надежный теплоотвод от БВ. Блок-схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.9.

Расчеты, выполненные для СПОТ БВ приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Система пассивного отвода тепла от герметичной оболочки

СПОТ ГО предназначена для:

* уменьшения давления внутри ГО при нарушении нормального теплоотвода от ГО;
* удержания радиоактивных веществ (за счет отвода тепла от ГО и уменьшения давления внутри ГО);
* отвода тепла от ГО при нарушении нормального теплоотвода от ГО;
* отвода тепла от реактора (в результате конденсации пара);
* длительного отвода тепла от герметичной оболочки при невозможности восстановления нормального теплоотвода от ГО.

Принципиальная схема СПОТ ГО приведена в Приложении А, рисунок А.10.

Канал системы состоит из подводящих/отводящих воздуховодов, фильтрующего элемента, арматуры, металлического теплообменника, в виде защитной оболочки. Теплообменником для отвода тепла из под ГО является металлическая ГО.

Проектная основа: при авариях с обесточиванием и возможным выходом теплоносителя за границы первого контура, возможно повышение давление в ГО, из-за чего может произойти выход радиоактивных веществ за пределы ГО. Для исключения развития данного сценария аварии введена система СПОТ ГО

Отвод тепла на этапе аварийных мероприятий от ГО осуществляется СПОТ ГО. Она в течение всего времени с момента наступления аварийного сценария отводит тепло от ГО.

Отвод тепла от ГО осуществляется по следующей схеме: приемный воздуховод – внешняя оболочка ГО – выходной воздуховод. Таким образом, тепло, выделяющееся внутри ГО будет передаваться металлической ГО, а от нее – конечному поглотителю тепла – воздуху.

При авариях, требующих работы системы, произойдет пассивное открытие арматуры на подводящих/отводящих воздух трубопроводах. За счет того, что внутренняя металлическая ГО от тепла, высвобождаемого от реактора нагревается, а также за счет организации вытяжного участка в межоболочечном пространстве будет обеспечиваться надежное охлаждение воздухом ГО по следующему тракту: подводящие воздух трубопроводы (установленные практически у основания ЗО) – отвод тепла от металлической ГО – фильтрующий элемент – отводящие воздух трубопроводы (установленные наверху ЗО). Таким образом, будет обеспечен надежный отвод тепла от подоболочечного пространства. Блок-схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.11.

СПОТ ГО обеспечивает снижение и поддержание в заданных проектом пределах давления внутри герметичной оболочки и отвод тепла конечному поглотителю тепла, выделяющегося под защитную оболочку, во всех аварийных режимах блока. Система сконструирована таким образом, что не требует на стадии послеаварийных мероприятий никаких вмешательств оператора.

Расчеты, выполненные для СПОТ ГО приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Система пассивного ввода бора

СПВБ предназначена для:

* подачи в первый контур высококонцентрированного раствора борной кислоты для быстрого и эффективного перевода РУ в подкритическое состояние в аварийных режимах с несрабатыванием АЗ реактора;
* защиты первого контура от превышения давления, за счет срабатывания СПВБ и подачи пара из КД на ТН.

Принципиальная схема СПВБ приведена в Приложении А, рисунок А.12.

Каждый канал СПВБ состоит из бака СПВБ, заполненного высококонцентрированным раствором борной кислоты, трубопровода, соединяющего реактор с расширительным объемом, ТН, трубопровода, соединяющего бак СПВБ с трубопроводом подачи теплоносителя от ГЕ САОЗ с реактором, арматуры, трубопроводом на заполнение/дренирование ГЕ.

Проектная основа: при возможных авариях, связанных с несрабатыванием АЗ реактора возникает необходимость в быстром переводе РУ в подкритическое состояние альтернативной системой управления реактивностью активной зоны. Из-за отказа АЗ и увеличения нейтронной мощности реактора произойдет повышение давления в реакторе, с последующими разрушающими сценариями для РУ. С целью исключения данного сценария и быстрого перевода РУ в подкритическое состояние введена СПВБ.

При авариях, с несрабатыванием АЗ реактора создание подкритичности осуществляется СПВБ. Система срабатывает при увеличении давления над активной зоной. При авариях, требующих срабатывания системы, при повышении давления над активной зоной соответствующего значения произойдет открытие специального импульсного клапана на КД, в результате чего среда из КД поступит в расширительный объем (ПВС вскипит), откуда пар направится в ТН. Созданный ТН напор обеспечит подачу концентрата борной кислоты из бака СПВБ в первый контур. Отработавшее рабочее тело после ТН поступает в барботер, где конденсируется. Блок-схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.12.

