

# Реактор PIUS . Статус и перспективы

## Анализ конструкции и разработки реакторов, основанных на принципе «внутренне присущей безопасности»

Тор Педерсен

Ядерная энергия является важным альтернативным источником энергии в будущем, однако ее перспективы могут оказаться под угрозой в случае новых крупных аварий на реакторах, подобных авариям на АЭС Три Майл Айленд и в Чернобыле.

В основе усилий, направленных на создание реактора PIUS (реактор с внутренне присущей безопасностью), лежит уверенность в том, что будущее развитие ядерной энергии, используемой в мирных целях, должно базироваться на технологиях, безопасность которых с точки зрения возможности крупных аварий является внутренне присущей характеристикой конструкции реактора, на которую не смогут повлиять отказы оборудования или ошибки персонала. Необходимость выполнения данного требования признается целым рядом промышленно развитых государств, в которых осуществляется или планируется провести оценку концепции PIUS; особое значение данное требование приобретает для государств, рассматривающих возможность развития у себя ядерной энергетики.

Говоря простым языком, целью принципа PIUS является сохранение целостности активной зоны в любых реально возможных аварийных условиях, путем использования конструкций, в которых процессы останова и охлаждения реактора полностью основаны на неопровержимых законах природы (например, гравитация и термогидравлика). Сохранение целостности активной зоны гарантирует отсутствие крупных выбросов радиоактивности в окружающую среду, и, тем самым, обуславливает наличие лишь весьма незначительного риска с точки зрения безопасности.

### Конструкция реакторной установки

В результате опытно-конструкторских работ по созданию реактора типа PIUS, осуществляемых фирмой ABB Атом уже в течение свыше десяти лет, был разработан целый ряд конструкций такого

реактора. Все они основаны на хорошо отработанной технологии и инфраструктуре легководных реакторов (LWR), в которой для реализации принципа PIUS изменена компоновка и добавлены некоторые специальные компоненты. Для производства электроэнергии предназначалась одна из самых ранних конструкций реактора мощностью 1600 МВт<sub>т</sub> или 500 МВт<sub>эл</sub>, в котором активная зона и четыре петли (парогенератор/циркуляционный насос) размещались внутри большого бетонного корпуса. За ней последовал целый ряд конструкций, основанных на концепции использования модулей, состоящих из одной активной зоны и соответствующей петли (парогенератор/циркуляционный насос), объединенных в энергоблоки различной мощности. В 1987 г. в рамках международного сотрудничества были начаты исследования и ра-

