

# Сообщения о конференциях и симпозиумах

## Надежность реакторных компонентов под давлением

К. Куссмауль\*

По приглашению МАГАТЭ 27 стран и 5 международных организаций приняли участие в Международном симпозиуме по надежности реакторных компонентов под давлением, проходившем с 21 по 25 марта 1983 г. в Штутгарте, ФРГ. Симпозиум проводился совместно с Институтом исследования металлов в Штутгартском университете. На семи заседаниях было представлено 45 докладов.

Статистические данные Всемирной энергетической конференции и МАГАТЭ показывают, что нет существенной разницы в осуществимости АЭС и электростанций на ископаемом топливе. Достигнутый срок службы АЭС составляет более 2800 реакторо-лет с готовностью 80 % и более. Таким образом, очевидно, что безопасная и экономичная эксплуатация таких станций возможна на основе существующих инструкций и принципов проектирования. Однако, оптимизация проекта АЭС и технологии материалов, включающая гарантии качества и контролируемую эксплуатацию с повторной инспекцией, является важной предпосылкой гарантии безопасности и надежности в будущем.

Потенциальные возможности по улучшению проекта были продемонстрированы усовершенствованием первого контура реакторов с водой под давлением (PWR). Это позволило значительно сократить затраты на неразрушающий контроль и уменьшить степень риска при эксплуатации: например, общая длина сварных швов в реакторном оборудовании, работающем под давлением, была сокращена со 122 до 61 м, а число сварных швов в контуре теплоносителя сократилось с 250 до 60. Наряду с надежным теоретическим и экспериментальным анализом напряжений и использованием оптимальных материалов, указанные меры служат основой достижения высокой степени надежности и безопасности. На полномасштабном трубопроводе для эксплуатационных условий реактора с водой под давлением были проведены пиковые испытания с осевыми периферическими дефектами по принципу „утечка прежде, чем крупное разрушение” и определены предельно допустимые размеры дефекта. В настоящее время доказано, что для главного циркуляционного трубопровода теплоносителя исключено самопроизвольное катастрофическое разрушение, что соответствует Основной концепции безопасности.

\* К. Куссмауль — профессор Института исследования металлов, Штутгартский университет, Федеративная Республика Германии.

В Основной концепции безопасности особое внимание уделяется материалам. Изготовление стальных реакторных корпусов высокого давления и технология сварки узлов реактора характеризуются таким фактом, что за последние 20 лет максимальный вес слитка кованных колец возрос с 220 до 570 т. Наряду с увеличением веса продолжалась оптимизация качества в соответствии с требованиями по гомогенности и изотропности, изломостойкости и свариваемости. Посредством выбора подходящего материала оказалось возможным регулировать явление растрескивания за счет ослабления напряжения в зоне нагрева при сварке.

Все еще вызывает большой интерес проблема радиационного охрупчивания. Изучение сдвинутой температуры перехода в испытаниях на излом при изгибающем ударе показало, что ее влияние на верхний уступ А — Т кривой было в пределах разброса данных. В общем случае для реакторных корпусов высокого давления рекомендуется использовать стали высокой степени чистоты. Проводилось обсуждение понятия „наилучших оценок” свойств в отличие от значений „нижней границы”, что позволило более критически и реалистично оценить выгоду, полученную за счет улучшения производства стали и практического изготовления. На основании имеющихся данных можно заключить, что при использовании современных сталей для реакторных корпусов высокого давления можно ожидать вплоть до истечения срока эксплуатации лишь незначительного ухудшения изломостойкости из-за охрупчивания, вызванного термическим и деформационным старением, а также нейтронным облучением.

Многочисленные исследования по безопасности, касающиеся разрыва корпусов высокого давления энергетических реакторов с водой под давлением — например, результаты, полученные в Великобритании Исследовательской группой Маршала, — показали, что большое внимание должно быть уделено оболочке активной зоны и внутренним углам насадок, главным образом, для случая разрушения крупного паропровода. В оптимизацию расчета, проекта, отбора материалов, изготовления и эксплуатации значительный вклад вносит оценка имеющихся мест аварий. В процессе эксплуатации подтвердилось предположение, что в реакторах с водой под давлением может возникнуть неустойчивый режим, который приводит к тепловому удару при высоком давлении и даже к разгерметизации корпуса высокого давления. Трещины в реакторах с водой под давлением развиваются, главным об-

разом, во входной зоне трубопровода, питающего водой парогенератор. Причиной появления трещин, с одной стороны, являются динамические нагрузки (гидравлический удар), а с другой стороны, коррозионное разрушение вследствие флуктуаций температуры. Кроме того, многочисленные трещины, появляющиеся в трубопроводах питательной воды, присоединенных к насадкам корпусов высокого давления реакторов с кипящей водой, могут быть устранены. Рост трещин, появляющихся в зоне, содержащей геометрические или коррозионные изломы, усугубляется воздействием кислорода на кончик трещины. Если принять во внимание локальное охрупчивание, то станет очевидным тот факт, что только высокая изломостойкость и использование более толстых стенок по сравнению с обычными обеспечат достаточный коэффициент безопасности.

Методы неразрушающего контроля находились в центре внимания вследствие особой важности этой проблемы. Кроме корпусов высокого давления наибольшего внимания требуют испытания парогенератора. Автоматизированные испытательные и аналитические системы контроля трубопроводов парогенератора и применение методов с использованием высокочастотных токов Фуко обеспечивают эффективное сокращение времени проверки и дозы облучения, получаемой персоналом. Развитие методов неразрушающего контроля, таких как ALOK (временная амплитуда кривых локального пролета), обеспечит в будущем улучшение определения и классификации дефектов по размерам, а представителями следующего поколения оборудования аналитических систем являются голография, к которой относятся метод SAFT (метод фокусирования синтетического отверстия) и Phased Arrays (фазовые порядки).

Значительным средством для повышения готовности и безопасности ядерного оборудования явля-

ются систематический сбор, кодификация и оценка эксплуатационного опыта. Поэтому данные, собранные в прошлом, в основном, на национальной основе в таких системах как американские „Сообщения о важных событиях” и „Система данных по надежности АЭС” (NPRDS), французская „Система сбора данных” (SRDF) или „Информационная система по безопасности” (SIS), были использованы в ЧССР для реактора с водой под давлением типа ВВЭР-400.

Информационная система по энергетическим реакторам (PRIS) МАГАТЭ имеет международный характер, охватывая с 1970 г. около 80% всех существующих в мире реакторов, и располагает информацией более чем по 10 000 случаев остановок. Из-за ограниченного количества подробностей PRIS не является набором данных по пригодности отдельных узлов, но представляет информацию по параметрам, которые имеют важное значение, в основном, для решения задач планирования.

Помимо таких банков данных введена эффективная система проверки в процессе эксплуатации принципов проектирования. Принимая во внимание все переходные процессы, эта система позволяет сравнить реальное поведение установки в линейном приближении с проектными условиями, а в том случае, если проектные условия удовлетворяются, она обеспечивает соответствующие эксплуатационные мероприятия.

Параллельно с работой симпозиума Институт исследования металлов, Штутгарт, организовал выставку инженерной надежности, в которой приняли участие 15 экспонентов, продемонстрировав, например, типы и эффективность методов неразрушающего контроля и оборудование для этих методов. В центре внимания была оригинальная камера высокого давления для реактора с кипящей водой электрической мощностью 900 МВт с различными системами манипуляторов для автоматического ультразвукового контроля.