Расчеты, выполненные для СПВБ приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Система удержания расплава охлаждением корпуса

СУРОК предназначена для:

* внешнего охлаждения корпуса реактора, с целью недопущения плавления активной зоны, в режимах с нарушением теплоотвода от активной зоны;
* внешнего охлаждения корпуса реактора, с целью недопущения выхода расплава активной зоны за пределы корпуса реактора;
* подпитки БВ, при авариях с уменьшением уровня в БВ;
* передачи тепла от реактора к теплообменнику шахты реактора (для функционирования СПОТ ШР);
* устойчивого отвода тепла от корпуса реактора на длительной стадии.

Принципиальная схема СУРОК приведена в Приложении А, рисунок А.13.

Каждый канал СУРОК состоит из кольцевого бака разделённого на секции и заполненного теплоносителем с борированной водой, трубопроводов подачи теплоносителя от кольцевого бака в шахту реактора, внешней обечайки реактора, трубопроводов на заполнение/дренирование кольцевых баков, трубопроводов подачи теплоносителя в БВ, а также трубопровода, соединяющего шахту ревизии ВКУ с шахтой реактора. При авариях, требующих срабатывания системы, произойдет открытие запорной арматуры, и теплоноситель, запасенный в кольцевом баке и в шахте ревизии ВКУ, начнет поступать в шахту реактора, охлаждать корпус реактора.

Дополнительно, для увеличения эффективности СУРОК (большего отвода тепла) можно установить в шахту реактора теплообменники.

Проектная основа: при нарушении нормального отвода тепла от реактора, возможен сценарий, при котором произойдет плавление активной зоны, по этой же причине, из-за невозможности отвода тепла от поврежденной активной зоны вероятен сценарий, при котором возможно проплавление днища корпуса реактора. В таком случае, расплав выйдет за пределы третьего физического барьера безопасности. Для исключения возможности развития такого сценария и недопущения выхода расплава за пространство корпуса реактора введена СУРОК.

При возникновении аварийного сценария, при котором требуется работа СУРОК в режиме отвода тепла от реактора, тепло от реактора отводится по следующей схеме: бак СУРОК – шахта реактора – вход во внешнюю обечайку реактора – отвод тепла от корпуса реактора – выход нагретого теплоносителя из внешней обечайки реактора – вход во внешнюю обечайку реактора. В таком режиме часть теплоносителя может испаряться. Пар, дойдя до металлической ГО сконденсируется, и уже конденсат, возвращается обратно. Также. СУРОК обеспечивает подпитку БВ в режимах, при которых поисходит снижение уровня теплоносителя в БВ. Блок-схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.14.

Расчеты, выполненные для СУРОК приведены в подразделе «Расчетные оценки».

Система аварийного охлаждения активной зоны

САОЗ предназначена для:

* охлаждения активной зоны при авариях с течью теплоносителя из первого контура;
* охлаждение активной зоны до выхода СПОТ ПГ на проектную мощность;
* восполнения запаса теплоносителя при авариях с течью теплоносителя из первого контура.

Принципиальная схема САОЗ приведена в Приложении А, рисунок А.15.

Каждый канал САОЗ состоит из трубопровода, соединяющего ГЕ с реактором, арматуры (обратные клапана, быстродействующие запорные задвижки, ИПУ САОЗ), ГЕ САОЗ, заполненную борированной водой под давлением азота, трубопроводов подвода/отвода азота, заполнения/дренирования ГЕ. Конструктивно в ГЕ САОЗ предусмотрено профилирование расхода, с целью обеспечения необходимого временного запаса охлаждения активной зоны реактора для недопущения плавления активной зоны.

Проектная основа: важной особенностью работы реактора проекта В-550 – полная пассивность СБ, для выполнения которой, в случаях аварии с потерей теплоносителя применяется пассивная система САОЗ, которая обеспечивает подпитку реактора теплоносителем. При авариях с течью происходит постепенное снижение давления в первом контуре, при этом, с течением времени мощность остаточных энерговыделений уменьшается, по этой причине, при срабатывании САОЗ подается большой расход теплоносителя, осуществляющий отвод тепла от активной зоны. Поскольку мощность остаточных энерговыделений уменьшается по экспоненциальному закону с течением времени, то и подачу теплоносителя через САОЗ необходимо осуществить по такому же принципу, тем самым увеличивая время работы системы. САОЗ должна обеспечить подачу теплоносителя в реактор, до тех пор, пока давление в корпусе реактора и в ГО не выровняется.

