

УДК 621.181

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

## К ВОПРОСУ О ПОВЫШЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК АЭС

В недавнем прошлом аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) и Чернобыльской АЭС заставили по другому взглянуть на возможности и ограничения ядерной энергетики, ее место в энергообеспечении, условия, которым должны отвечать создаваемые энергоисточники. Определяющим фактором явилась безопасность атомных станций, пути и средства ее обеспечения и обоснования. Этот вопрос (безопасности) является актуальным и в настоящее время.

Развитие ядерной энергетики в значительной степени зависит от качественного решения следующих узловых проблем:

- обоснование возможности создания безопасных реакторов;
- повышение экономических характеристик с учетом жизненного цикла АС;
- преодоление негативного отношения общественности.

Поскольку потенциальная опасность АС с реакторами любого типа является неустранимой их особенностью, обеспечение безопасности должно сводиться к системе технических мероприятий, гарантирующих защиту окружающей среды от недопустимых воздействий при любых технически возможных авариях.

Выполненные к настоящему времени исследования позволяют считать, что безопасность АС достигается при выполнении следующих требований:

- реализация внутренней самозащищенности реактора за счет отрицательных температурных (мощностных) обратных связей в активной зоне и тепловой инерционности реактора;
- использование пассивных средств для защиты и аварийного расхолаживания, не требующих для своего включения и функционирования энергии извне и вмешательства оператора;
- учет ошибки оператора как фактора, усугубляющего развитие аварии;
- организация достаточной системы защитных барьеров на пути возможного распространения радиоактивных продуктов для исключения их поступления в окружающую среду при любых технически возможных авариях;
- внедрение диагностических средств, обеспечивающих качественный контроль оборудования и систем (в первую очередь ответственных за безопасность) и возможность определения остаточного ресурса.

Компоновочная схема реакторных установок определяет многое в способах и средствах обеспечения безопасности, строительных решениях, условиях эксплуатации и в конечном итоге в экономических показателях. Известны три типа компоновочных схем установок: петлевая, блочная, интегральная.

Эти схемы приемлемы для всех типов реакторов. Оптимальный выбор в каждом конкретном случае определяется различными факторами и поэтому невозможно говорить об универсальных рекомендациях. Однако о преимуществах и недостатках каждой из указанных схем можно высказать соображения.

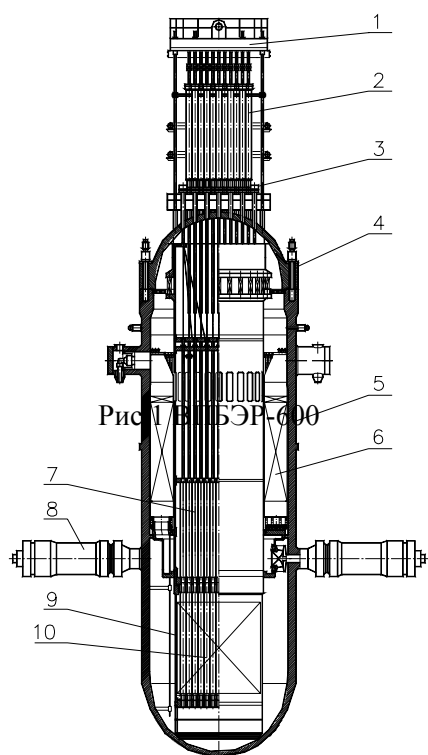
Для петлевых реакторных установок: характерна значительная пространственная распределенность и большой объем первого контура, наличие трубопроводов большого диаметра, соединяющих основное оборудование: парогенераторы, насосы, теплообменники,

компенсаторы объема и др. Для этой схемы серьезной проблемой является организация защиты при аварийном разрыве трубопроводов первого контура большого диаметра. Большая часть действующих АЭС используют установки с петлевой схемой. Практика показывает, что значительным достоинством этой схемы является доступность оборудования для профилактического контроля и ремонтных работ, что особенно важно в тех случаях, когда оборудование не отличается высокой надежностью.

Интегральная компоновка впервые нашла применение в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем. Очевидным преимуществом компоновки является локализация теплоносителя первого контура в одном объеме (в корпусе), отсутствие патрубков и трубопроводов большого диаметра, что, конечно, резко уменьшает вероятность течи теплоносителя. При интегральной компоновке снимается проблема охрупчивания материала корпуса реактора под действием нейтронного облучения. Интегральная компоновка реактора допускает реализацию идеи страховочного корпуса. В этом случае удастся исключить опасность осушения активной зоны и тем самым существенно упростить расхолаживание реактора в аварийных ситуациях. Но в интегральной компоновке затруднен доступ к оборудованию, размещенному в реакторе, что ограничивает или усложняет ремонтное обслуживание. Поэтому интегральная компоновка предполагает использование высоконадежного оборудования, созданного на основе решений, подтвержденных эксплуатацией, и прошедшего представительную ресурсную проверку в лабораторных условиях. Интегральная компоновка приводит к значительному увеличению массогабаритных характеристик реактора. Поэтому требуются новые решения при организации производства работ по изготовлению и монтажу реактора. Примером такой компоновки может служить реактор ВПБЭР-600 (см. рис. 1).

Блочная компоновка занимает по существу промежуточное положение между петлевой и интегральной схемами. Вместо протяженных трубопроводов первого контура появляются короткие патрубки большого диаметра, соединяющие основное оборудование установки (реактор, парогенератор, насосы).

Блочная компоновка нашла применение в судовых установках, например, атомных ледоколах. Она позволяет уменьшить габариты и обеспечивает доступность для ремонтного обслуживания.



Из сравнительного анализа следует, что интегральная компоновка привносит дополнительные качественно новые возможности для повышения безопасности АС, которых нет в двух других схемах, но ее применение оправдано только при высокой надежности, отработанности внутриреакторного оборудования. Кроме того, реализация таких проектных решений, которые бы исключали недопустимые выбросы радиоактивных продуктов в окружающую среду и при постулировании расплавления активной зоны, является заманчивой. Однако можно заведомо предвидеть, что эти решения не будут простыми и дешевыми и скорее всего будут избыточными.

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, что снимается вопрос об

изменении свойств металла корпуса реактора под действием облучения.

Одним из нагруженных и мало изученных элементов корпуса реактора является зона на границе паровой (парогазовой) и водяной фаз теплоносителя. Этот район корпуса может определять его циклическую прочность и следовательно ресурс.

Для определения долговечности этого узла были решены следующие основные задачи:

- Определена модель эксплуатации для соответствующей реакторной установки (РУ);
- Определены температурные поля в стенке корпуса РУ;
- Определены напряжения в стенке корпуса РУ и наплавке;

Как уже отмечалось, будущее ядерной энергетики определяется не только техническими вопросами, но и отношением к ней широкой общественности. Реакция общественности на аварии АЭС — естественная защитная реакция. Поэтому отношение специалистов к позиции общественности должна быть такое же, какое к любому другому объективному фактору, определяющему принятие технических или организационных решений.

#### ЛИТЕРАТУРА:

1. Шаманов Н.П., Пейч Н.П., Дядик А.Н. Судовые ядерные паропроизводящие установки: Учебник-Л.: Судостроение, 1990.- 368 с.
2. 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.