

А.А. Наседкин (асп. каф. РиПГС), С.М. Бор, д.т.н., проф.

ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ РЕАКТОР ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВПБЭР-600 ДЛЯ АЭС НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Настоящий этап развития ядерной энергетики, как за рубежом, так и в нашей стране характеризуется приоритетной задачей повышения безопасности действующих АЭС и создания реакторов повышенной безопасности для АЭС нового поколения. Перспектива развития ядерной энергетики однозначно определяется возможностью гарантированной безопасности населения и окружающей среды. Высокий уровень безопасности достигается за счет совершенствования активных, введения пассивных защитных и локализирующих систем, а также последовательной реализации концепции внутренне присущей безопасности. Создание реакторов нового поколения, обладающих свойством самозащищенности, позволяет обеспечить устойчивость к отказам оборудования и ошибкам персонала, ограничить радиационные последствия самых тяжелых аварий, исключить необходимость эвакуации населения.

Задача создания реактора повышенной по существу предельно достижимой безопасности успешно решена применительно к реакторной установке (далее РУ) для атомных станций теплоснабжения АСТ-500, высокая безопасность которой подтверждена независимой экспертизой МАГАТЭ. Поэтому основные принципиальные решения по безопасности АСТ, такие, как интегральная компоновка реактора, применение страховочного корпуса, пассивные системы безопасности разного типа действия с глубоким резервированием и самосрабатыванием, легли в основу при разработке энергетического реактора повышенной безопасности электрической мощностью 630 МВт ВПБЭР-600.

Конструкция реактора. ВПБЭР-600 представляет собой водо-водяной интегральный реактор, заключенный в страховочный корпус для локализации аварий, связанных с разгерметизацией трубопроводов вспомогательных систем первого контура или корпуса. 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 (рис. 1). Теплосъем с активной зоны осуществляется принудительной циркуляцией теплоносителя с помощью главных циркуляционных насосов первого контура, встроенных в днище корпуса реактора. Электронасос - центробежный, вертикальный с герметичным электродвигателем.

Над активной зоной (а.з.) размещается блок защитных труб (БЗТ), уплотняющий головки ТВС, в котором размещены направляющие рабочих органов СУЗ. Через отверстия во внутрикорпусной шахте теплоноситель (т.н.) равномерно подается к трубным системам парогенератора (ПГ). В кольцевом зазоре между корпусом реактора и внутрикорпусной шахтой на уровне выше а.з. расположена теплообменная поверхность проточного ПГ, состоящего из 12 независимых секций. На входе в а.з. размещена напорная камера, обеспечивающая равномерную раздачу расхода т.н. по ТВС. Благодаря простоте контура создается высокий уровень естественной циркуляции, достаточной для надежного охлаждения а.з. во всех аварийных ситуациях, включая пароконденсатный режим при разрыве циркуляции по воде.

Также основной особенностью интегральной компоновки является наличие большого водяного зазора между а.з. и корпусом реактора, выполняющего роль радиационной защиты. В результате флюенс нейтронов снижен настолько (до $5 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$), что снимается вопрос об изменении свойств металла корпуса реактора под действием облучения. Над ПГ, под уровнем т.н. размещены теплообменники - конденсаторы для аварийного отвода тепла от реактора, работающие как конденсаторы при разгерметизации первого контура (1к.). На

крышке реактора размещены индивидуальные электромеханические приводы СУЗ, с помощью которых перемещаются их рабочие органы в режиме регулирования и сбрасываются в а.з. в режиме аварийной защиты (АЗ). С целью контроля за нейтронным потоком в пространстве между внутрикорпусной шахтой и корпусом реактора на уровне а.з. расположены ионизационные камеры.

Отрицательная обратная связь по температуре т.н. обеспечивает самоограничение мощности в аварийных режимах с повышением мощности и температуры в а.з., отрицательный паровой коэффициент реактивности - самоостановку реактора при разгерметизации 1к.

Реактор и все его системы, находящиеся во время работы под давлением 1к., размещены в страховочном корпусе. Расположение реактора во втором прочном контуре, рассчитанном на давление, которое возникает при разгерметизации 1к., обеспечивает сохранение а.з. под уровнем воды, исключает плавление топлива, служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов. Реактор размещен под прочноплотной бетонной защитной оболочкой.