При авариях с течью теплоносителя первого контура, после снижения давления в реакторе ниже соответствующего значения, САОЗ осуществляет подачу борированной воды из ГЕ САОЗ в реактор. Для исключения попадания азота в реактор, при уменьшении уровня в ГЕ, закроются быстродействующие задвижки.

Система аварийной подпитки парогенератора

САП ПГ предназначена для:

* подпитки ПГ при ПА и ЗПА, при неплотном втором контуре;
* заполнение ПГ водой для обеспечения работы СПОТ ПГ/БРУ-А/ИПУ ПГ;
* отвода остаточного тепла от активной зоны через ПГ

Принципиальная схема САП ПГ приведена в Приложении А, рисунок А.16.

Каждый канал САП ПГ состоит из трубопровода, соединяющего ПГ с ГЕ САП ПГ, арматуры (обратные клапана, запорная задвижка, ПК, защищающие ГЕ от превышения давления), ГЕ, заполненную дистиллятом под давлением азота, трубопроводов подвода/отвода азота, заполнения/дренирования ГЕ.

Проектная основа: при возможных авариях с обесточиванием АС, отвод тепла будет осуществляться через ПГ. Из-за малого запаса теплоносителя по второму контуру произойдет быстрое повышение параметров питательной воды в ПГ (быстрый рост давления) вплоть до давления срабатывания ПСУ ПГ. В результате срабатывания ПСУ ПГ запасенное тепло будет сброшено. Но из-за малого объема ПГ может произойти их осушение, и в этом случае отводить тепло от первого контура не представится возможным. С целью исключения данного сценария разработана система подпитки ПГ – САП ПГ

При возникновении аварийного сценария, при котором требуется работа САП ПГ в режиме подпитки ПГ, подпитка ПГ осуществляется по следующей схеме: ГЕ САП ПГ – ПГ. В таком режиме обеспечивается поддержание работоспособности СПОТ ПГ и ПСУ второго контура. Блок-схема с описанием этого режима приведена в Приложении А, рисунок А.16.

## Принципиальная схема реализации основных функций безопасности

Принципиальная схема реализации основных функций безопасности приведена в таблице 7, где продемонстрировано резервирование систем безопасности в части выполнения функций безопасности.

Таблица 7

**Выполнение основных функций безопасности системами проекта В-550**

|  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
|  | Системы В-550 | | | | | | | | | | | | | |
| Функции безопасности | ОР СУЗ | СППр | Второй контур | СКД | СОБВ | Система вентиляции | Физические барьеры | СПВБ | САОЗ | САП ПГ | СПОТ ПГ | СПОТ ГО | СПОТ БВ | СУРОК |
| Нормальная эксплуатация (1 уровень ГЭЗ) | | | | | | | | | | | | | | |
| Ограничение мощности реактора | 2) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от реактора |  |  | 3) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Удержание радиоактивных веществ |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Защита первого контура от избыточного давления |  |  |  | 4) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от бассейна выдержки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от герметичной оболочки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Эксплуатация с отклонениями (2 уровень ГЭЗ) | | | | | | | | | | | | | | |
| Ограничение мощности реактора | 2) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от реактора |  |  | 3) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Удержание радиоактивных веществ |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Защита первого контура от избыточного давления |  |  |  | 4) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от бассейна выдержки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от герметичной оболочки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Проектная авария (3 уровень ГЭЗ) | | | | | | | | | | | | | | |
| Аварийный останов реактора | 5) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Аварийный отвод тепла от реактора |  |  | 6) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Удержание радиоактивных веществ |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Защита первого контура от избыточного давления |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от бассейна выдержки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от герметичной оболочки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Запроектная авария (4 уровень ГЭЗ) | | | | | | | | | | | | | | |
| Аварийный останов реактора | 5) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Аварийный отвод тепла от реактора |  |  | 7) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Удержание радиоактивных веществ |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Защита первого контура от избыточного давления |  |  |  | 8) |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от бассейна выдержки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| Отвод тепла от герметичной оболочки |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| * Примечание: * Система, представленная в таблице, является избыточной. Необходимость её использования будет определена на дальнейших стадиях развития проекта. * Ограничение мощности реактора выполняется за счет работы АРМ. * Отвод тепла от реактора выполняется за счет работы второго контура, а именно БРУ-К. * Сохранение целостности первого контура выполняется за счет работы СКД, а именно подсистемы ТЭН КД и впрыска теплоносителя в КД. * Аварийный останов реактора выполняется за счет работы АЗ. * Аварийный отвод тепла от реактора выполняется за счет работы второго контура, а именно БРУ-А9). * Аварийный отвод тепла от реактора выполняется за счет работы второго контура, а именно ИПУ ПГ9). * Сохранение целостности первого контура выполняется за счет работы СКД, а именно ИПУ КД. * Особенностью РУ с ВВЭР-И является малый запас питательной воды (теплоносителя второго контура) в ПГ, вследствие чего при срабатывании ПСУ второго контура произойдет срабатывание САП ПГ. | | | | | | | | | | | | | | |