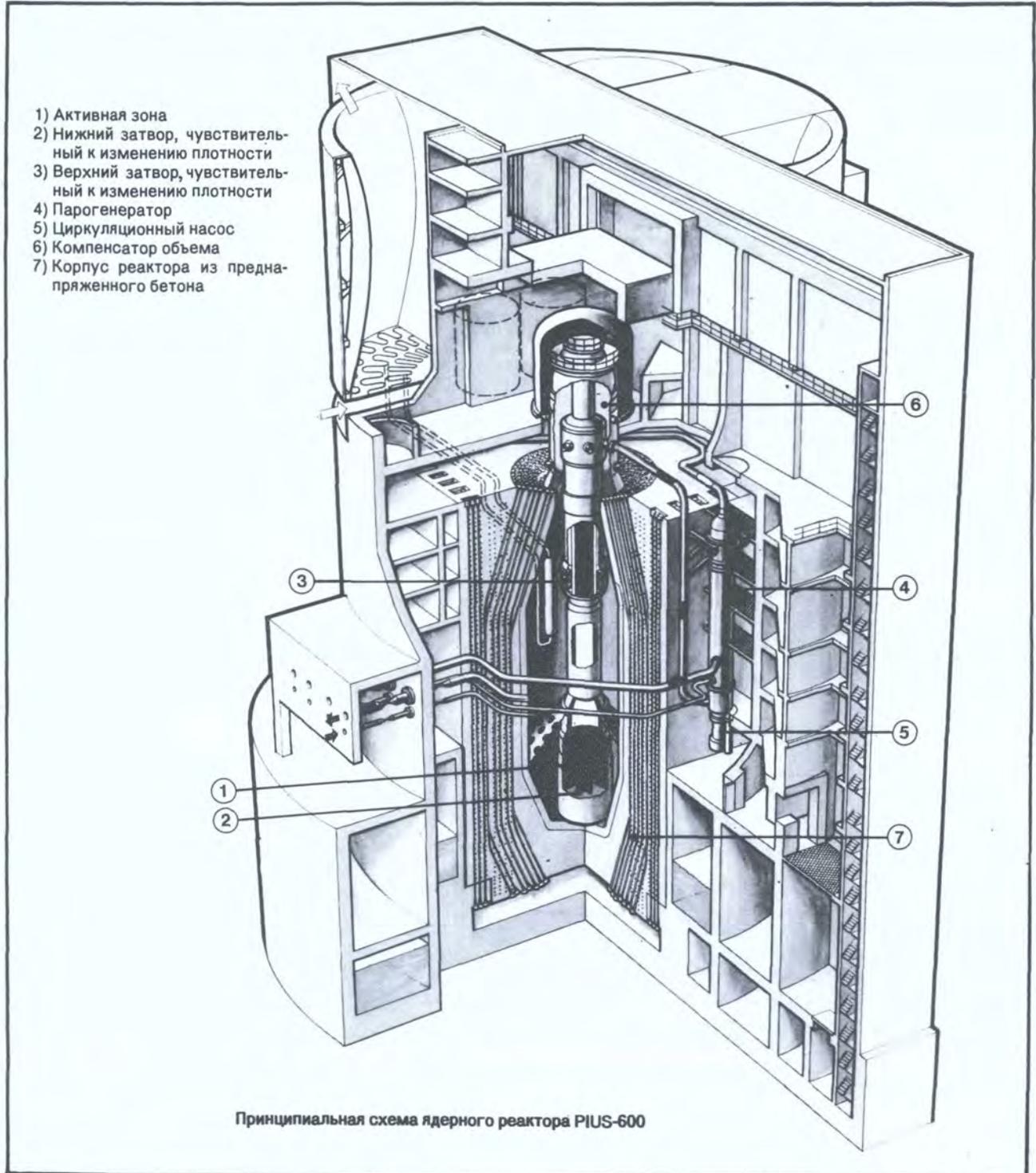
### Основные параметры реактора PIUS-600

Тепловая мощность	2000 МВт
Полезная энергетическая мощность	640 МВт
Температура циркулирующего теплоносителя	18 °С
Количество ТВС	213
Высота активной зоны	2,50 м
Эквивалентный диаметр активной зоны	3,76 м
Среднее линейное энерговыделение ТВС	11,9 кВт/м
Средняя плотность энерговыделения	72,3 кВт/л
Температура теплоносителя на входе в активную зону	260 °С
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны	290 °С
Рабочее давление	9 МПа
Расход теплоносителя	13 000 кг/с
Среднее выгорание	45 000 МВт-сутки/т
Диаметр шахты бетонного корпуса	12 м
Объем шахты бетонного корпуса	3300 м <sup>3</sup>
Общая высота бетонного корпуса	43 м
Толщина бетонного корпуса	7 м
Количество парогенераторов и циркуляционных насосов	4

Г-н Педерсен — инженер-электрик реакторного отдела фирмы ABB Атом, Вестерас, Швеция.

боты по созданию варианта конструкции реактора PIUS, предусматривавшего расположение парогенераторов и циркуляционных насосов вне бетонного корпуса, в котором находится активная зона реактора. Данная конструкция была выбрана в качестве стандартной исходной конструкции. Тепловая мощность этого реактора составляет 2000 МВт, а номинальная полезная электрическая мощность – 640 МВт (см. таблицу и рисунок).

