

## Методика оценки состояния металла сварного корпуса реактора ВВЭР-1000

Корпус реактора является сварной конструкцией. Безопасная эксплуатация реакторной установки зависит от многих факторов и определяется, главным образом, надежностью корпуса реактора (КР), который должен сохранять целостность при нормальной эксплуатации, нарушении условий эксплуатации и при проектных авариях.

Воздействие эксплуатационных факторов (нейтронного облучения, повышенной температуры, циклического нагружения) на металл КР (основной металл и металл сварных швов) приводит к изменению свойств металла — прежде всего, к снижению сопротивления хрупкому разрушению, поэтому данные о развитии процесса радиационного охрупчивания металла КР являются важными с точки зрения безопасной эксплуатации АЭС.

Контроль состояния металла КР осуществляется путем испытаний неразрушающими и разрушающими методами образцов-свидетелей (ОС), устанавливаемых в реактор. Результаты испытаний ОС являются представительными для оценки свойств металла КР только в том случае, если с необходимой точностью известны условия облучения образцов в реакторе и самого КР, что требует осуществления тщательной дозиметрии нейтронного облучения.

Результаты испытаний ОС являются основным источником информации о состоянии металла КР. С помощью образцов-свидетелей контролируется изменение механических свойств и характеристик сопротивления хрупкому разрушению. Эта информация необходима для обоснования ресурса безопасной работы атомного энергоблока.

### Основные материалы

В атомной энергетике Украины эксплуатируются 13 реакторных установок типа ВВЭР–1000. Номинальная тепловая мощность реактора 3000 МВт, давление рабочей среды (борированной воды) на выходе из активной зоны 160 кгс/см<sup>2</sup>, температура 320 °С, расход теплоносителя 84000 м<sup>3</sup>/ч. Корпусы реакторов ВВЭР-1000 изготавливаются из малоуглеродистой низколегированной стали ферритно-перлитного класса хромо-никель-молибден-ванадиевой композиции. Применявшаяся ранее для корпусов реакторов ВВЭР-440 безникелевая сталь 15Х2МФА для изготовления КР ВВЭР-1000 не годилась по прочностным и технологическим свойствам. В частности, было необходимо снизить температуры предварительного и сопутствующего подогрева при сварке, а также исключить немедленный отпуск после завершения сварочных работ с учетом возможности некоторого понижения температуры отпуска. В связи с этим, корпуса реакторов ВВЭР-1000 изготавливаются из стали марки 15Х2НМФА. Для изготовления верхней и нижней обечаек, находящихся напротив активной зоны, используется сталь той же композиции 15Х2НМФА-А, но с более жесткими требованиями по содержанию вредных примесей (фосфора, меди и серы).

Корпус реактора состоит из 7 обечаек, сваренных между собой кольцевыми швами. Для каждого элемента КР отливается слиток определенного развеса, из которого изготавливается соответствующая поковка. Вес поковок для КР ВВЭР-1000 составляет от 70 до 115 т. Толстостенные обечайки изготавливают из слитков на гидравлических прессах. Эллипсоидный сегмент для днища делают методом штамповки. Поковки для КР подвергают закалке и отпуску. После проведения полной термической обработки исходных заготовок от каждой из них отрезается проба для механических и технологических испытаний. Затем заготовки подвергаются предварительной механической обработке и подготовке кромок под сварку кольцевых швов.

### Сварочные материалы

При изготовлении КР ВВЭР-1000 для сварки кольцевых швов используются различные сварочные материалы — проволока Св-08ХГНМТА с флюсом 48НФ-18М или проволока Св-10ХГНМАА и Св-12Х-2Н2МАА с флюсом ФЦ-16А. Поскольку использование этих материалов было разрешено действующей нормативной документацией, то заводы-изготовители (Ижорский и Атоммаш) сварку кольцевых швов на одном и том же типе КР выполняли по различным технологическим вариантам. Позже для снижения коэффициента радиационного охрупчивания было принято решение отказаться от использования для сварных швов, расположенных напротив активной зоны, сварочных материалов с содержанием никеля более 1,5 %. Однако для энергоблоков АЭС Украины это уже не имело значения, поскольку корпуса реакторов были изготовлены ранее.