Расчетные оценки

В проекте используется вынесенный КД, соединенный с корпусом реактора соединительным трубопроводом.

Оценочный расчет объема КД, мощности ТЭН КД и внутреннего диаметра соединительного трубопровода приведены в таблице 2. Под мощностью ТН КД понимается полная мощность нагревательных элементов для разогрева первого контура, в предположении, что остальных нагревательных элементов нет.

Таблица 2

**Исходные данные и результаты расчетов СКД**

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Средняя температура первого контура до АЗ, °C | 282,1 |
| Средняя температура первого контура после АЗ, °C | 233,86 |
| Объем теплоносителя в реакторе, м3 | 100 |
| Усадка теплоносителя в результате срабатывания АЗ, м3 | 9 |
| Объем паровой подушки, м3 | 4,5 |
| Запас теплоносителя для поддержания уровня в КД выше ТЭН КД, м3 | 2,5 |
| Полный объем КД, м3 | 16 |
| Мощность ТЭН КД1), МВт | 5 |
| Внутренний диаметр соединительного трубопровода2), мм | ≤100 |
| Примечание:   * Мощность ТЭН КД рассчитывалась исходя из разогрева РУ от 20 до 250 °C со скоростью 30 °C/ч. * Расчет внутреннего диаметра соединительного трубопровода шел из расчета не превышения максимальной скорости движения теплоносителя в трубопроводе (не больше 12 м/с) | |

Высота расположения СПОТ ПГ определена на основании исходных данных таблицы 3. Принципиальная схема СПОТ ПГ, для которой проводились расчетные оценки, приведена в приложении А, на рисунке 17.

Таблица 3

**Исходные данные для теплогидравлических расчетов СПОТ ПГ**

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Мощность остаточных энерговыделений, МВт | 5 |
| Давление генерируемого пара на выходе из ПГ, МПа | 3 |
| Температура питательной воды на входе в ПГ, °C | 121 |
| Температура питательной воды на выходе в ПГ, °C | 234 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 1-2, мм | 140 |
| Длина участка трубопровода 1-2, м | 23 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 2-3, мм | 100 |
| Длина участка трубопровода 2-3, м | 35 |
| Внутренний диаметр раздающего коллектора (точка 3), мм | 200 |
| Внутренний диаметр ТОТ теплообменника СПОТ ПГ, мм | 13 |
| Длина ТОТ теплообменника СПОТ ПГ, м | 5 |
| Количество ТОТ теплообменника СПОТ ПГ, шт | 300 |
| Внутренний диаметр собирающего коллектора (точка 4), мм | 200 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 4-5, мм | 70 |
| Длина участка трубопровода 4-5, м | 23 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 5-6, мм | 70 |
| Длина участка трубопровода 5-6, м | 22 |

По результатам оценки высота расположения теплообменника СПОТ ПГ  
(относительно точки 1) – 25 м.

Высота расположения СПОТ БВ определена на основании исходных данных таблицы 4. Принципиальная схема СПОТ БВ, для которой проводились расчетные оценки, приведена в приложении А, на рисунке 8.

Таблица 4

**Исходные данные для теплогидравлических расчетов СПОТ БВ**

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Мощность остаточных энерговыделений в БВ от отработавших ТВС, устанавливающихся в БВ в течении 15 лет, МВт | 1,5 |
| Давление в БВ, МПа | 0,1 |
| Температура питательной воды на входе в теплообменник БВ (точка 4), °C | 50 |
| Температура питательной воды на выходе из теплообменника БВ (точка 1), °C | 90 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 1-2, мм | 125 |
| Длина участка трубопровода 1-2, м | 23 |
| Внутренний диаметр раздающего коллектора (точка 2), мм | 200 |
| Внутренний диаметр ТОТ теплообменника СПОТ БВ, мм | 13 |
| Длина ТОТ теплообменника СПОТ БВ, м | 3 |
| Количество ТОТ теплообменника СПОТ БВ, шт | 150 |
| Внутренний диаметр собирающего коллектора (точка 3), мм | 200 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 3-4, мм | 100 |
| Длина участка трубопровода 3-4, м | 23 |
| Внутренний диаметр раздающего коллектора (точка 4), мм | 200 |
| Внутренний диаметр ТОТ теплообменника СПОТ БВ, мм | 13 |
| Длина ТОТ теплообменника СПОТ БВ, м | 23 |
| Количество ТОТ теплообменника СПОТ БВ, шт | 150 |
| Внутренний диаметр собирающего коллектора (точка 1), мм | 200 |

По результатам оценки высота расположения теплообменника СПОТ БВ   
(относительно точки 1) – 20 м.

