

УДК 621.039.5.56

Состояние оборудования Первой АЭС

СЕ ВЕРЬЯНОВ В. С., ТРЕГУБОВ В. Б.

Бесперебойная работа Первой АЭС в течение 25 лет эксплуатации явилась неоспоримым доказательством успешного решения научно-технических задач, поставленных при ее создании, надежности установленного оборудования, правильности выбора режимов эксплуатации, а также позволила сделать ряд практически важных обобщений относительно дальнейшего развития и использования энергетических реакторов. Одновременно с выработкой тепловой энергии были проведены многочисленные научные и прикладные исследования, ставшие теперь главной целью эксплуатации реакторной установки.

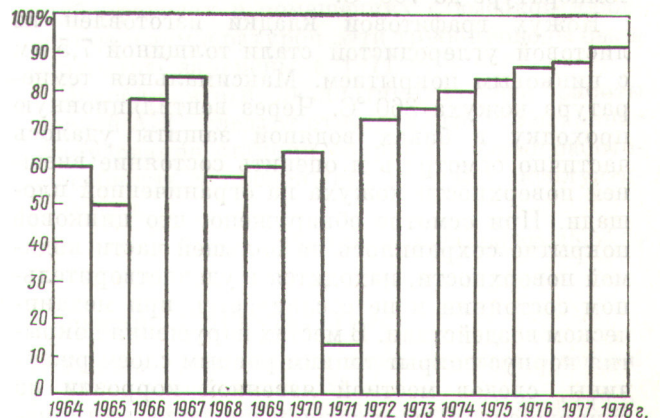
В течение этих лет паропроизводительная установка станции работала на спецификационных режимах, и поэтому состояние энергетического графито-водяного реактора, систем и оборудования для его обслуживания после длительной эксплуатации представляет большой интерес для специалистов, работающих над созданием объектов ядерной энергетики. За все годы единственный раз, в 1971 г., станция была остановлена для капитального ремонта верхних коммуникаций реактора. В это же время была проведена детальная инспекция металлоконструкций реактора, графитовой кладки, исследовано состояние оборудования и трубопроводов основных и вспомогательных систем. В 1976 г. было принято решение об использовании пара парогенераторов не для выработки электроэнергии, а для отопления, и с конца этого года все тепло, производимое реактором, используется в отопительной системе города.

Безаварийная эксплуатация оборудования реакторной установки [1], экспериментальных устройств, смонтированных на ней [2], повышение качества и сокращение проведения профилактического ремонта, четкая организация перегрузочных работ позволили в последние годы существенно увеличить время работы реактора на мощности. Так, с 1974 г. Первая в мире АЭС, работая по плану экспериментального реактора, находится на мощности 80—90% календарного времени (см. рисунок).

Достаточно высокие эксплуатационные характеристики Первой АЭС в первую очередь обусловлены надежностью работы твэлов и всей конструкции технологического канала. За годы эксплуатации в реакторе отработало несколько

тысяч твэлов. При соблюдении условий их охлаждения не было ни одного случая нарушения целостности внутренней трубки твэла, несущей давление воды первого контура. При этом средняя глубина выгорания топливной композиции в 2—2,5 раза выше проектной. Нарушения герметичности наружной оболочки, выявленные системой контроля целостности твэлов, составляют сотые доли процента и, проявляясь уже при незначительных выгораниях, не могут быть отнесены к радиационным повреждениям. Таким образом, можно еще раз констатировать, что конструкция и разработка технологии изготовления трубчатого твэла дисперсионного типа с оболочкой из нержавеющей стали являются одним из крупнейших достижений при создании реактора Первой АЭС.

В 1971 г. при проведении капитального ремонта реактор впервые был полностью разгружен и представилась возможность одновременной инспекции состояния всей графитовой кладки. Ячейки реактора осматривались с помощью перископа, были проведены замеры диаметров ячеек и определены их изменения по высоте кладки реактора. Из различных участков кладки отобрали пробы графита для изучения его физико-химических свойств в лабораторных условиях. Максимальный флюенс тепловых нейтронов в центре активной зоны составил $5,52 \times 10^{21}$ нейтр./см². Плотность потока промежуточных и быстрых нейтронов в центре реактора приблизительно равна плотности потока тепло-



Работа реактора на мощности (в процентах от календарного времени)

вых нейтронов, а в крайних ячейках составляет ~30% ее.