По окончании процесса сварки каждого кольцевого шва производится термическая обработка по режиму высокого отпуска. Антикоррозионная наплавка осуществляется автоматической свар-

кой ленточным электродом марки Св-07Х25Н13 (первый слой) и Св-08Х19Н10Г2Б (второй и третий слои) под слоем флюса изнутри при вращении КР на специальном кантователе. Эта операция также требует последующей термообработки (дополнительного отпуска), поэтому отпуск после сварки производится совместно с отпуском после наплавки.

### Изготовление образцов-свидетелей

ОС основного металла (ОМ) КР изготавливаются на заводе-изготовителе корпусов реакторов из припусков одной из обечаек, находящихся против активной зоны, для которой содержание вредных примесей по сумме (10P+Cu) является наибольшим, а в случае равенства этого показателя — из обечайки, для которой содержание мышьяка, сурьмы и олова (As+Sb+Sn) является наибольшим.

ОС металла сварного шва (МШ) и зоны термического влияния (ЗТВ) изготавливаются из производственного контрольного сварного соединения, выполненного при той же разделке, при тех же режимах и способах сварки, с применением сварочных материалов той же партии, что и сварные соединения обечаек КР, расположенные в районе активной зоны, прошедшего комплекс термических обработок, как и КР.

В соответствии с требованиями ПНАЭ Г-7-002 и ПНАЭ Г-7-008 контроль изменения свойств ОМ, МШ и ЗТВ предусмотрен на образцах Шарпи, Шарпи с трещиной и образцах на растяжение, а именно:

- пропорциональные десятикратные цилиндрические образцы с диаметром в рабочей части 3 мм для испытаний на растяжение (Р);
- образцы для испытаний на ударный изгиб типа II по ГОСТ 9454 для ОМ и типа IX по ГОСТ 6996 для МШ и ЗТВ (образцы Шарпи) (Ш);
- образцы для определения трещиностойкости типа COD (Шарпи с трещиной) (С).

Образцы-свидетели помещаются в герметичные контейнеры, изготовленные из нержавеющей стали 08Х18Н10Т. Теплоотвод от ОС, нагреваемых нейтронным потоком и гамма-облучением, обеспечивается с помощью заполнителей и прокладок из алюминия или алюминиевых сплавов. В настоящее время используются два вида контейнеров. Штатный — цилиндрический контейнер с толстыми стенками, выдерживающими без деформации давление рабочей среды. Такие контейнеры поставляются заводом-изготовителем в комплекте с КР. Основным недостатком штатных контейнерных сборок (КС) с цилиндрическими контейнерами — большой разброс величины флюенса нейтронов на рабочие части ОС из-за значительного градиента нейтронного потока по периметру и высоте штатных КС. В модернизированных программах целесообразно использовать плоские контейнеры, которые позволяют при оптимальной ориентации КС существенно уменьшить градиент нейтронного потока на рабочие части ОС, облучающиеся в одном контейнере.

На всех энергоблоках ВВЭР-1000 АЭС Украины контейнерные сборки с облучаемыми ОС устанавливаются в пространство между верхним торцом выгородки и нижним торцом блока защитных труб в специальные трубы, приваренные к верхнему торцу выгородки. Контейнеры с ОС компонуются в контейнерные сборки, которые устанавливаются на верхнем и нижнем ярусах.

Результаты испытаний ОС являются представительными для оценки свойств металла КР только в том случае, если с необходимой точностью известны условия облучения образцов в реакторе и самого КР. Для определения условий облучения ОС (флюенса быстрых нейтронов с энергией  $E \geq 0,5$  МэВ и температуры облучения) в контейнеры с ОС устанавливаются нейтронно-активационные индикаторы (НАИ) и индикаторы температуры облучения (ИТО). НАИ представляют собой фольги (тонкие диски) или проволоки из металлов (химически чистые железо, ниобий, медь), которые помещаются в капсулу из алюминиевого сплава. В качестве ИТО применяются индикаторы на основе алмазного порошка и плавкие мониторы температуры на основе легкоплавких эвтектик с температурой плавления, близкой к температуре теплоносителя. Индикаторы размещаются в отверстиях, выполненных в ОС или в заполнителях.

Расположение контейнеров с ОС в КС обеспечивает облучение контейнеров верхнего яруса нейтронным потоком, приблизительно равным нейтронному потоку на внутреннюю поверхность КР, а нижнего — нейтронным потоком приблизительно в 2,5 раза большим, что позволяет определять свойства металла на текущий момент и на прогнозный период до очередной выгрузки топлива.

Сроки извлечения комплектов образцов-свидетелей определяются по результатам исследований образцов предыдущих комплектов ОС, анализа накопленного флюенса быстрых нейтронов на внутренней поверхности КР с начала эксплуатации и величины критической температуры хрупкости на прогнозный период. Оценка результатов исследований ОС выполняется путем сравнения

полученных при испытаниях ОС прогнозных свойств материалов КР с предельно допустимыми значениями, установленными в проектной документации КР. По результатам такого сравнения делается вывод о возможности безопасной эксплуатации КР до выгрузки и испытания следующего комплекта ОС или о необходимости проведения компенсирующих мероприятий в случае, если ожидается, что в течение периода времени, на который сделан прогноз, контролируемые значения свойств основного металла и металла швов выйдут за безопасные пределы.

В случае аварийной остановки реактора и заполнения его холодной водой (при термошоке) в КР возникают значительные напряжения. Состояние металла КР оценивается главным образом критической температурой хрупкости  $T_K$ , при которой обеспечивается целостность корпуса. В ряде случаев для исключения хрупкого разрушения используют постоянный подогрев емкости с водой до температуры выше критической.

Если в процессе эксплуатации реактора обнаружится, что КР охрупчивается более интенсивно, чем металл других аналогичных корпусов, то можно или снизить нейтронный поток в заданной точке КР за счет, например, изменения схемы загрузки топлива, или провести специальную термическую обработку корпуса («отжиг»). В этом случае для нагрева используется мощный программируемый источник тепла (обычно на основе электрических нагревателей и ламп накаливания). Корпус медленно нагревается приблизительно до 500 °С, выдерживается при этой температуре не менее 20...40 ч и затем медленно охлаждается. Время нагрева и охлаждения не менее 4...20 ч, максимальная температура нагрева определяется прочностью бетона и конструкций опорных элементов реактора. Скорость охлаждения обычно ниже, чем при нагреве, в том числе для уменьшения напряжений в антикоррозионной внутренней наплавке корпуса.

При облучении металла потоком нейтронов в кристаллической решетке образуются дефекты. Величина дефектов зависит от энергии движущегося нейтрона. При распаде ядер урана выделяются нейтроны с широким энергетическим спектром. При отжиге металла за счет энергии нагрева дефекты кристаллической решетки аннигилируют («растворяются»), а энергетический спектр атомов решетки сравнительно узок и определяется температурой нагрева металла. Очевидно, что вероятность аннигиляции выше у небольших дефектов, образованных нейтронами с невысокой энергией. Следовательно, в решетке при нагреве наиболее интенсивно растворяются низкоэнергетические дефекты, а дефекты от нейтронов с высокой энергией сохраняются. Таким образом, отжиг очищает решетку в основном от низкоэнергетических дефектов. При этом общая плотность дефектов снижается и увеличиваются показатели пластичности металла.

Эффект снижения хрупкости в результате отжига может оказаться сравнительно кратковременным. При указанных выше параметрах отжига сопротивление хрупкому разрушению не восстанавливается полностью до исходного состояния необлученного металла. С системной точки зрения в процессе эксплуатации реактора отжиг является сравнительно кратковременным возмущением и система постепенно возвращается в обычное состояние.

Отметим, что нагрев металла в процессе отжига способствует также снижению концентрации атомов вредных примесей, в частности, фосфора на границах зерен и увеличивает сопротивляемость металла хрупкому разрушению.

Определенные трудности при контроле свойств корпуса реактора могут быть связаны с недостаточным количеством ОС, в частности, для дублирования измерений при оценке текущего и накопленного флюенса быстрых нейтронов. В этом случае можно использовать метод реконструкции образцов. Заключается он в следующем. К обломкам (половинкам) облученных образцов после испытаний на ударный и трехточечный статический изгиб приваривают хвостовики, обрезают их по требуемому размеру и в середине полученного образца наносят соответствующий надрез. В результате получаем образец с надрезом в рабочей части из облученного материала. Основное требование к сварке — минимальная энергия сварки, чтобы избежать нагрева образца и искажения его свойств. Обычно используют электронно-лучевую сварку.

В целом, принятая система контроля свойств металла корпуса реактора и его швов позволяет с приемлемой точностью и надежностью оценивать и прогнозировать их свойства. Определенным недостатком является расположение ОС в реакторе. Логичнее было бы разместить их на внутренней стенке корпуса, однако это связано с изменением конструкции и размеров корпуса реактора.

О. Г. Касаткин