При проведении расчетных оценок возможности использования металлической ГО в качестве единственного источника отвода тепла и её эффективности были использованы исходные данные, приведенные в таблице 5.

Таблица 5

**Исходные данные для теплогидравлических расчетов СПОТ ГО**

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Температура внутри металлической ГО, °С | 158,9 |
| Температура за металлической ГО, °С | 40 |
| Радиус полусферы металлической ГО, м | 12 |
| Толщина металлической ГО, м | 0,045 |
| Коэффициент теплоотдачи конденсирующегося пара, Вт/(м2\*°С) | 10500 |
| Коэффициент теплоотдачи за металлической ГО при скорости воздуха в межоболочечном пространстве 3.35 м/с, Вт/(м2\*°С) | 22,7 |
| Теплопроводность нержавеющей стали, Вт/(м\*°С) | 15 |
| Мощность остаточных энерговыделений после останова реактора, МВт | 5 |
| * Примечание - в расчётах не учитываются теплоёмкости материалов, находящихся внутри ГО. Помимо этого принимается, что больше ни одна система не отводит остаточные энерговыделения от активной зоны и в расчёте. А также именно металлической частью СПОТ ГО в этом расчете выступает только верхняя полусфера. Цилиндрическая часть ГО в расчёте не учитывалась и может быть выполнена из бетона | |

В приложении А, на рисунке 10 приведена блок-схема с описанием этого режима.

По результатам консервативных оценок СПОТ ГО способна отоводить 2,3 МВт тепла от РУ. Такая мощность остаточных энерговыделений будет в РУ через 6,5 ч с момента останова.

В работе была проведена инженерная оценка по определению необходимого запаса борной кислоты в СПВБ для останова реактора при отказе АЗ. В расчете принималось, что для обеспечения двухпроцентной подкритичности реактора необходима концентрация бора в первом контуре 16г/кг. Расчёт производился по формуле 1.

(1)

Где, V1к – объём первого контура;

P1к – плотность теплоносителя первого контура;

Pподп – плотность подпиточной воды первого контура;

Скон – концентрация борной кислоты в конце топливной компании;

Сподп – концентрация борной кислоты в подпитке;

Снач – концентрация борной кислоты в начале топливной компании.

Объём теплоносителя в первом контуре 100м3, а усадка теплоносителя в реакторе при останове реактора из-за уменьшения мощности 9 м3, которые будут скомпенсированы КД.

По инженерным оценкам для восемнадцати месячного топливного цикла начальная концентрация борной кислоты в первом контуре для начала компании, в начале топливного цикла 14,7 г/кг, а на конец топливного цикла 8,07 г/кг. В то же время для конца топливной компании и в начале топливного цикла концентрация бора 9,07 г/кг, а в конце 0 г/кг.

На основании вышесказанного, необходимый объем запаса борной кислоты в СПВБ с концентрацией 39,5 г/кг в начале топливной компании 19,55 м3 и в конце 21,52 м3.

Возможность применения дополнительных теплообменников, размещенных в шахте реактора, а также первоначальные исходные данные по выбору основных геометрических размеров и параметров среды для будущих расчетов показана в таблице 6. Принципиальная схема СПОТ ШР, для которой проводились расчетные оценки, приведена в приложении А, на рисунке 18.