Принципиальная схема реактора ВПБЭР-600. ВПБЭР-600 представляет собой двухконтурную установку с водо-водяным корпусным реактором интегрального типа. Первый контур вмещает в себя основной контур циркуляции, размещенный внутри корпуса реактора, а также системы компенсации давления, очистки теплоносителя и введения жидкого поглотителя. Этот контур обслуживается системами водоподготовки, заполнения и подпитки, отбора проб, воздухоудаления и дренажа. Второй контур (2к.) состоит из 12 независимых секций ПГ с индивидуальным подводом питательной воды и выводом пара за пределы страховочного корпуса. Далее секции ПГ объединяются в 4 петли, по которым пар подается в паротурбинную установку, откуда возвращается питательная вода.

Основные характеристики ВПБЭР-600 следующие:

Мощность, МВт. :

тепловая 1800

электрическая 630

Циркуляция т.н. 1к. Принудительная

Параметры т.н. 1к. :

давление, МПа 15,7

температура на входе в а.з., град С 294,5

на выходе из а.з., град С 325

Параметры 2к. :

паропроизводительность, т/ч 3350

давление перегретого пара, МПа 6,5

температура перегретого пара, град С 305

Диапазон изменения мощности, % N 30-100

Срок службы, год 60

Максимальное проектное землетрясение, балл . . 8

Защитные системы безопасности. Система аварийной защиты реактора предназначена для перевода реактора в подкритическое состояние при возникновении аварийной ситуации или отклонении от условий нормальной эксплуатации.

Важной особенностью ВПБЭР-600 является использование самосрабатывающих устройств, с помощью которых обесточивается часть приводов СУЗ, достаточная для выполнения функций аварийной защиты, минуя цепи автоматики по прямому действию давления в реакторе или страховочном корпусе. Система аварийного ввода бора переводит и поддерживает а.з. в подкритическом состоянии в случае несрабатывания приводов СУЗ и состоит из двух емкостей с борным раствором. Ввод одной из емкостей в действие осуществляется открытием быстродействующей арматуры на трубопроводах, соединяющих емкость с борным раствором с реактором, либо вскрытием мембраны по прямому действию давления в реакторе. Вторая емкость, предназначенная для остановки реактора при авариях, связанных с разгерметизацией 1к., пассивно вводится в действие по принципу

гидроаккумулятора. Пассивные системы аварийного отвода тепла включают в себя 2 блока теплообменников, образующих систему непрерывного и пассивного отвода тепла, каждый из которых отводит тепло в баки запаса воды. Система непрерывного и пассивного отвода тепла работают при естественной циркуляции т.н. Тепло, 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 ПГ в промежуточных т/о. Система пассивного отвода тепла включается при возникновении аварии путем открытия клапанов на трубопроводах слива воды из т/о как по сигналам от системы автоматического управления, так и непосредственно от воздействия давления или уровня воды в реакторе.

При расхолаживании тепло, отводимое от реактора теплообменниками-конденсаторами систем пассивного и непрерывного отвода, передается в баки запаса воды, через которые циркулирует техническая вода. В случае прекращения циркуляции технической воды тепло отводится за счет выпаривания воды из баков. Запаса воды в одном баке достаточно для расхолаживания реактора в течении 3 суток, в 2 баках- 7 суток. Возможно применение воздушных т/о, что позволит неограниченное время отводить тепло от реактора после выпаривания воды из баков.

Система декомпрессии реактора предназначена на случай запроектной аварии с разгерметизацией в его нижней части. При повышении давления в страховочном корпусе и значительном снижении уровня т.н. в реакторе по прямому действию этих параметров вскрываются клапаны декомпрессии на компенсаторе давления, что приводит к выравниванию давления в реакторе и страховочном корпусе и прекращению истечения.

Локализирующие системы безопасности. Страховочный корпус является пассивным защитным и локализирующим устройством, обеспечивающим безопасность при разрыве трубопроводов и разгерметизации корпуса реактора в пределах технически возможной величины. Он рассчитан на давление, возникающее при разрыве 1к., и служит средством удержания а.з. под уровнем воды, расхолаживания реактора и локализации радиоактивных продуктов.

Система локализирующей арматуры отключает ПГ в случае нарушения его герметичности. На каждой секции ПГ установлена локализирующая электроприводная арматура, приваренная к страховочному корпусу. На каждой петле установлена двойная локализирующая пневмоприводная арматура.