При обследовании графитовой кладки обнаружено, что некоторые блоки кладки как в центральных, так и в периферийных ячейках имеют трещину или даже несколько разветвленных трещин. Трещины преимущественно сквозные, продольные, проходящие через весь блок. Больше всего повреждений в центре активной зоны. Осмотр внутренней поверхности блоков показал, что графит в активной зоне имеет окисленную поверхность. Состояние замковых стыков блоков удовлетворительное. Внешняя поверхность графитовых блоков менее окислена, хотя ее температура выше примерно на 30° С. Это объясняется тем, что окисление в основном обусловлено примесями кислорода в свежем азоте, который подается в реактор вдоль центральной опускной трубки технологического канала и контактирует с внутренней поверхностью блока.

Усадка графита, наиболее интенсивная в первые 10 лет эксплуатации, привела к уменьшению диаметра ячеек по центру активной зоны и конструкционного зазора между блоком и технологическим каналом. Это заставляло применять механическую разработку ячейки до номинальных размеров, что, естественно, вызывало дополнительные повреждения блоков.

Обработка результатов инспекции и выборочное обследование ячеек в последующие годы показали, что ячейки, которые в течение всех лет эксплуатации использовались для установки технологических каналов и температура в которых не превышала 700 °С, находятся в удовлетворительном состоянии. Эти данные позволяют сделать вывод о доказанной возможности многолетней эксплуатации графитовой кладки при температуре до 700 °С.

Кожух графитовой кладки изготовлен из листовой углеродистой стали толщиной 7,5 мм с цинковым покрытием. Максимальная температура кожуха 360 °С. Через вентиляционную проходку в баках водяной защиты удалось частично осмотреть и оценить состояние внешней поверхности кожуха на ограниченной площади. При осмотре обнаружено, что цинковое покрытие сохранилось на большей части видимой поверхности и не отслаивается при механическом воздействии. В местах нарушения покрытия корпус покрыт тонким ровным слоем ржавчины, следов местной язвенной коррозии не обнаружено. При осмотре и проверке на герметичность компенсатора уплотнения верхней

плиты с кожухом реактора не обнаружено трещин ни по целому металлу, ни по швам.

Баки водяной защиты реактора изготовлены из углеродистой листовой стали толщиной 15 мм. За все годы эксплуатации не было течей баков ни по сварным швам, ни по целому металлу. На внешних стенках баков со стороны бетонной шахты есть незначительные следы коррозии. Внутренняя стенка баков, выходящая под защитные плиты реактора, местами сохранила цинковое покрытие, местами покрыта тонким слоем продуктов коррозии. Язв и раковин под слоем продуктов коррозии не обнаружено. Температура воды в баках защиты, замеряемая в верхних точках, меняется от 40 до 90 °С в зависимости от мощности реактора и температуры охлаждающей воды.

Осмотр показал, что внутренняя поверхность баков, а также ребра жесткости покрыты слоем окислов железа, состоящих в основном из магнетита. Максимальное количество продуктов коррозии наблюдается на границе водораздела в зоне колебания уровня воды. В этой зоне на более горячей стенке, ближней к реактору, под слоем окислов обнаружены следы местной коррозии в виде язв. Скорость коррозии стенок бака водяной защиты составляет 0,04 мм/год, а с учетом проникновения по язвам 0,13 мм/год.

Трубопроводы, теплообменное оборудование, насосы и арматура первого контура изготовлены из нержавеющей стали. Обследование магистральных трубопроводов первого контура и весь опыт работы с ними подтверждают их высокую надежность. Несмотря на значительную разветвленность, обусловленную большим числом парогенераторов и циркуляционных насосов, ни на одном из трубопроводов не обнаружено дефектов, связанных с нарушением герметичности целого металла. Отдельные течи на сварных швах, появившиеся в начальный период эксплуатации, вполне можно объяснить несовершенными методами сварки и контроля за ее качеством, которые использовались при монтаже станции.

Наиболее «слабое» место Первой АЭС — трубки первого контура малых диаметров, т. е. разветвленная система разводящих трактов к технологическим каналам, импульсные линии к приборам теплотехнического контроля. Многие проложены так, что без больших демонтажных работ на них невозможно устранить дефекты, что и привело к необходимости проведения в 1971 г. капитального ремонта, связанного с полным (за исключением выходного коллектора) перемонтажом верхней разводки реактора.

Как показали результаты исследований, основная причина выхода из строя трактов — коррозионное растрескивание под напряжением, связанное с повышением концентрации хлоридов на наружной поверхности. Хлориды осаждались при высыхании воды, попадающей на тракты при появлении течей. Первые течи возникали по разъемным соединениям (10 соединений на один канал под плитой реактора), а также по сальнику отсечного вентиля, установленного на выходном тракте. При капитальном ремонте число разъемных соединений было значительно уменьшено, их заменили сваркой, ликвидировали выходной вентиль, и в настоящее время течей на разводящих трактах к технологическим каналам нет.

Опыт работы теплообменной аппаратуры, установленной в первом контуре (парогенераторы, холодильники и т. п.), свидетельствует о ее высокой надежности. Четыре парогенератора Первой АЭС со дня пуска отработали на всех режимах — 85, 86, 100 и 15 тыс. ч соответственно. При этом перенесли 1100 циклов быстрого изменения тепловой нагрузки на парогенераторах. По первому и второму контурам поддерживался обычный для АЭС водяной режим, который исключал накипеобразование и ухудшение теплопередачи теплопередающих поверхностей. Случаи потери герметичности парогенераторов в основном происходили в пароперегревательных секциях. За период эксплуатации дважды полностью заменялись трубки в пароперегревателях трех парогенераторов. В трубках экономайзеров (аналогичных по конструкции пароперегревателям) не было случаев потери герметичности. В испарителях (скорее всего из-за технологических дефектов) в первые годы эксплуатации были два случая потери герметичности по сварным швам одиночных трубок и в месте приварки доншиек к коллекторам. Металлографические исследования дефектных трубок пароперегревателей показали, что трещины имеют транскристаллический характер и образуются вследствие коррозионного растрескивания под напряжением. Предположение об усталостном разрушении консолюно закрепленных трубок, вызванном их вибрацией, не подтвердилось.

Одним из наиболее сложных узлов, созданных для Первой АЭС, были главные циркуляционные насосы первого контура сальникового типа с гидравлическим уплотнением, препятствующим выходу радиоактивной воды из контура. Система, поддерживающая перепады давления на сальниках уплотнения, требовала ква-

лифицированного надзора. Постоянная подпитка в контур, обусловленная протечками через сальники, требовала и постоянной сдвухи воды из контура, что приводило к дополнительным расходам на очистку сбрасываемой воды. В 1963 г. на станции был установлен бессальниковый циркуляционный насос перегородочного типа вертикального исполнения с плавающим ротором. Этот насос надежен и удобен в эксплуатации, требует минимального надзора во время работы.

Оборудование второго контура также показало высокую работоспособность. Для контроля состояния паропроводов второго контура, изготовленных из углеродистой стали, вырезался участок магистрального трубопровода в районе компенсатора температурных расширений, расположенного в нижней точке. При этом было обнаружено, что внутренняя поверхность трубы покрыта слоем продуктов коррозии. Ее нижняя часть подвергалась значительному изъязвлению. На некоторых участках наиболее крупные язвы сливаются между собой и могут характеризоваться как раковины. Состояние металла также проверялось методом ультразвуковой дефектоскопии. Трещин выявлено не было, глубина изъязвления (до 2,6 мм) совпала с замерами механическим способом. В верхней части трубы наблюдаются многочисленные питтинги диаметром до 4 мм, но глубина их не превышает 0,05 мм, что говорит о равномерной коррозии. Такое резкое различие состояния верхней и нижней частей паропровода указывает на то, что коррозионные процессы протекают в основном во время остановок, когда в нижней части паропровода скапливается конденсат. Консервация паропровода из-за кратковременных остановок не проводилась. Многочисленные дефекты в виде свищей проявлялись на линиях охлаждающей технической воды и в пожарно-питьевых трубопроводах в помещениях с высокой влажностью и температурой. Эти трубопроводы были полностью заменены в 1971 г.

Подводя итоги двадцатипятилетней работы Первой АЭС, следует отметить, что все основное оборудование станции сохранило свою работоспособность и продолжает успешно эксплуатироваться.

Поступила в Редакцию 15.03.79

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ушаков Г. Н. Первая атомная электростанция. М., Госэнергоиздат, 1959.
2. 10 лет Первой в мире атомной электростанции СССР. Сб. статей. М., Атомиздат, 1964.