Таблица 6

**Исходные данные для теплогидравлических расчетов СПОТ ШР**

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Мощность остаточных энерговыделений, которую необходимо отводить СПОТ ШР, МВт | 5 |
| Давление в ШР, МПа | 0,1 |
| Температура питательной воды на входе в теплообменник БВ (точка 4), °C | 50 |
| Температура питательной воды на выходе из теплообменника БВ (точка 1), °C | 90 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 1-2, мм | 200 |
| Длина участка трубопровода 1-2, м | 23 |
| Внутренний диаметр раздающего коллектора (точка 2), мм | 400 |
| Внутренний диаметр ТОТ теплообменника СПОТ БВ, мм | 15 |
| Длина ТОТ теплообменника СПОТ БВ, м | 5 |
| Количество ТОТ теплообменника СПОТ БВ, шт | 300 |
| Внутренний диаметр собирающего коллектора (точка 3), мм | 400 |
| Внутренний диаметр трубопровода на участке 3-4, мм | 200 |
| Длина участка трубопровода 3-4, м | 23 |
| Внутренний диаметр раздающего коллектора (точка 4), мм | 400 |
| Внутренний диаметр ТОТ теплообменника СПОТ БВ, мм | 15 |
| Длина ТОТ теплообменника СПОТ БВ, м | 5 |
| Количество ТОТ теплообменника СПОТ БВ, шт | 300 |
| Внутренний диаметр собирающего коллектора (точка 1), мм | 400 |
| Высота расположения теплообменника СПОТ БВ (относительно точки 1), м | 23 |

По результатам оценки высота расположения теплообменника СПОТ ШР (относительно точки 1) – 23 м.

Дополнительно было посчитано время полного выкипания теплоносителя первого контура при следующих условиях/допущениях:

* давление в реакторе постоянно;
* дополнительных источников воды в реактор не подается;
* объем воды в КД не учитывается;
* дополнительные источники отвода тепла не функционируют.

В таком случае достижение критического уровня теплоносителя в реакторе произойдет через 5 часов.

В приложении A, на рисунке 19 приведен график уменьшения теплоносителя в активной зоне с течением времени, полученный в результате расчета.

Эта оценка позволяет предположить, что благодаря большому запасу теплоносителя первого контура и малой мощности активной зоны, появляется большой запас по времени, чтобы системы безопасности или системы нормальной эксплуатации после восстановления начали отводить тепло от реактора.

Оценка возможности внедрения

Описанная концепция безопасности и принципиальная теплогидравлическая схема будет использована в проекте реакторной установки ВВЭР-И.

Направления дальнейших исследований

Вариантами продолжения расчетных исследований являются оценки параметров САОЗ, теплогидравлические расчеты для проверки выбранного решения СУРОК (без установки СПОТ ШР) и определение возможности использования СПОТ БВ и СПВБ.

Выводы

В работе представлены результаты расчетов проекта ВВЭР-И по поиску необходимого: объема КД, мощности ТЭН для разогрева первого контура, площадь теплообменной поверхности ГО, высоты расположения СПОТ (шахты реактора, ПГ, БВ), диаметра дыхательного трубопровода, минимального запаса борной кислоты в СПВБ, а также проведён расчёт времени испарения теплоносителя первого контура при плотном первом контуре.

Представленные в проекте системы безопасности для преодоления 3 и 4 уровня ГЭЗ реализованы на пассивных принципах работы (без вмешательства персонала), в соответствии с российской нормативной документацией и международными рекомендациями в области использования атомной энергетики.

Полученные результаты расчетных оценок дают представление о применимости предложенной концепции безопасности включая возможности использования выбранных систем для обеспечения безопасности реакторной установки.

Вклад авторов

Разработана концепция безопасности для проекта РУ малой мощности ВВЭР-И. Проведены расчеты по определению исходных данных: объема КД, мощности ТЭН для разогрева первого контура, площади теплообменной поверхности ГО, высоты расположения СПОТ (шахты реактора, ПГ, БВ), диаметра дыхательного трубопровода, минимального запаса борной кислоты в СПВБ, а также времени испарения теплоносителя первого контура и других.

В результате проделанной работы по формированию комплекса систем для выполнения функций безопасности проекта РУ ВВЭР-И сформирована принципиальная технологическая схема, приведенная в Приложении E, рисунок Е.2.