Основы безопасности реактора ВПБЭР-600. Основная концепция безопасности ВПБЭР-600 - сочетание внутренне присущей самозащищенности и пассивных систем безопасности. Система непрерывного отвода тепла постоянно находится в работе и поэтому не требуется срабатывание каких-либо устройств при необходимости аварийного расхолаживания реактора, выполненная аналогичным образом пассивная система отвода тепла с самовскрыванием гарантирует высокую надежность аварийного теплоотвода. Интегральная компоновка принципиально исключает классы аварий больших и средних течей при разрыве трубопроводов 1к.

Размещение реактора в прочном страховочном корпусе обеспечивает сохранение а.з. под водой при любом разрыве 1 к., что исключает плавление топлива. Страховочный корпус служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов.

Привлекательное свойство ВПБЭР-600 - самообеспечение безопасного состояния. Вероятность реализации аварии с тяжелыми повреждениями а.з. ВПБЭР-600 составляет менее 10^{-8} на один реактор-год.

Принятые проектные решения, качественно новый уровень безопасности снимает вопрос о расстоянии при размещении АЭС с реактором ВПБЭР-600, исключает необходимость эвакуации населения, позволяют размещать АЭС в непосредственной близости от городов и других населенных пунктов, крупных энергопотребителей.

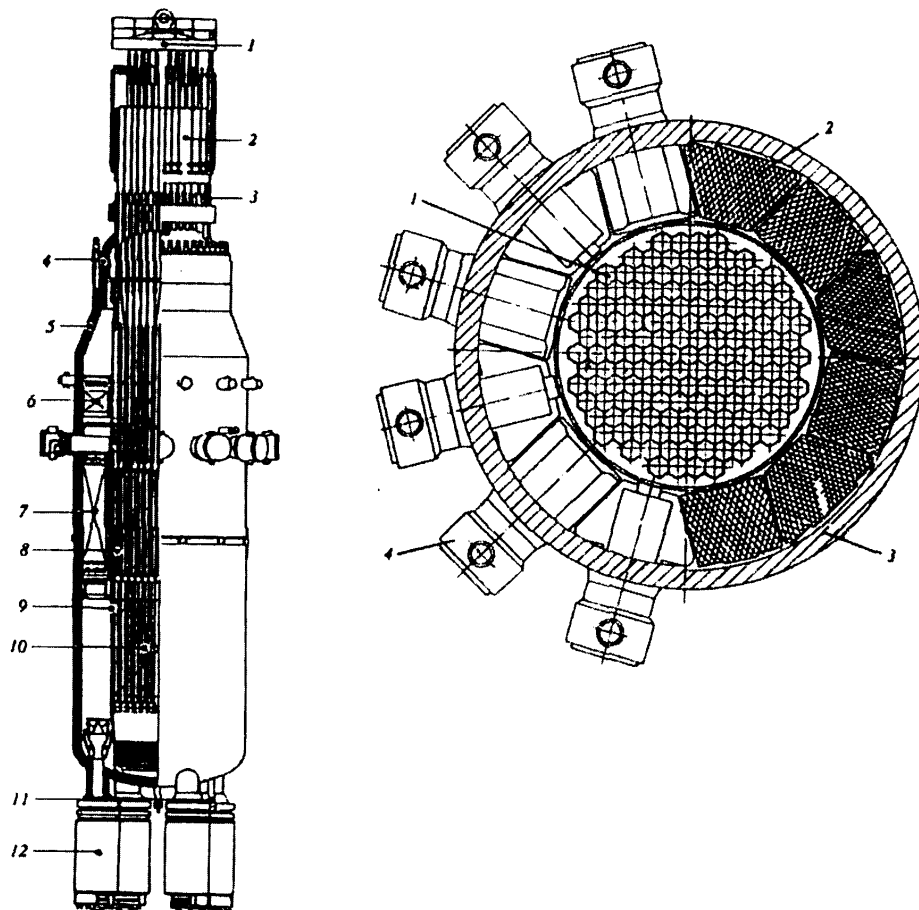


Рис. 1 Водяной повышенной безопасности энергетический реактор ВПБЭР-600

ЛИТЕРАТУРА:

1. 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.