

Основное оборудование АЭС



Основное оборудование АЭС

*Допущено Министерством образования
Республики Беларусь
в качестве учебного пособия
для студентов учреждений высшего образования
по специальности
«Паротурбинные установки
атомных электрических станций»*

Под редакцией С.М. Дмитриева



Минск
«Вышэйшая школа»

УДК 621.311.25.039.5(075.8)

ББК 31.47-5я73

О-75

Авторы : С. М. Дмитриев, Д. Л. Зверев, О. А. Бых, Ю. К. Панов, Н. М. Сорокин, В. А. Фарафонов

Рецензенты : кафедра тепловых электрических станций Белорусского национального технического университета (заведующий кафедрой доктор технических наук, профессор *Н. Б. Карницкий*); заведующий кафедрой ядерной физики Белорусского государственного университета кандидат физико-математических наук, доцент *А. И. Тимощенко*

Все права на данное издание защищены. Воспроизведение всей книги или любой ее части не может быть осуществлено без разрешения издательства.

Основное оборудование АЭС : учеб. пособие / С. М. Дмитриев
О-75 [и др.]; под ред. С. М. Дмитриева. – Минск : Вышэйшая школа, 2015. –
288 с. : ил.

ISBN 978-985-06-2520-5.

Рассмотрены основные конструкционные схемы оборудования АЭС как российского дизайна, так и дизайна ведущих мировых производителей. Значительное внимание уделено сравнительному анализу действующих и перспективных АЭС с точки зрения безопасности и экологического воздействия на окружающую среду.

Для студентов учреждений высшего образования специальности «Паротурбинные установки атомных электрических станций».

УДК 621.311.25.039.5(075.8)

ББК 31.47-5я73

Учебное издание

Дмитриев Сергей Михайлович
Зверев Дмитрий Леонидович
Бых Олег Анатольевич и др.

ОСНОВНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ АЭС

Учебное пособие

Редактор *Е.Н. Шульганова*. Художественный редактор *Т.В. Шабунько*.
Технический редактор *Н.А. Лебедевич*. Корректор *Е.З. Литень*. Компьютерная верстка *И.В. Войцехович*.

Подписано в печать 19.01.2015. Формат 70×100/16. Бумага офсетная. Гарнитура «Times». Офсетная
печать. Усл. печ. л. 23,4. Уч.-изд. л. 24,07. Тираж 1100 экз. Заказ 136.

Республиканское унитарное предприятие «Издательство «Вышэйшая школа»».

Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя,
распространителя печатных изданий № 1/3 от 08.07.2013. Пр. Победителей, 11, 220048, Минск.

e-mail: market@vshph.com <http://vshph.com>

Открытое акционерное общество «Красная звезда».

Свидетельство о государственной регистрации издателя, производителя и распространителя печатных
изданий № 2/7 от 28.10.2013. Юридический адрес: пер.1-й Загородный, 3, 220073, Минск.

Почтовый адрес: ул. Советская, 80, 225409, Барановичи.

ISBN 978-985-06-2520-5

© Оформление. УП «Издательство
«Вышэйшая школа»», 2015

ПРЕДИСЛОВИЕ

Национальные проекты Союзного государства России и Беларуси требуют надежной топливно-энергетической базы, в которой главная роль в развитии народного хозяйства отводится атомной энергетике.

Программы развития ядерной энергетики России и Беларуси предусматривают строительство АЭС, где в качестве источника тепловой энергии должны использоваться водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР). В связи с этим особое значение приобретает изучение конструкций основного оборудования как действующих, так и вновь проектируемых установок этого класса, обладающих повышенной безопасностью.

В учебном пособии основное внимание уделено вопросам проектирования основного оборудования реакторного «острова» АЭС.

В первой главе представлены принципиальные схемы АЭС, которые являются первоэлементом для проектирования любой установки. Основа реактора – тепловыделяющий элемент и, как следствие, тепловыделяющая сборка.

Во второй главе подробно описываются все известные эксплуатируемые и проектируемые ТВС: как российского дизайна, так и дизайна ведущих мировых производителей.

В третьей главе рассматриваются конструкции корпусных реакторов на тепловых нейтронах типа ВВЭР (PWR) различной мощности: от 300 МВт – установка (ВВЭР-300) до 1500 МВт (УВР-1500), а также реакторы повышенной безопасности (ВПБЭР-600). Особое внимание уделено компоновке оборудования в защитной оболочке, радиационной безопасности, аварийным режимам.

В четвертой главе описываются конструкции парогенераторов горизонтального и вертикального исполнения.

В пятой главе рассматриваются конструкции главных циркуляционных насосов.

В шестой главе приведена концепция проекта Белорусской АЭС – проекта АЭС-2006 с реактором технологии ВВЭР, выполняемого в современной информационной среде в соответствии с требованиями ядерной и радиационной безопасности.

Материал, изложенный в учебном пособии, соответствует современным представлениям о конструкциях реакторов, парогенераторов, насосов и теплообменников АЭС и может быть полезен студентам вузов энергетических и энергомашиностроительных специальностей.

Авторы выражают благодарность доктору технических наук, профессору Н.Б. Карницкому за тщательное ознакомление с рукописью, ценные и критические замечания, учтенные при подготовке к изданию.

Все замечания и пожелания, которые будут с признательностью восприняты авторами учебного пособия, могут быть направлены по электронному адресу dmitriev@ntu.pnov.ru.

ГЛАВА 1. ОПИСАНИЕ ПРИНЦИПАЛЬНЫХ СХЕМ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

1.1. Схемы АЭС с реакторами типа ВВЭР

На современных атомных электростанциях (АЭС) с водо-водяным энергетическим реактором (ВВЭР) приняты двухконтурные схемы с генерацией насыщенного или слабонагретого пара, сепарацией и промежуточным перегревом пара перед турбиной. Уровень давления генерируемого в парогенераторе пара обуславливается допустимым нагревом теплоносителя в реакторе и составляет 6–7 МПа.

Первый контур установки предназначен для отвода тепла, выделяющегося в реакторе, и передачи его второму контуру в парогенераторе (ПГ). В состав первого контура кроме реактора, парогенераторов, главных циркуляционных насосов (ГЦН) и главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ) входят система компенсации давления и система очистки первого контура, работающая при давлении первого контура. Для работы первого контура необходимы обслуживающие системы: подпитки и очистки контура, газовых сдувок, организованных протечек и дренажа спецводоочистки и др.

Технический контроль параметров состояния оборудования и трубопроводов, управления и защиты оборудования от повреждений при нарушении в работе первого контура, а также других контуров и систем установки осуществляется системой контроля, управления и защиты.

В состав главного циркуляционного контура установки ВВЭР-1000 (рис. 1.1) входят реактор ВВЭР и четыре циркуляционные петли, состоящие из парогенератора ПГВ-1000, ГЦН и главных циркуляционных трубопроводов Ду850, соединяющих оборудование петли с реактором. Энергия деления ядерного топлива в активной зоне реактора тепловой мощностью 3000 МВт отводится теплоносителем с температурой 322 °С. Расход воды через реактор – 15 800 кг/с, а рабочее давление в первом контуре – 16 МПа. В парогенераторе теплоноситель отдает тепло рабочему телу и с помощью ГЦН возвращается в реактор.

Система компенсации давления теплоносителя – автономная система ядерного реактора, подключаемая к контуру теплоносителя с целью выравнивания колебаний

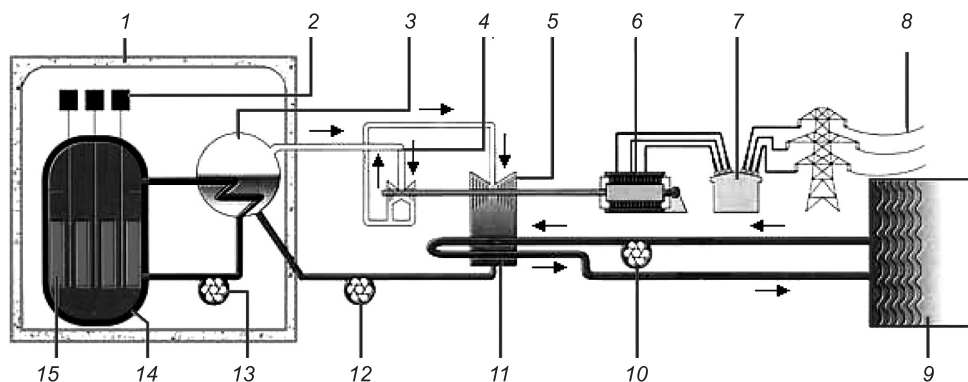


Рис. 1.1. Принципиальная схема первого контура установки ВВЭР-1000:

1 – защитная оболочка (герметичный бокс); 2 – система управления и защиты; 3 – парогенератор; 4 – пар; 5 – турбина; 6 – генератор; 7 – трансформатор; 8 – линия электропередачи к потребителю; 9 – водохранилище-охладитель; 10 – циркуляционный насос; 11 – конденсатор; 12 – питательный насос; 13 – главный циркуляционный насос; 14 – корпус реактора; 15 – топливо

давления в контуре во время работы реактора, возникающих за счет теплового расширения. В атомных энергетических установках применяются следующие системы компенсации: паровая с электронагревателями, паровая с генерацией пара твэлами, газовая, парогазовая. Типовая система компенсации давления в установках с реакторами ВВЭР включает паровой компенсатор давления, барботер, импульсно-предохранительные устройства и трубопроводы с арматурой. Компенсатор давления подключается к реактору трубопроводами без запорной арматуры.

Давление в компенсаторе создается паровой подушкой, т.е. паровым объемом компенсатора, образуемым за счет кипения теплоносителя, нагреваемого электронагревателями, размещенными под свободным уровнем. В переходных режимах при колебаниях средней температуры теплоносителя, связанных с изменением нагрузки или нарушениями в работе оборудования реакторной установки, в первом контуре меняется давление. При этом часть теплоносителя перетекает из компенсатора в контур или из контура в компенсатор по соединительным трубопроводам.

Ограничение отклонения давления от номинального значения достигается сжатием или расширением паровой подушки в верхней части компенсатора. При значительном росте давления открывают регулирующий клапан и по трубопроводу подают воду из «холодной» части контура в сопла, расположенные в верхней части компенсатора. В зависимости от параметров переходного процесса (величины и скорости изменения давления) регулирующий клапан увеличивает подачу холодной воды, прекращая или замедляя рост давления в первом контуре. При дальнейшем росте давления (из-за отказа системы или ее недостаточной эффективности) защита реактора от превышения давления обеспечивается срабатыванием импульсно-предохранительных устройств, из которых пар отводится в бак-барботер и конденсируется.

Система подпитки первого контура обеспечивает подачу подпиточной воды в главный циркуляционный контур для поддержания заданного уровня теплоносителя в компенсаторе давления. Она возвращает воду, отбираемую из контура на очистку, осуществляет заполнение первого контура водой, обеспечивает поддержание давления в первом контуре в аварийных ситуациях, связанных с падением давления (разрыв трубопроводов, обесточивание станции и т.д.), компенсирует расход организованных протечек из контура, а также малых аварийных протечек.

Система очистки теплоносителя – совокупность устройств ядерного реактора, предназначенная для поддержания водного режима, дегазации и очистки теплоносителя в целях ограничения наращивания активности долгоживущих изотопов, примесей, исключения возможности образования пробок от окислов и других химических соединений, возникающих и переносимых в теплоносителе, и предотвращения ухудшения теплосъема и теплопередачи. Несмотря на применение в первом контуре коррозионно-стойких аустенитных сталей и циркониевых сплавов, в теплоноситель переходят продукты коррозии, которую удается регулировать соответствующим подбором водно-химического режима. Применение борного регулирования интенсифицирует процесс коррозии. Источником примесей в первом контуре являются вода первичного заполнения и подпиточная вода, содержащие определенное количество солей, а также случайные загрязнения, попадающие в контур в процессе монтажа и ремонта.

Система очистки, как правило, включает циркуляционный бессальниковый центробежный насос производительностью 10–14 кг/с и напором 1,2–1,5 МПа, теплообменник-холодильник ионообменных фильтров, катионитовый и анионитовый фильтры, трубопроводы и арматуру. Вода отбирается на очистку с напора и циркуляционным насосом системы подается в теплообменник, обеспечивающий нормальную работу фильтров. Охлажденная вода поступает последовательно на катионитовый, а затем анионитовый фильтры и возвращается в реактор.

Система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) предназначена для обеспечения безопасного снятия остаточных тепловыделений с реактора при авариях, связанных с разрывом трубопроводов первого контура.

Основными критериями обеспечения аварийного расхолаживания являются: исключение плавления оболочек твэлов при разрывах трубопроводов первого контура, включая мгновенный поперечный разрыв главного циркуляционного трубопровода; создание и поддержание подкритичности активной зоны реактора; обеспечение послеаварийного расхолаживания реактора.

Типовая САОЗ состоит из двух узлов: пассивного и активного. Пассивный узел предназначен для первоначального быстрого залива активной зоны водой с добавкой борной кислоты при разрыве трубопровода первого контура, который приводит к быстрому падению давления и обезвоживанию активной зоны. В него входят емкости САОЗ, соединенные трубопроводами с корпусом реактора. Одна половина из них сообщается с выходом активной зоны, другая – с входом в активную зону. На каждом трубопроводе от емкости к реактору устанавливаются две нормально открытые быстрозапорные задвижки, исключающие попадание азота из емкости в реактор при срабатывании системы, и два обратных клапана, отсекающих емкости САОЗ от реактора в процессе нормальной эксплуатации.

Активный узел САОЗ состоит из двух независимых контуров: аварийного расхолаживания и аварийного впрыска бора. Контур аварийного расхолаживания реактора предназначен для расхолаживания реактора после отработки пассивного узла САОЗ. Кроме того, этот контур используется для планового расхолаживания реактора по схеме «реактор – теплообменник расхолаживания – насос – реактор». Контур аварийного расхолаживания включает насосы и теплообменники аварийного расхолаживания, трубопроводы и арматуру. Всас насосов соответствующей перекладкой арматуры может подключаться к трем точкам: баку аварийного запаса раствора бора, приемку реакторного помещения и горячему трубопроводу неотключаемой от реактора части контура. В аварийном режиме контур осуществляет подачу воды в реактор над и под активную зону из бака аварийного запаса раствора бора, а после опустошения бака переходит на работу по схеме «реактор – приемок реакторного помещения – теплообменник расхолаживания – насос – реактор».

Контур аварийного впрыска бора предназначен для создания и поддержания подкритичности активной зоны, а также подпитки при аварийном расхолаживании. В его состав входят насосы аварийного впрыска бора, бак запаса концентрированного раствора бора, трубопроводы и арматура.

1.2. Описание и обоснование схемно-конструктивных решений ВПБЭР-600

В данном параграфе приведено описание схемно-конструктивных решений реакторной установки (РУ) с реактором интегрального типа и шестью главными циркуляционными насосами на днище реактора, размещенного в страховочном корпусе.

Описание выполнено в соответствии с принципиальной схемой реакторной установки ВПБЭР-600 (рис. 1.2).

Реакторная установка состоит из следующих основных контуров и систем:

- первый контур (реактор и система очистки (КВЕ));
- второй контур (LAV и LBA);
- промежуточный контур охлаждения (КАА);
- система аварийного отвода тепла (JNB);

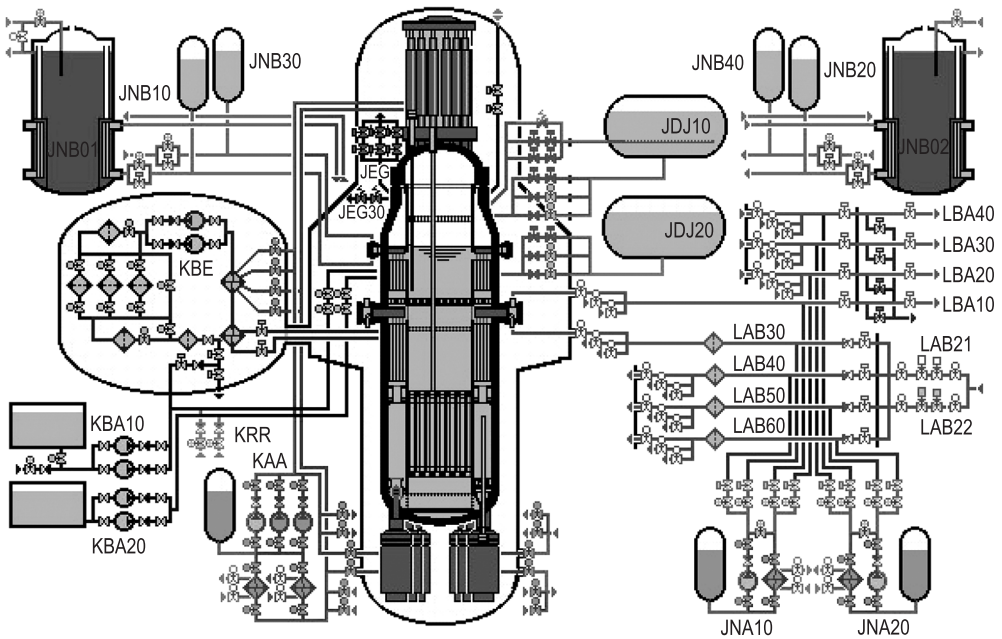


Рис. 1.2. Принципиальная схема ВВЭР-600

- система удержания давления в реакторе;
- система ввода жидкого поглотителя (JDJ);
- система защиты первого контура от повышения давления в запроектных авариях;
- система декомпрессии реактора;
- система подпитки первого контура теплоносителем (KBA);
- система газа;
- система ремонтного расхолаживания (JNA);
- страховочный корпус;
- система вентиляции страховочного корпуса.

Реакторная установка размещена внутри прочноплотной защитной оболочки.

Системы аварийного отвода тепла, удержания давления в реакторе, ввода жидкого поглотителя, защиты первого контура от повышения давления в запроектных авариях, декомпрессии реактора, страховочный корпус, а также защитная оболочка являются системами и устройствами безопасности.

Первый контур предназначен для отвода тепла от активной зоны и передачи его второму контуру.

Первый контур включает:

- водо-водяной реактор интегрального типа, в корпусе которого размещены активная зона с рабочими органами СУЗ, секции парогенераторов, контур охлаждения активной зоны, парогазовый компенсатор давления, теплообменники-конденсаторы системы аварийного отвода тепла, шесть главных циркуляционных электронасосов на патрубках, выполненных в днище корпуса реактора;
- систему очистки теплоносителя и борной компенсации реактивности.

Циркуляция теплоносителя в реакторе осуществляется главными циркуляционными электронасосами следующим образом. Теплоноситель первого контура из верхней части реактора поступает в парогенераторы, где отдает тепло второму контуру.

Охлажденный теплоноситель поступает на всас главных циркуляционных электронасосов. С напора электронасосов он подается в активную зону, где нагревается, поднимается сначала по индивидуальным тяговым участкам, а затем по общему тяговому участку блока труб и устройств вновь поступает на вход в парогенераторы.

Циркуляция теплоносителя при аварийных ситуациях, связанных с остановкой главных циркуляционных электронасосов, осуществляется за счет естественной конвекции по той же схеме.

Водно-химический режим первого контура – коррекционный аммиачно-борнокалиевый.

В качестве газа в парогазовом компенсаторе объема используется азот.

Система очистки теплоносителя и борной компенсации реактивности предназначена для поддержания требуемого качества теплоносителя первого контура и вывода из теплоносителя борной кислоты в процессе выгорания топлива в активной зоне.

В состав системы входят:

- рекуператор;
- доохладитель;
- два электронасоса (один резервный);
- фильтр смешанного действия с катионитом в калий-аммиачной форме и анионитом в боратной форме (постоянно находится в работе, обеспечивая очистку теплоносителя от продуктов коррозии, радиоактивных изотопов, хлоридов и поддержание «буферности» водно-химического и газового режима первого контура);

- три анионитовых фильтра с анионитом в ОН-форме (подключаются при необходимости вывода борной кислоты);

- катионитовый фильтр с катионитом в Н⁺-форме (подключается при необходимости вывода избыточной щелочности);

- трубопроводы и арматура.

Очистка теплоносителя первого контура происходит следующим образом. Часть теплоносителя первого контура поступает в систему очистки, где охлаждается сначала в рекуператоре, а затем в доохладителе, поступает на насос системы очистки, после чего очищается в ионообменном фильтре смешанного действия, подогревается в рекуператоре и возвращается в реактор. Циркуляция теплоносителя осуществляется одним из насосов системы очистки. В случае остановки работающего насоса в работу автоматически включается резервный.

Вывод борной кислоты из теплоносителя происходит следующим образом: теплоноситель первого контура, охлаждаясь в рекуператоре, а затем в доохладителе системы очистки, насосом системы очистки направляется на катионитовый фильтр, где осуществляется выведение щелочности, и на один из анионитовых фильтров, где ведется очистка теплоносителя от борной кислоты. Очищенный теплоноситель поступает на ионообменный фильтр смешанного действия, подогревается в рекуператоре и далее возвращается в реактор. Вывод борной кислоты происходит периодически ступенями 15–20 раз за кампанию между перегрузками топлива.

Второй контур предназначен для получения пара за счет отвода тепла от теплоносителя первого контура.

В его состав входят:

- двенадцать секций, объединяющихся в четыре ПГ;

- четыре фильтра;

- локализирующая арматура;

- трубопроводы.

Питательная вода из паротурбинной установки подается в ПГ, а перегретый пар из ПГ поступает в паротурбинную установку.

На каждой из двенадцати секций размещена локализирующая электроприводная арматура. На паропроводах каждого из четырех ПГ установлена двойная локализирующая пневмоприводная арматура, одна из которых срабатывает по прямому сигналу снижения уровня в реакторе, а на трубопроводах питательной воды локализирующая пневмоприводная арматура служит для отключения ПГ в случае нарушения герметичности его теплообменной поверхности или трубопроводов.

На трубопроводах питательной воды каждого из четырех ПГ установлены механические фильтры для тонкой очистки питательной воды.

Промежуточный контур охлаждения предназначен для отвода тепла от оборудования реакторной установки и передачи его в систему контура технической воды.

Система обеспечивает постоянную подачу воды промежуточного контура на охлаждение:

- шести главных циркуляционных насосов производительностью 70 т/ч;
- 138 приводов системы управления и защиты (СУЗ) производительностью 0,6 т/ч;
- двух доохладителей системы очистки теплоносителя и борной компенсации реактивности производительностью 55 т/ч.

В состав системы входят:

- три насоса (один резервный);
- два теплообменника;
- газовый компенсатор давления;
- ионообменный фильтр смешанного действия;
- фильтр-ловушка;
- арматура и трубопроводы.

Система работает следующим образом. Теплоноситель контура подается насосами на охлаждение оборудования первого контура, после чего идет в теплообменники и далее охлажденный – на всас насосов. Температура воды, поступающей на охлаждение оборудования, – не более 20–45 °С. В случае остановки работающего насоса в работу автоматически вводится резервный.

Давление в промежуточном контуре охлаждения поддерживается на уровне 18 МПа (что выше давления первого контура) с помощью газового компенсатора давления, в котором в качестве газа используется азот.

Система аварийного отвода тепла (рис. 1.3) предназначена для отвода тепла от реактора при авариях и аварийных ситуациях в случае отказа систем нормального расхолаживания и включает:

- систему пассивного отвода тепла;
- систему непрерывного отвода тепла;
- два блока теплообменников, каждый из которых представляет собой бак запаса воды с расположенными в нем тремя теплообменниками системы пассивного отвода тепла, тремя теплообменниками системы непрерывного отвода тепла и трубопроводами подвода и отвода технической воды.

Система пассивного отвода тепла состоит из двух независимых петель, которые отводят тепло в водяных теплообменниках, расположенных в блоках теплообменников системы аварийного отвода тепла.

В состав каждой петли входят:

- три теплообменника-конденсатора, встроенных в реактор, мощностью 6 МВт;
- три водяных теплообменника мощностью 6 МВт;
- компенсатор давления;
- подключающая арматура, срабатывающая по сигналам от системы автоматизированного управления, а также по сигналам от прямого действия среды (по уровню и давлению в реакторе);
- трубопроводы.

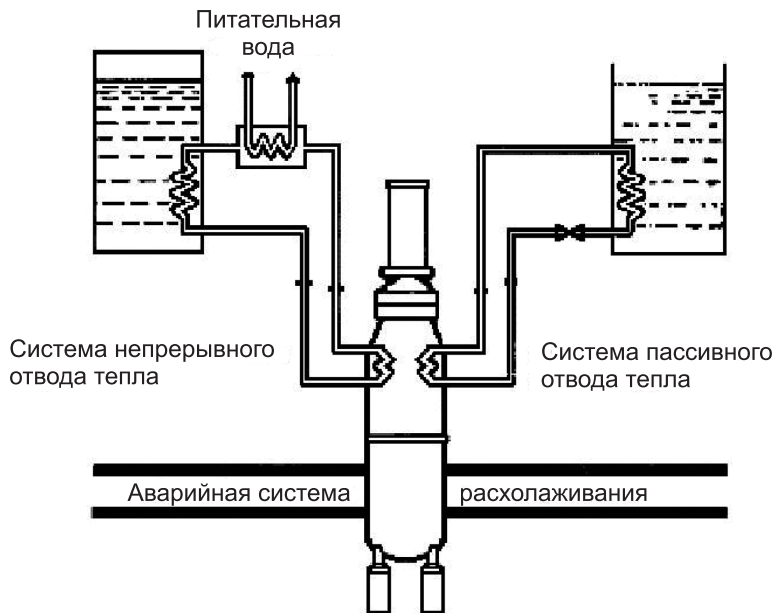


Рис 1.3. Система аварийного отвода тепла

При нормальной работе помимо подключающей арматуры для термостабилизации патрубков в реакторе и трубопроводов предусмотрены протечки.

При расхолаживании тепло, получаемое от первого контура в теплообменниках-конденсаторах, отводится в водяных теплообменниках, расположенных в блоках теплообменников, через которые циркулирует техническая вода. В случае прекращения циркуляции технической воды отвод тепла происходит за счет выпаривания воды из блоков. Запас воды в блоках обеспечивает расхолаживание реактора в течение трех суток. Сброс пара осуществляется в атмосферу.

Ввод системы в действие производится открытием клапанов на трубопроводах слива воды из теплообменников системы пассивного отвода тепла, расположенных в блоках теплообменников.

Давление в системе поддерживается на уровне 18 МПа (что выше давления первого контура) с помощью газового компенсатора давления, в котором в качестве газа используется азот.

Теплообменники-конденсаторы при герметичном первом контуре работают в водо-водяном режиме, а в случае разгерметизации первого контура оказываются в паровом объеме и работают как конденсаторы.

Система непрерывного отвода тепла состоит из двух независимых петель, которые отводят тепло в водяных теплообменниках, размещенных в блоках теплообменников системы аварийного отвода тепла.

В состав каждой петли входят:

- три теплообменника-конденсатора, встроенных в реактор, мощностью 6 МВт;
- промежуточный теплообменник, охлаждаемый холодной водой от конденсатных насосов турбогенератора;
- три водяных теплообменника мощностью 6 МВт;
- компенсатор давления;
- трубопроводы.

Система непрерывного отвода тепла работает при естественной циркуляции теплоносителя следующим образом. Тепло, получаемое от первого контура в теплообменниках-конденсаторах, отводится в промежуточные теплообменники и идет на подогрев питательной воды парогенераторов. Вода в блоках теплообменников нагревается до температуры конденсата из конденсатора турбогенератора (постоянная циркуляция технической воды через блоки не предусматривается).

Блок теплообменников предназначен для отвода тепловыделений от реактора при работе систем непрерывного и пассивного отвода тепла и представляет собой бак с запасом воды, в котором размещена теплообменная поверхность. Охлаждаемая среда движется внутри трубок теплообменной поверхности, охлаждающая вода – в межтрубном пространстве. Часть теплообменной поверхности подключена к системе пассивного отвода тепла, часть – к системе непрерывного отвода тепла. Объем воды в блоке – 1000 м³.

Система удержания давления в реакторе используется совместно с системой аварийного отвода тепла для предотвращения роста давления в реакторе свыше 1,15 рабочего (расчетного) давления в переходных режимах при прекращении подачи питательной воды и приема пара за счет прокачки воды из гидроаккумуляторов системы в парогенераторы.

В состав системы входят:

- четыре гидроаккумулятора объемом 8 м³;
- арматура и трубопроводы.

При возникновении теплоотводных аварий (например, прекращение подачи питательной воды или приема пара) открывается арматура на сбросе пара в атмосферу, расположенная за пределами защитной оболочки. Вода из гидроаккумуляторов под действием сжатого газа прокачивается через парогенератор, снимая пик давления в реакторе до подхвата системами аварийного отвода тепла.

Система ввода жидкого поглотителя предназначена для перевода и поддержания активной зоны реактора в подкритическом и холодном разотравленном состоянии в случае несрабатывания нескольких приводов СУЗ. Кроме того, она используется для подпитки реактора при разгерметизации первого контура.

Система состоит из следующих элементов:

- двух емкостей, содержащих борный раствор, объемом 30 м³;
- подключающей арматуры;
- трубопроводов.

Ввод системы в действие осуществляется открытием пневмоприводной арматуры на трубопроводах, соединяющих емкости с борным раствором с реактором и встроенным в реактор парогазовым компенсатором давления. Открытие клапанов производится автоматически при невведении в активную зону реактора нескольких рабочих органов СУЗ после срабатывания аварийной защиты.

Система работает следующим образом. После открытия клапанов борный раствор подается в реактор за счет превышения емкостей над реактором в результате выравнивания давлений в реакторе и емкостях или за счет давления газовой подушки при разгерметизации первого контура. Начальное давление в газовой подушке составляет 10 МПа.

Система защиты первого контура от повышения давления в запроектных авариях является страховочной и предназначена для защиты реактора от повышения в нем давления в запроектных авариях, когда постулируются отказы систем безопасности (например, при несрабатывании аварийной защиты). Защита осуществляется за счет сброса теплоносителя из первого контура.

Система включает:

- два предохранительных устройства, каждое из которых состоит из мембранного устройства и предохранительного клапана;
- трубопроводы.

Мембранные устройства расположены до предохранительных клапанов со стороны реактора для предотвращения утечки теплоносителя из первого контура в случае неплотности клапанов и рассчитаны на давление срабатывания 23,5 МПа.

Сброс теплоносителя первого контура при работе системы осуществляется в страховочный корпус.

Система декомпрессии реактора предназначена для организации сброса давления из реактора при возникновении ситуации с разгерметизацией первого контура. Она служит средством уменьшения расхода истечения теплоносителя из реактора при разгерметизации его корпуса.

Система включает:

- два мембранных клапана прямого действия;
- два клапана с пневмоприводом, получающие сигнал от прямого действия среды;
- два клапана с пневмоприводом, управляемые дистанционно;
- трубопроводы.

Сброс из реактора осуществляется в страховочный корпус. Два клапана прямого действия срабатывают при повышении давления в страховочном корпусе, а два клапана с пневмоприводом – при снижении уровня давления в реакторе. Клапаны установлены на двух параллельных ветках таким образом, что клапаны прямого действия расположены до клапанов с пневмоприводом со стороны реактора.

Система подпитки первого контура теплоносителем используется для ввода в первый контур химических реагентов с целью поддержания требуемого водно-химического режима, а также в качестве страховочной системы для восполнения потерь теплоносителя первого контура в случае возникновения запроектной аварии с разгерметизацией первого контура.

Система является двухканальной и включает:

- два электронасоса производительностью 20 м³/ч;
- бак с борсодержащим раствором объемом 120 м³;
- трубопроводы и арматуру.

Ввод системы в действие осуществляется дистанционно при уменьшении уровня воды в реакторе ниже допустимого по условиям эксплуатации. Имеется возможность подачи воды из стационарных систем после исчерпания запаса воды бака с борсодержащим раствором.

Система газа предназначена для создания исходного давления газа в реакторе, емкостях системы ввода жидкого поглотителя, компенсаторах давления систем аварийного отвода тепла, промежуточного контура охлаждения оборудования и ремонтного расхолаживания, а также для заполнения и подпитки газом страховочного корпуса указанного оборудования реакторной установки и приема газа от оборудования при проведении регламентных работ, связанных со снятием давления или вскрытием перечисленных систем реакторной установки.

Система включает:

- газовые баллоны;
- компрессор;
- арматуру и трубопроводы.

Ввод системы газа в действие осуществляется дистанционно.

Система ремонтного расхолаживания предназначена для снижения и поддержания температуры в реакторе после вывода установки из действия на уровне, позволяющем вскрытие первого контура и проведение перегрузочных, а также ремонтных работ.

Система включает:

- два насоса (один резервный);
- два теплообменника;

- фильтр;
- арматуру и трубопроводы.

Система подключена к парогенераторам по второму контуру и отводит тепло от реактора с помощью этих парогенераторов, передавая его в теплообменниках технической воде. В случае выхода из строя одного теплообменника расхолаживание установки производится вторым теплообменником.

Страховочный корпус предназначен для размещения внутри него реактора, оборудования и трубопроводов первого контура и служит средством для удержания активной зоны под уровнем теплоносителя, обеспечения расхолаживания реактора и локализации радиоактивных продуктов в случае разгерметизации системы первого контура.

Страховочный корпус представляет собой герметичную металлическую конструкцию, рассчитанную на давление, возникающее при разгерметизации первого контура.

Внутри страховочного корпуса расположены:

- реактор;
- система очистки теплоносителя и борной компенсации реактивности;
- система вентиляции страховочного корпуса;
- арматура и трубопроводы первого, второго и третьего контуров, а также систем аварийного отвода тепла, декомпрессии реактора, защиты первого контура от превышения давления в запроектных авариях и др.

Все проходки трубопроводов и кабелей через страховочный корпус выполнены герметичными. На трубопроводах первого контура, выходящих из страховочного корпуса, установлена локализирующая арматура. Страховочный корпус заполнен азотом.

Система вентиляции страховочного корпуса используется для поддержания в нем необходимого температурного режима.

Система состоит из электровентиляторов и холодильников и работает по замкнутому циклу. Газ из верхней части страховочного корпуса поступает на всас электровентиляторов, предварительно охлаждаясь в холодильниках системы вентиляции. С напора электровентиляторов охлажденный газ подается в страховочный корпус.

Реакторная установка размещена внутри прочноплотной **защитной оболочки**, которая предназначена для предохранения РУ как в процессе работы, так и в период перезарядки реактора от внешних воздействий, обусловленных природно-климатическими явлениями (ураганы и т.д.) и деятельностью человека (падение самолета, взрывы на соседнем предприятии и пр.), а также для локализации радиоактивности в процессе перезарядки реактора и при запроектных авариях.

Защитная оболочка представляет собой прочноплотную строительную конструкцию из бетона, внутри которой размещены страховочный корпус, помещения реакторной установки, необходимое оборудование, шахты и помещения для производства перезарядки реактора, профилактических и ремонтных работ.

Защитная оболочка рассчитана на внутреннее давление 0,1 МПа и на воздействия извне.

1.3. Принципиальная схема УВР-1500

Комплекс основных схемных решений сформулирован с учетом:

- фундаментального мирового опыта разработки и эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами с водой под давлением (PWR);
- внедрения отработанных решений по системам и оборудованию традиционных для реакторных установок ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» (ОКБМ);
- заимствования систем и оборудования энергоблоков ВВЭР;

- выполнения национальных норм и правил атомной техники;
- следования нормам МАГАТЭ и рекомендациям международных экспертных групп;
- использования мирового и отечественного опыта в области детерминистского и вероятностного анализа безопасности при определении состава и структуры систем безопасности.

Схемные решения направлены на достижение следующих целей:

- организация надежной работы энергоблока в соответствии с требованиями по нагрузке в энергосистеме;
- обеспечение максимального КПД энергоблока за счет параметров рабочего пара, экономичной тепловой схемы, сокращения потерь и энергопотребления собственных нужд;
- обеспечение проектных условий работы основного технологического оборудования;
- возможность включения резервного оборудования взамен вышедшего из строя при сохранении текущего уровня мощности;
- возможность работы на сниженном уровне мощности, в том числе при неполном числе работающих петель теплообмена;
- удержание реактора на мощности при отключении нагрузки от генератора;
- повышение свойств инерционности реакторной установки, сглаживания термосиловых нагрузжений и сокращение их цикличности;
- повышение проектных запасов, включая запасы подкритичности, теплотехнические и прочностные, с усилением свойств самозащищенности и предпосылками для форсирования мощности блока;
- исключение предпосылок и условий для имевших место аварий и типовых отказов;
- сокращение радиоактивных отходов и дознагрузок персонала;
- обеспечение пределов и условий безопасности, возможность функциональных проверок систем безопасности;
- предотвращение аварийных ситуаций и аварий, их локализация и ограничение последствий.

Применительно к системам безопасности реализуются следующие подходы: простота; эшелонирование в глубину; умеренное резервирование; сочетание активных и пассивных систем с учетом принципов единичного отказа, разнотипности, пространственного разнесения; обоснованное совмещение функций, в том числе с функциями нормальной эксплуатации; автоматический ввод в действие, в том числе с помощью устройств прямого действия; обеспечение длительного периода невмешательства (grace period), в том числе в ситуации полного обесточивания; наличие систем и средств по ограничению (до уровня нормативных требований) технических и радиационных последствий тяжелых аварий с повреждением топлива, переводом блока в стабильное состояние и возможностью его долговременного контроля и поддержания вплоть до проведения восстановительных работ.

В состав реакторной установки УВР-1500 входят следующие основные контуры и системы:

- первый контур;
- система компенсации давления;
- вспомогательные системы первого контура, обеспечивающие технологический процесс выработки тепла реактором;
- второй контур;
- система аварийного расхолаживания;
- система аварийного охлаждения активной зоны;
- пассивная система аварийного ввода борной кислоты.

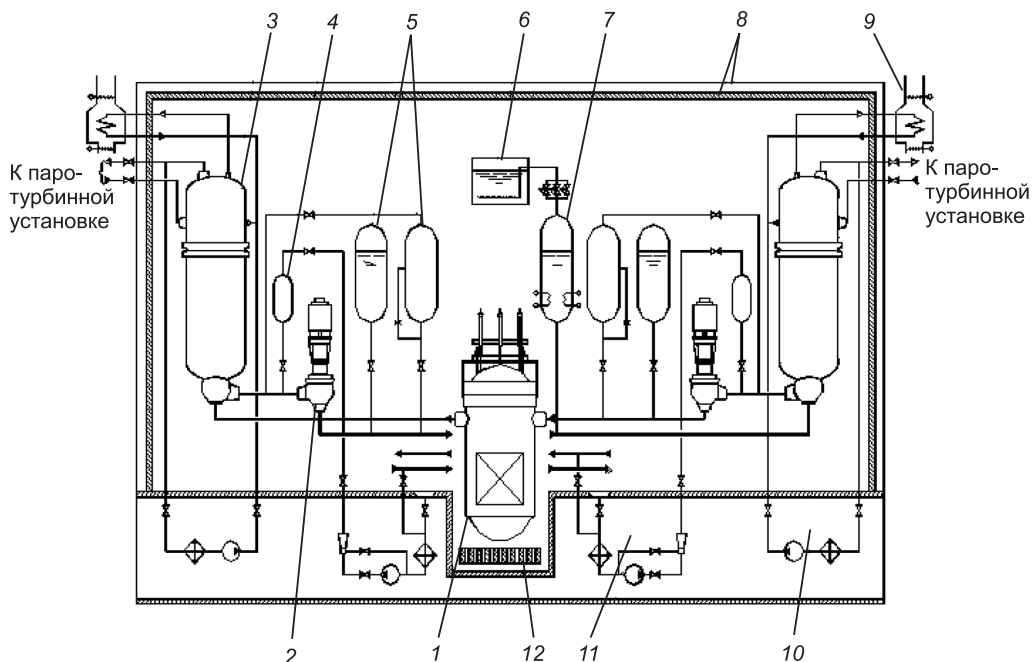


Рис. 1.4. Принципиальная схема УВР-1500:

1 – реактор; 2 – главный циркуляционный насос; 3 – парогенератор; 4 – система быстрого ввода бора; 5 – система аварийного охлаждения зоны (гидроемкости 1-й и 2-й ступеней); 6 – барботер; 7 – компенсатор давления; 8 – защитная оболочка двойная бетонная; 9 – система аварийного расхолаживания и продувки ПГ; 10, 11 – система планового и аварийного расхолаживания первого контура; 12 – ловушка активной зоны

Принципиальная схема реакторной установки УВР-1500 представлена на рис. 1.4 и отражает основные схемно-конструктивные решения по отдельным системам и оборудованию РУ.

Первый контур. Четырехпетлевая схема циркуляции в системе охлаждения реактора включает:

- «горячую» магистраль Ду850, связывающую реактор с гидрокамерой ПГ;
- вертикальный парогенератор ПГВС;
- магистраль Ду850, связывающую парогенератор с гидрокамерой ГЦН первого контура в одной плоскости с «горячей» магистралью петли;
 - главный циркуляционный насос первого контура ЦВН-18 с горизонтальным боковым подводом теплоносителя в приемную камеру и отводом его из напорной камеры вертикально вниз;
 - «холодную» магистраль петли циркуляции Ду850, связывающую ГЦН с реактором и выполненную без гидрозатвора по отношению к активной зоне;
 - общие для всех петель опускной («холодный») и подъемный («горячий») участки контура в реакторе.

При проектировании главного циркуляционного контура (ГЦК) учитывались уроки эксплуатации аналогов и прототипов и были исключены предпосылки для имевших место типовых отказов и аварий. Способствуя повышению надежности и безопасности УВР-1500 в целом, предусматриваются следующие компоновочные решения:

- размещение петель ГЦК внутри защитной оболочки (ЗО);
- идентичность компоновки и минимальная металлоемкость циркуляционных петель;

ОГЛАВЛЕНИЕ

Список принятых сокращений	3
Предисловие	4
Глава 1. Описание принципиальных схем атомных электростанций	5
1.1. Схемы АЭС с реакторами типа ВВЭР	5
1.2. Описание и обоснование схемно-конструктивных решений ВПБЭР-600	7
1.3. Принципиальная схема УВР-1500	14
1.4. Принципиальная схема АТЭЦ с реактором ВБЭР-300	21
1.5. Схема АЭС с реактором ВВЭР-440	37
Глава 2. Тепловыделяющие сборки ядерных реакторов	40
2.1. Ядерное топливо реактора	40
2.2. Тепловыделяющая сборка ВВЭР-1000	42
2.3. Тепловыделяющие сборки	53
2.4. Тепловыделяющая сборка УВР-1500	59
2.5. Тепловыделяющие сборки ВВЭР-440	67
2.6. Тепловыделяющая сборка ВБЭР-300	73
2.7. Твэлы и ТВС реакторов PWR	75
2.8. Материалы оболочек твэлов	78
Глава 3. Конструкции водо-водяных энергетических реакторов	85
3.1. Реактор ВВЭР-440	86
3.2. Серийный ядерный реактор ВВЭР-1000	90
3.3. Реактор ВПБЭР-600	113
3.4. Реакторный блок ВБЭР-300	135
3.5. Реактор УВР-1500	141
3.6. Водо-водяные реакторы-размножители типа LWBR	153
Глава 4. Теплообменное оборудование АЭС	183
4.1. Горизонтальные парогенераторы	183
4.2. Вертикальные парогенераторы насыщенного пара	202
4.3. Конструкции парогенераторов ведущих мировых производителей	213
4.4. Парогенератор реакторного блока ВБЭР-300	221
4.5. Парогенератор ВПБЭР-600	223
Глава 5. Главные циркуляционные насосы	226
5.1. Развитие конструкций главных циркуляционных насосов для АЭС с реакторами ВВЭР-1000	226
5.2. Главный циркуляционный электронасос ВВЭР-440	242
5.3. Главный циркуляционный насос УВР-1500	248
5.4. Главный циркуляционный насос реакторного блока ВБЭР-300	255
5.5. Насосы для реакторов, охлаждаемых водой	256
5.6. Главный циркуляционный электронасос ВПБЭР-600	268
Глава 6. Концепция проекта АЭС-2006	271
6.1. Основные принципы и подходы при проектировании	271
6.2. Проект активной зоны для РУ АЭС-2006	278
Литература	286