Перечень принятых сокращений

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| **АЗ** | - | Аварийная защита |
| **АРМ** | - | Автоматический регулятор мощности |
| **АС** | - | Атомная станция |
| **АЭС** | - | Атомная электрическая станция |
| **БВ** | - | Бассейн выдержки |
| **БРУ-А** | - | Быстродействующая редукционная установка сброса пара в атмосферу |
| **БРУ-К** | - | Быстродействующая редукционная установка сброса пара в конденсатор турбины |
| **ВВЭР** | - | Водо-водяной энергетический реактор |
| **ВВЭР-И** | - | Водо-водяной энергетический реактор интегральный |
| **ВКУ** | - | Внутрикорпусные устройства |
| **ГЕ** | - | Гидроемкость |
| **ГЭЗ** | - | Глубокоэшелонированная защита |
| **ГО** | - | Герметичная оболочка |
| **ГЦК** | - | Главный циркуляционный контур |
| **ЕЦ** | - | Естественная циркуляция |
| **ЗО** | - | Защитная оболочка |
| **ЗПА** | - | Запроектная авария |
| **ИПУ** | - | Импульсное предохранительное устройство |
| **КД** | - | Компенсатор давления |
| **ННЭ** | - | Нарушение нормальной эксплуатации |
| **НЭ** | - | Нормальна эксплуатация |
| **ОР** | - | Орган регулирования |
| **ПА** | - | Проектная авария |
| **ПВС** | - | Пароводяная смесь |
| **ПГ** | - | Парогенератор |
| **ПСУ** | - | Паросбросное устройство |
| **РУ** | - | Реакторная установка |
| **САОЗ** | - | Система аварийного охлаждения зоны |
| **САП** | - | Система аварийной подпитки |
| **СБ** | - | Система безопасности |
| **СКД** | - | Система компенсации давления |
| **СОБВ** | - | Система охлаждения бассейна выдержки |
| **СПВБ** | - | Система пассивного ввода бора |
| **СПОТ** | - | Система пассивного отвода тепла |
| **СППр** | - | Система подпитки-продувки реактора |
| **СРК** | - | Стопорно-регулирующий клапан |
| **СУЗ** | - | Система управления и защиты реактора |
| **СУРОК** | - | Система удержания расплава охлаждением корпуса |
| **ТВС** | - | Тепловыделяющая сборка |
| **ТН** | - | Турбонасос |
| **ТОТ** | - | Теплообменная трубка |
| **ТЭН** | - | Трубчатый электронагреватель |
| **ШР** | - | Шахта реактора |

Приложение А



Рис. А.1 – Реактор (3D – вид)



Рис. А.2 – Работа АС в режиме с выработкой электроэнергии

### 

Рис. А.3 – Управление реактивностью

### 

Рис. А.4 – Поддержание давления в первом контуре



Рис. А.5 – Отвод остаточного тепла реактора при перегрузке за счет работы системы охлаждения топлива



Рис. А.6 – Принципиальная схема СПОТ ПГ

### 

Рис. А.7 – Аварийный отвод остаточных тепловыделений через второй контур от реактора системой СПОТ ПГ



Рис. А.8 – Принципиальная схема СПОТ БВ

### 

Рис. А.9 – Отвода тепло от БВ СПОТ БВ (при отказе нормального охлаждения)