Активная зона аналогична активной зоне реактора с водой под давлением (PWR) и насчитывает 213 ТВС, состоящих из более коротких твэлов PWR стандартного диаметра. Активная зона расположена в нижней части реакторного бассейна, заполненного теплоносителями с высоким содержанием бора и заключенного в корпус реактора из предварительно напряженного бетона (КРПБ). В активной зоне стержни управления не использу-



ются ни для останова реактора, ни для регулировки мощности. Контроль за реактивностью осуществляется с помощью изменения содержания и температуры бора в теплоносителе реактора.

С точки зрения средней линейной энергонаправленности, температур, расхода теплоносителя и соответствующих перепадов давления характеристики активной зоны реактора PIUS-600 значительно ниже соответствующих характеристик современных реакторов с водой под давлением. Компенсация реактивности обеспечивается с помощью выгораемого поглотителя (гадолиний) в некоторых из твэлов, а также благодаря высокому отрицательному коэффициенту реактивности замедлителя в течение всего эксплуатационного цикла.

Из активной зоны теплоноситель, разогретый до температуры 290 °С, поднимается по подъемному трубопроводу и выходит из корпуса реактора через патрубки, расположенные в его верхней части. Далее теплоноситель по горячим ниткам трубопровода попадает в четыре прямоточных парогенератора, установленных за пределами КРПБ. Главные циркуляционные насосы располагаются под парогенераторами, с которыми они конструктивно соединены. ГЦН представляют собой увеличенный вариант бессальниковых погружных насосов, которые используются в качестве циркуляционных насосов на АЭС с кипящими реакторами фирмы АВВ Атом.

Холодная нитка трубопровода соединена с корпусом реактора с помощью патрубков в верхней его части на том же самом уровне, где расположены и патрубки горячих ниток; нисходящий поток теплоносителя с температурой 260 °С поступает на вход в активную зону через опускной трубопровод. На пути в активную зону нисходящий поток разгоняется; между опускным трубопроводом и компенсатором объема имеется несколько открытых соединений, представляющих собой сифонные „заслонки“, которые предупреждают утечку массы теплоносителя из бассейна реактора в случае гипотетической аварии с разрывом холодной нитки трубопровода. Кроме того, несколько заслонок установлено между опускным и подъемным трубопроводами. Нисходящий поток теплоносителя попадает на вход в активную зону реактора в нижней части опускного трубопровода.

Ниже входного патрубка активной зоны расположен трубопровод диаметром один метр, соединенный с бассейном реактора. Пучок труб, установленных в этом трубопроводе, предельно уменьшает перемешивание теплоносителя и обеспечивает стабильное отделение теплоносителя горячей петли от более холодного теплоносителя бассейна реактора. Данный трубопровод, фактически представляющий собой пучок труб, обеспечивает стратификацию теплоносителя и образует так называемый нижний „затвор“, чувствительный к изменению плотности, и является одним из специальных компонентов, необходимых для реализации принципа „внутренне присущей безопасности“. Положение границы раздела сред (горячего и холодного теплоносителя) определяется с помощью измерений температуры, которые используются для контроля за расходом теплоносителя и скоростью работы ГЦН в целях поддержания этой границы на постоянном уровне в нормальном режиме эксплуатации. В бассейне

реактора имеется еще один чувствительный к изменению плотности „затвор“, расположенный в верхней части бассейна, где находится подъемный трубопровод. В данном верхнем „затворе“ имеется аналогичный пучок труб и несколько небольших отверстий между подъемным трубопроводом и этим затвором.

Такая конструкция реактора с двумя постоянно открытыми затворами, соединенными с бассейном, в котором находится теплоноситель с высоким содержанием бора, является основой реализации принципа „внутренне присущей безопасности“, обеспечивающей постоянную естественную циркуляцию теплоносителя из бассейна реактора через нижний затвор и входной патрубок в активную зону, затем из активной зоны по подъемному трубопроводу через верхний затвор назад в бассейн реактора. В нормальном режиме эксплуатации контур естественной циркуляции остается незадействованным, благодаря регулировке скорости работы ГЦН, обеспечивающей постоянный уровень раздела горячей и холодной сред в нижнем затворе, а также благодаря регулировке объема теплоносителя в петле первого контура, обеспечивающей постоянный уровень раздела горячей и холодной сред в верхнем затворе. Данные измерений температуры на границе раздела сред в верхнем затворе используются в целях регулировки объема петли первого контура. Расход теплоносителя определяется разницей температур теплоносителя на выходе из активной зоны реактора и в бассейне реактора. Результирующий перепад давлений в активной зоне и подъемном трубопроводе должен соответствовать статической разности давлений на границах раздела сред в верхнем и нижнем затворах, чувствительных к изменению плотности. Главные циркуляционные насосы используются для поддержания баланса давлений во время эксплуатации реактора в базовом режиме и режиме следования за нагрузкой. Неожиданное нарушение этого баланса давлений, которое может произойти, например, во время аварии или в экстремальном переходном режиме, приведет к тому, что благодаря естественной циркуляции борированный теплоноситель поступит из бассейна реактора в активную зону и вызовет тем самым останова реактора и непрерывное охлаждение активной зоны. Верхняя часть обоих затворов, чувствительных к изменению плотности, т.е. объем, находящийся под разделом горячей и холодной сред, обычно заполнен горячим теплоносителем из петли первого контура, выполняющим роль буферного объема, препятствующего доступу теплоносителя из бассейна реактора и предупреждающего ошибочные останова реактора во время незначительных эксплуатационных неполадок.

Охлаждение борированной воды в бассейне реактора осуществляется с помощью двух систем; одна из них основана на принудительной циркуляции теплоносителя в бассейне реактора через теплообменники и насосы, расположенные вне корпуса реактора; вторая пассивная система использует теплообменники в бассейне реактора и петли естественной циркуляции теплоносителя в сухие градирни, расположенные на вершине здания реактора – по одной градирне в каждом углу. Система естественной циркуляции теплоносителя обеспечивает охлаждение и предупреждает закипание

теплоносителя в бассейне реактора в аварийных ситуациях даже при выходе из строя хотя бы одного контура. В случае отказа всех систем охлаждения бассейна реактора находящийся в нем теплоноситель в состоянии обеспечить охлаждение активной зоны в течение одной недели.

Шахта КРПБ диаметром примерно 12 м и глубиной около 38 м вмещает приблизительно 3300 м<sup>3</sup> теплоносителя. Диаметр монолитного бетонного корпуса составляет около 27 м, а высота – 43 м. Он крепится к опорной конструкции с помощью тросов натяжения. Способность корпуса реактора выдерживать давление обеспечивается большим числом тросов предварительного напряжения, как горизонтальных, намотанных вокруг шахты реактора, так и вертикально натянутых тросов, а также благодаря арматуре.

Шахта реактора облицована нержавеющей сталью. Кроме того, имеется дополнительный барьер – встроенная стальная мембрана, находящаяся в бетоне на глубине примерно одного метра и поднимающаяся выше уровня верхнего затвора, чувствительного к изменению давления; данная мембрана предупреждает потерю теплоносителя в бассейне реактора, находящегося ниже этого уровня, в результате протечки стальной облицовочной оболочки. Запрещается делать какие-либо проходки ниже этого уровня.

Сверху корпуса реактора из преднапряженного бетона установлен дополнительный стальной бак, скрепленный с помощью нескольких тросов с основанием КРПБ. В данном дополнительном баке имеются патрубки для горячих и холодных ниток трубопроводов, петель с принудительной циркуляцией системы охлаждения бассейна реактора, а также для трубопроводов некоторых других систем; кроме того, в нем размещается компенсатор объема и подъемный трубопровод.

КРПБ и реактор находятся в защитной оболочке, компенсирующей возрастание давления. Трубопровод сброса пароводяной смеси берет начало в сухом колодце конденсационного бассейна и ведет к мокрому колодцу. Все оборудование, связанное с теплоносителем реакторной петли и бассейна реактора, имеющего высокую температуру и давление, размещается внутри защитной оболочки, рассчитанной на разрыв трубопровода полным сечением. Конструкция изготовлена из железобетона, способного выдержать удар падающего самолета. В целях обеспечения герметичности вся защитная оболочка облицована нержавеющей сталью.

Уровень мощности реактора регулируется с помощью контроля за содержанием бора и температурой теплоносителя. В нормальном режиме работы реактора уровень мощности можно регулировать, не изменяя содержания бора в теплоносителе, а лишь используя высокий отрицательный температурный коэффициент реактивности теплоносителя. Уровень мощности можно изменить путем простого изменения расхода питательной воды, поступающей в парогенераторы. Увеличение расхода питательной воды приводит к уменьшению температуры нисходящего потока теплоносителя, что, в свою очередь, поднимает уровень мощности реактора. Такую процедуру можно использовать для повышения или уменьшения мощности на 40 %, изменяя уровень мощности реактора на 20 % в минуту. Во время ежедневной эксплуатации в режиме

следования за нагрузкой уменьшения мощности со 100 % до 50 % можно достигнуть, например, путем незначительного изменения содержания бора в начале цикла первого дня. В последующие дни никаких дополнительных изменений не требуется. За пределами этого диапазона изменение концентрации бора необходимо для удержания температуры теплоносителя на выходе из активной зоны в приемлемых пределах. Концентрация бора регулируется путем инъекции дистиллированной воды в целях увеличения мощности или инъекции воды с высоким содержанием бора с одновременным удалением аналогичного объема обычного теплоносителя в целях снижения уровня мощности; данная процедура соответствует обычным операциям на реакторах с водой под давлением.

Кроме того, на реакторе имеются системы контрольно-измерительных приборов, системы защиты, логические системы и системы инициализации, используемые для останова реактора, отвода остаточного тепла, изоляции защитной оболочки и т.д., которые аналогичны системам, существующим на действующих легководных реакторах. Однако их роль в обеспечении безопасности станции значительно снижена. Контрольно-измерительные приборы, системы контроля, защиты и инициализации расположены отдельно от других систем и находятся в отдельных физически хорошо защищенных боксах под зданием реактора. Система защиты реактора, в которой используется логика совпадений 2 из 4, предназначена для инициализации процесса снижения мощности реактора, его постепенного или аварийного останова, когда реакторные параметры превышают установленные пределы.

В большинстве случаев уменьшение уровня мощности с помощью регулирования расхода питательной воды или дальнейшего снижения мощности до состояния горячего резерва или горячего подкритичного состояния путем инъекции теплоносителя с высоким содержанием бора в первый контур является адекватной контрмерой. Аварийный останов реактора осуществляется только в нескольких случаях с помощью отключения одного из ГЦН. В этом случае теплоноситель из бассейна реактора поступит в первый контур, что приведет к останову реактора и поддержанию горячего подкритичного состояния. Температура конструкций петли первого контура быстро упадет примерно на 50–60 °С, однако такой переходный режим не приведет к критически важному повышению термической усталости компонентов.

По сравнению с конструкциями действующих в настоящее время легководных реакторов в реакторе PIUS-600 отсутствует целый ряд систем, обеспечивающих безопасность станции: системы ввода стержней управления и инъекции бора заменены затворами, чувствительными к изменению плотности; отпала необходимость в автоматических системах снижения давления; вместо вспомогательной системы подачи питательной воды, необходимой для отвода остаточного тепла используется бассейн реактора; системы отвода тепла и орошения защитной оболочки заменены системами пассивного охлаждения бассейна реактора. Замкнутые системы теплоносителя, важные с точки зрения обеспечения безопасности, а также вентиляционная система, системы нагрева и управления, системы энергоснабжения переменного тока замене-

ны системами, не играющими важной роли в обеспечении безопасности и позволяющими значительно упростить конструкцию. Оставшиеся функции обеспечения безопасности выполняются: системой защиты реактора, отключающей один из ГЦН для аварийного останова реактора; системой изоляции защитной оболочки с помощью отсечной арматуры; предохранительной арматурой корпуса реактора, приводимой в действие разницей в давлениях; а также пассивной системой охлаждения бассейна реактора. Однако для защиты активной зоны необходима только последняя система, которая обеспечит поддержание реактора в состоянии горячего резерва в течение как минимум одной недели.

В результате упрощается эксплуатация и техническое обслуживание этого реактора по сравнению с действующими легководными реакторами, а практическое отсутствие беспокойства по поводу возможности крупных аварий должно способствовать дальнейшему упрощению его эксплуатации.

### Реагирование на экстремальные переходные режимы

В течение многих лет поведение различных конструкций реактора, основанных на принципе внутренне присущей безопасности, в различных экстремальных переходных режимах экстенсивно анализировалось частично в рамках экспериментов, но, главным образом, с помощью методов компьютерного моделирования. В этих целях было разработано очень эффективное программное обеспечение, особенно для моделирования динамического поведения такого типа реактора. Возможности достаточно точно моделирования поведения реактора и станции с помощью такой компьютерной программы были проверены экспериментально на испытательных стендах с последующим сравнением экспериментальных и расчетных результатов.

Было проанализировано большое число переходных режимов и аварийных ситуаций, результатом которых всегда является останов реактора или продолжение эксплуатации на безопасном более низком уровне мощности. Каких-либо сценариев развития аварии, которые привели бы к оголению активной зоны и/или потере запаса до кризиса теплообмена (DNB) выявлено не было.

С точки зрения требований, предъявляемых к защитной оболочке, между станцией с реактором PUS и существующими АЭС с легководными реакторами существуют некоторые весьма существенные различия. В реакторах с внутренне присущей безопасностью целостность топливных элементов обеспечивается за счет автоматически срабатывающих пассивных систем, поэтому даже в случае любой вероятной аварии оголения активной зоны и перегрева твэлов не произойдет. Выброс радиоактивных веществ в объем защитной оболочки может случиться в результате разрыва трубопровода и возможной разгерметизации твэлов в активной зоне до начала аварии; сама авария не приведет к дополнительному разрушению топливных элементов. Во время разгерметизации реактора только часть горячего теплоносителя попадет из петли первого контура в объем защитной оболочки.

За первоначальной разгерметизацией реактора последует охлаждение активной зоны за счет естественной циркуляции теплоносителя в бассейне реактора, благодаря которой будет осуществляться отвод остаточного тепла. Система охлаждения бассейна реактора благодаря естественной циркуляции всегда обеспечит отвод остаточного тепла в атмосферу через сухие градирни с естественной вентиляцией. Вскипания теплоносителя в баке реактора не произойдет.

Горячая вода и пар, кратковременный выброс которых возможен в результате разгерметизации реактора, будут поглощены конденсирующим бассейном. В защитной оболочке давление составит 2 бара. Длительный выброс пара невозможен, а давление в результате конденсации пара на конструкциях через 2-3 часа снизится и будет лишь незначительно превышать атмосферное. Отсутствует необходимость в каких-либо системах охлаждения защитной оболочки, которые имели бы большое значение для безопасности.

Выбросы радиоактивных веществ в объем защитной оболочки будут незначительными, а в результате небольшого по сравнению с атмосферным временного повышения давления внутри защитной оболочки максимально возможные скорости выброса будут очень низкими.

Расчетные дозы облучения на границе площадки намного ниже уровня, указанного в Руководящих принципах принятия защитных мер (PAGs) Агентства по охране окружающей среды США (EPA), который соответствует дозе облучения равной 1 бэр для всего тела и 5 бэр для щитовидной железы. Такой уровень должен стать основой для смягчения требований, предъявляемых к аварийному планированию защитных мер за пределами площадки АЭС.

### Строительство АЭС

Строительство станции связано с изготовлением некоторых крупных компонентов, которые играют критически важную роль: КРПБ вместе с защитной оболочкой реактора, а также стальной дополнительный бак, устанавливаемый сверху реакторного корпуса под давлением. Расчеты графика строительства осуществляла группа инженеров-строителей, специалистов по монтажу и пусконаладочным работам, которая завершила строительство и пуск в эксплуатацию АЭС Оскаршан-3 в Швеции за 57 месяцев с момента укладки первых кубометров бетона до пуска в коммерческую эксплуатацию. Защитная оболочка станции аналогична той, что установлена на АЭС Оскаршан-3, а для изготовления КРПД можно использовать те же самые методы. В силу этого группа планирования при расчете графика строительства такой станции исходила из своего собственного опыта.

В соответствии с расчетным графиком общее время строительства станции с момента закладки первого бетона до пуска в коммерческую эксплуатацию составит 45 месяцев или 39 месяцев до загрузки топлива. Этот временной график носит, может быть, несколько консервативный характер, так как в нем не были учтены возможные сокращения сроков строительства за счет промышленного изготовления укрупненных блоков на самой пло-

щадке или в заводских условиях (или использование модулей).

Были проведены детальные оценки издержек строительства под ключ N-ой станции данного типа, а также обычной АЭС с усовершенствованным кипящим реактором фирмы АВВ Атом (700 МВт<sub>эл.</sub>) в условиях Скандинавии. Сметная калькуляция стоимости показывает, что реактор PIUS-600 имеет значительные преимущества перед кипящим реактором мощностью 700 МВт<sub>эл.</sub> с точки зрения стоимости чистого кВт электроэнергии, произведенного в ночное время.

Более низкие давление пара и температура действительно снижают тепловой КПД и, тем самым, несколько удорожают топливный цикл по сравнению с кипящими реакторами. С другой стороны, сокращаются сроки строительства, кроме того, ожидается, что простота конструкции приведет к уменьшению затрат на персонал. В результате расчетные издержки производства электроэнергии оказываются ниже, чем для АЭС с кипящим реактором мощностью 700 МВт<sub>эл.</sub>

### Перспективы

Уже более 10 лет фирма АВВ Атом работает над созданием реакторов, основанных на принципе PIUS, осуществив за это время глубокий анализ и проектирование целого ряда различных конструкций. Благодаря этой деятельности и вкладу электроэнергетических и других компаний появилась весьма перспективная концепция конструкции, в которой с максимальной эффективностью использована уже отработанная технология. Новые характерные черты были изучены достаточно подробно, чтобы устранить беспокойство, связанное с тех-

нической осуществимостью и целесообразностью данной концепции, особенно с точки зрения безопасности и пригодности к эксплуатации. Однако в целях получения информации и данных, которые помогут провести детальное проектирование и определить компоновку коммерческой станции, запланировано провести дополнительные испытания.

Концепция PIUS обсуждалась с электроэнергетическими компаниями многих стран мира, и в настоящее время планируется провести анализ практической целесообразности, а также совместный анализ конструкции применительно к итальянским условиям. Анализ экономической целесообразности проводится в Китайской Народной Республике; аналогичные исследования ведутся и в других странах мира. Кроме того, предпринимаются усилия по созданию совместного предприятия в США по маркетингу данной конструкции, а также усилия по получению лицензии от Комиссии по ядерному регулированию США. В США оценка концепции реактора была проведена в 1985 г. Косвенным результатом этого анализа может стать создание группы по изучению возможностей адаптации данной конструкции к американским условиям и дальнейших усилий по ее маркетингу в США.

Реакторы, основанные на принципе внутренней присущей безопасности, представляют собой крупный шаг вперед на пути повышения ядерной безопасности и использования отработанной и хорошо зарекомендовавшей себя технологии легководных реакторов, что уменьшает необходимость в проведении испытаний в целях окончательной проверки конструкции. Оценки расчетной стоимости и графика строительства указывают на возможность создания конкурентоспособного по сравнению с другими источниками энергии реактора.