Рис. А.10 – Принципиальная схема СПОТ ГО

### 

Рис. А.11 – Отвода остаточных тепловыделений реактора СПОТ ГО



Рис. А.12– Принципиальная схема СПВБ



Рис. А.13 – Принципиальная схема СУРОК

Рис. А.14 – Протекание длительной стадии аварии



Рис. А.15 – Принципиальная схема САОЗ



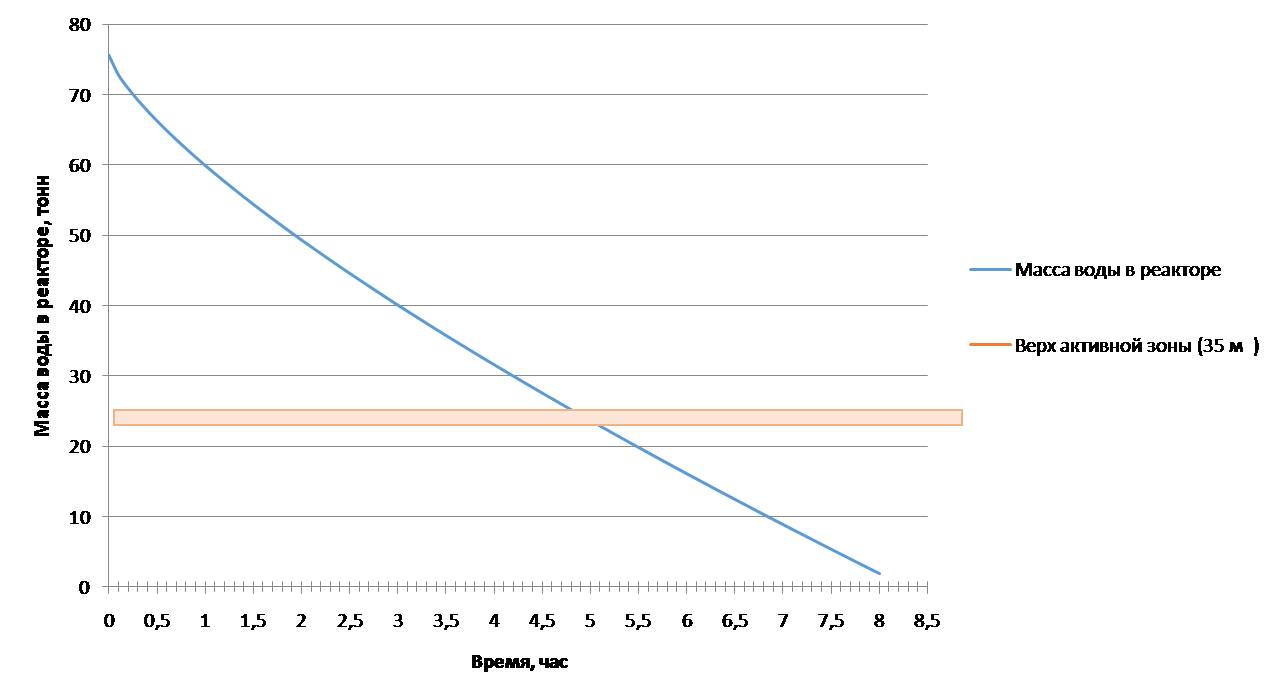
Рис. А.16 – Принципиальная схема САП ПГ

****

Рис. А.17 – Принципиальная расчетная схема СПОТ ПГ



Рис. А.18 – Принципиальная расчетная схема СПОТ ШР

Рис. А.19 – График уменьшения теплоносителя в активной зоне с течением времени при выкипании теплоносителя при плотном контуре

Приложение B

СППр (Приложение Е рисунок Е.1) предназначена для:

* поддержания ВХР первого контура;
* компенсации реактивности первого контура из-за выгорания топлива;
* расхолаживания РУ;
* снижения давления в первом контуре (за счет впрыска в КД);
* поддержания запаса теплоносителя в контуре;
* компенсации протечек первого контура;
* заполнения ГЕ САОЗ, баков СПВБ, СУРОК, бассейна перегрузки, БВ и шахты ревизии ВКУ;
* дренажа первого контура;
* обеспечения необходимой эффективности ОР СУЗ при останове реактора

Система состоит из блоков СВО, насосов, теплообменников, арматуры, трубопроводов и деаэратора.

Проектная основа: при НЭ реактора, возникает необходимость в очистке теплоносителя, компенсации протечек, расхолаживании РУ, компенсации реактивности, за счет выгорания бора и тд. Для решения этих задач и поддержания НЭ реактора введена СППр.

Приложение C

СКД (Приложение Е рисунок Е.1) предназначена для:

* создания давления в первом контуре при пуске РУ;
* управления давлением в системе теплоносителя первого контура в режимах НЭ, эксплуатации с отклонениями, ПА (совместно с другими системами) и ЗПА (совместно с другими системами);
* дополнительной подпитки первого контура при ПА и ЗПА;
* компенсации изменения объема теплоносителя первого контура при изменении температурного режима при работе РУ.

Система состоит из КД, трубопровода впрыска в КД, соединительного трубопровода КД, арматуры, ТЭН КД, борботера.

Проектная основа: при работе реактора система должна создать, поддерживать и снижать давление в первом контуре при НЭ, ограничить рост давления при эксплуатации с отклонениями, обеспечить сохранение целостности первого контура (при его росте, до момента срабатывания ИПУ КД и СПВБ).

Приложение D

СОБВ (Приложение Е рисунок Е.1) предназначена для:

* охлаждения БВ при НЭ;
* расхолаживания реакторной установки после отключения СППр (при низком давлении в первом контуре);
* охлаждения реактора при перегрузке реактора.

Проектная основа: при работе реактора, возникает необходимость в отводе остаточного тепла от отработавшего топлива, дорасхолаживания РУ при низком давлении в контуре, отводе тепла от разуплотненного реактора при перегрузке, для решения этих задач введена система СОБВ.

Приложение E



Рис. Е.1 – Принципиальная технологическая схема систем нормальной эксплуатации



Рис. Е.2 – схема гидравлическая принципиальная

Список литературы

1. №170-Ф3, Федеральный закон «Об использовании атомной энергии».
2. НП-001-15, «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций».
3. НП-082-07, «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций».
4. No. SF-1, «Fundamental Safety Principles».
5. No. SSR-2/1, (Rev/1) «Safety of Nuclear Power Plants: Design».
6. No. SSR-2/2, (Rev/1) «Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation».