

УДК 621.039.566

Некоторые итоги освоения АЭС с ВВЭР-440

ВОЗНЕСЕНСКИЙ В. А.

К настоящему времени в странах — членах СЭВ эксплуатируется ряд блоков с реакторами ВВЭР тепловой мощностью 1375 МВт, обеспечивающих при проектном давлении в конденсаторах турбин (0,035 кгс/см²) получение мощности 440 МВт(эл.). Это третий и четвертый блоки НВАЭС; первый и второй блоки Кольской АЭС, АЭС «Норд» в ГДР и АЭС «Козлодуй» в НРБ.

В конце 70-х — начале 80-х годов предусмотрено дальнейшее сооружение АЭС с ВВЭР-440 с общим числом блоков более двадцати.

Общие сведения об АЭС с ВВЭР-440

Основные проектные параметры АЭС с ВВЭР-440, параметры реактора и активной зоны (АЗ) приведены ниже [1—3]:

Тепловая мощность реактора, МВт	1375
Электрическая мощность блока (брутто) при давлении в конденсаторах турбин 0,035 кгс/см ² , МВт	440
Расход электроэнергии на собственные нужды АЭС при работе двух блоков, %	7,15
Число турбогенераторов на один блок	2
Давление в первом контуре на выходе из реактора, кгс/см ²	125
Расход теплоносителя в первом контуре, м ³ /ч	39 000
Температура теплоносителя, °С:	
на входе в реактор	270
на выходе из реактора	301
Перепад давления в первом контуре, кгс/см ²	5,5
Расход пара из парогенераторов, т/ч	2710
Давление пара, кгс/см ² :	
в парогенераторах	47
в паровом коллекторе	45
перед турбинами	44
Внутренний диаметр корпуса реактора, мм	3560
Число рабочих кассет и кассет СУЗ в активной зоне	349
Число кассет СУЗ	73; 37
Расстояние между центрами кассет, мм	147
Размер кассеты «под ключ», мм	143—144

Толщина стенки кассеты, мм	1,5; 2,1
Материал стенки кассеты	сплав Zr + 2,5% Nb
Число твэлов в кассете	120; 126
Диаметр твэла, мм	9,1
Толщина покрытия твэлов, мм	0,65
Материал покрытия твэлов	сплав Zr + 1% Nb
Загрузка активной зоны (по металлическому урану), т.	41—42
Эффективные диаметр и высота АЗ, см	312; 245
Средняя объемная мощность активной зоны, кВт/л	86
Средняя энергонапряженность, кВт/кг U	33,0—33,5
Доля топлива, выгружаемая при перегрузке	1/3
Проектная глубина выгорания в стационарном режиме перегрузки и среднем обогащении свежего топлива	3,5%, МВт·сут/т U
	28 600

Эксплуатируемые в настоящее время АЭС предназначены для работы в базовом режиме и используют ВВЭР-440 двух модификаций, различающихся в основном числом кассет СУЗ, содержащих в верхней части поглотители из бористой стали, в нижней — ядерное топливо (UO₂). Различие возникло, когда в процессе изготовления корпусов для третьего и четвертого блоков НВАЭС было принято решение использовать в ВВЭР-440 борное регулирование, что позволило сократить число кассет СУЗ для всех последующих блоков с 73 до 37 при сохранении интервала между перегрузками топлива 1 год.

Для АЭС с ВВЭР-440 характерна двухблочная компоновка, при которой общими для двух блоков являются турбинный и реакторный залы, а также системы циркуляционной и технической воды, химической водоподготовки, чистого конденсата и т. п. Первый контур АЭС, содержащий шесть циркуляционных петель, заключен в герметичные помещения, рассчитанные на избыточное давление 1 кгс/см², с организованным

выбросом среды из бокса в атмосферу при достижении избыточного давления $0,8 \text{ кгс/см}^2$. В каждой петле есть две главные запорные задвижки (ГЗЗ), герметичный бессальниковый главный циркуляционный насос (ГЦН) и горизонтальный парогенератор. При работе реактора возможен доступ в помещение двигателей ГЦН и ГЗЗ, что позволяет проводить ремонт оборудования без остановки АЭС и обеспечивает высокий коэффициент использования блоков. В корпусе реактора (габариты позволяют перевозить его по железным дорогам) размещается активная зона из 349 рабочих кассет и кассет СУЗ шестигранной формы. При работе на мощности практически все кассеты СУЗ находятся в крайнем верхнем положении, что обеспечивает равномерное заполнение активной зоны топливом и отсутствие дополнительных искажений поля энерговыделения, связанных с наличием в ней твердых поглотителей или водяных полостей. На входе в кассеты предусмотрены дополнительные гидравлические сопротивления (шайбы для рабочих кассет и набор отверстий в демпферных трубах — для кассет СУЗ), которые уменьшают развёрку расходов по кассетам и способствуют получению необходимого запаса до кризиса теплообмена в аварийных режимах с потерей расхода. Стенки кассет и покрытия цилиндрических твэлов изготовлены из сплава циркония с ниобием; корпус реактора и компенсатор объема из высокопрочной теплоустойчивой стали без нержавеющей наплавки. В целях подавления коррозии корпуса и компенсатора объема для первого контура АЭС разработан специальный аммиачно-калийный водный режим. Питание ГЦН осуществляется от нескольких независимых источников: генераторов собственного расхода (ГСР) и основных генераторов, находящихся на одном валу с турбиной.

Регулятор мощности реактора поддерживает постоянное давление в паровом коллекторе (45 кгс/см^2), специальный регулятор производит разгрузку турбины, когда давление в паровом коллекторе уменьшается до 44 кгс/см^2 .

Характеристики АЭС при пусконаладочных работах и эксплуатации

Тепловая и электрическая мощность блоков. Тепловая мощность реактора определяется на основании балансов тепла по первому и второму контурам АЭС. Только с помощью предусмотренных штатных приборов можно составить пять независимых балансов. Отчетным

испытаниям предшествуют тщательная проверка и градуировка измерительной аппаратуры. Достижимые на практике различия между значениями тепловой мощности по различным балансам не превышают $\pm 2\%$ (запас на неточность знания тепловой мощности в проектных расчетах равен 4%). Для получения измеренного значения тепловой мощности реактора данные различных балансов усредняются, наибольшее значение при этом придается имеющему наибольшую точность измерения балансу по питательной воде парогенераторов. Специальные программы измерений предусмотрены для определения во время испытаний параметров турбины и электрических параметров. Отклонение условий проведения испытаний от проектных учитывается расчетными поправками.

В результате измерений на различных блоках вскоре после их пуска [4] установлено, что при использовании турбин К-220-44 с сопловым регулированием мощности электрическая мощность блока (брутто), соответствующая тепловой мощности 1375 МВт , составляет около 445 МВт . Запас по пропускной способности турбогенераторов составляет 10% , но реализация его требует соответственного увеличения мощности реактора. Измеренный расход энергии на собственные нужды для блоков с ВВЭР-440 (кроме НВАЭС) оказался равным $6,0\text{—}6,4\%$, что существенно ниже проектной величины.

Гидравлические характеристики реактора и первого контура. В процессе пуска и эксплуатации определяются гидравлические характеристики первого контура и реактора, по соответствию которых их проектным значениям можно судить о возможности эксплуатации реактора на номинальной тепловой мощности и безопасности блока, а именно: расходы и перепады давления теплоносителя в первом контуре и отдельных петлях; расходы и перепады давления теплоносителя по рабочим кассетам и кассетам СУЗ; величина протечек теплоносителя мимо кассет активной зоны. Непосредственные измерения при эксплуатации предусмотрены только для перепадов давления на реакторе (ΔP реактора) и ГЦН. Расход по петлям первого контура определяется с помощью напорных характеристик (зависимостей перепада давления на насосе от расхода через него), полученных для каждого конкретного ГЦН на стенде завода-изготовителя. Расход через реактор (G реактора) первоначально определяется как сумма расходов по петлям. На основании измерения перепада давления на реакторе при различном числе работающих петель строится зависимость $\Delta P_p =$

$= f(G_p)$, которая в дальнейшем используется для определения расхода. Перепады давления на отдельных элементах реактора (активной зоне, рабочей кассете) измеряются на одном из этапов пусконаладочных работ с помощью вывода через крышку реактора дополнительных трубок отбора давления. Гидравлические характеристики ВВЭР-440 третьего блока НВАЭС и других реакторов приведены ниже:

Расход через реактор, м ³ /ч	48000; 43500—46000
Перепад давления, кгс/см ² :	
в первом контуре	4,1; 4,5—4,8
в реакторе	2,2; 3,1—3,4
на активной зоне	1,4; 2,3—2,6
на рабочей кассете	0,9; 0,8—0,85

Эти различия обусловлены индивидуальными свойствами используемого оборудования, в частности насосов. Для всех блоков расход теплоносителя существенно превышает проектную величину, что объясняется завышением сопротивления первого контура при проектных расчетах. Выявление этого обстоятельства открыло определенные перспективы для повышения тепловой мощности ВВЭР-440, но привело к необходимости дополнительных исследований для обоснования работоспособности оборудования первого контура, включая реактор и активную зону, в условиях повышенного расхода.

Большое внимание при пуске реакторов было уделено установлению правильного значения расхода через кассеты СУЗ. Чтобы расход через них не ограничивал тепловую мощность реактора, его величина должна быть близка к расходу через рабочую кассету. В то же время увеличение расхода через кассету СУЗ (>140 м³/ч) проектом не допускается, так как может вызвать всплытие топливной части при разъединении ее с приводом и обуславливает, как это было установлено при испытаниях на стенде, повышенную вибрацию элементов конструкции кассеты. Измерения на различных блоках с помощью специальных приспособлений, регистрирующих потерю веса кассетой СУЗ при воздействии потока, показали, что реальные расходы не всегда соответствуют с достаточной точностью требуемым значениям. В результате на некоторых блоках потребовалась дополнительная корректировка расходов через кассеты СУЗ. Были приняты меры к уточнению расчетов и установлены более жесткие требования на допуски при изготовлении деталей конструкций, влияющих на гидравлическое сопротивление входа в кассеты СУЗ.

Величина протечек теплоносителя мимо кассет активной зоны (расчетное значение 5%)

определялась из уравнения баланса между тепловой мощностью реактора, найденной по расходу и подогреву теплоносителя в реакторе, и суммарной тепловой мощностью рабочих кассет и кассет СУЗ (определяется по специальной методике на основании замера температуры на выходе из рабочих кассет) и составила ~4%.

Физические и теплофизические характеристики активных зон. К основным требованиям при разработке активных зон ВВЭР-440 можно отнести следующие:

— длительность работы между перегрузками 6000—7000 эф. ч; нахождение кассет с топливом в реакторе 3—4 года;

— отрицательный или близкий к нулю температурный и отрицательный полный мощностной коэффициенты реактивности;

— неравномерность энерговыделения по кассетам активной зоны не более 1,35 и между твэлами не более 1,5;

— эффективность кассет СУЗ, достаточная для компенсации быстропроявляющихся эффектов реактивности (мощностного, части температурного).

В таблице приведены расчетные физические характеристики первых активных зон реакторов на различных АЭС, разработанных с учетом этих требований; для сравнения указаны также результаты экспериментальных измерений. Как следует из таблицы, к настоящему времени работают первые активные зоны пяти различных видов, различающиеся средним начальным обогащением и использованием выгорающих поглотителей. В известной степени это многообразие отражает процесс постепенного уточнения проектных представлений. Данные измерений коэффициентов реактивности и неравномерности энерговыделения позволили полностью отказаться от использования в активных зонах ВВЭР-440 выгорающих поглотителей. Установлено, что длительность работы между перегрузками 7000 эф. ч обеспечивается при среднем обогащении первой загрузки 2,3% и топлива подпитки 3,3% (вместо проектных значений 2,5 и 3,5% соответственно). Выявленные несоответствия между расчетными и экспериментальными значениями физических характеристик (глубина выгорания, эффективность борной кислоты и т. п.) послужили поводом для корректировки используемых расчетных методов.

Работа АЭС при возникновении аварийных и переходных режимов. Программа пусконаладочных работ при освоении мощности ВВЭР-440 предусматривает комплексную проверку

Основные физические характеристики активных зон АЭС с ВВЭР-440 в начале кампании

Параметр	Нововоронежская		Кольская и «Норд»	Кольская	«Норд», второй блок; «Козлодуй», первый и второй блоки
	Третий блок	Четвертый блок	Первые блоки	Второй блок	
Состав первой активной зоны (обогащение и число кассет с топливом)	1%; 49 1,5%; 66 2,0%; 114 3,3%; 120	1,6%; 138 2,4%; 127 3,6%; 84	1,6%; 114 2,4%; 133 3,6%; 102	1,6%; 162 2,4%; 103 3,6%; 84	1,6%; 114 2,4%; 133 3,6%; 102
Наличие выгорающего поглотителя	108 кассет с обогащением 3,3% содержат по 6 БВП*	—	108 кассет с обогащением 2,4% и 102 кассеты с обогащением 3,6% содержат 0,07% природного бора в стенках	—	—
Среднее обогащение, %	2,2	2,37	2,5	2,3	2,5
Полный запас реактивности, $\Delta k/k$	0,147	0,177	0,168	0,173	0,188
Полная эффективность кассет СУЗ при $t = 20^\circ\text{C}$, $\Delta k/k$	0,18	0,15	0,095	0,088	0,088
Температурный коэффициент реактивности при 260°C и нулевой мощности, $\Delta k/k/^\circ\text{C}$	$-1,4 \cdot 10^{-4}$ ** $-1,8 \cdot 10^{-4}$	$-4 \cdot 10^{-5}$ $+3 \cdot 10^{-5}$	$-2 \cdot 10^{-5}$ $-1,5 \cdot 10^{-5}$	$-5 \cdot 10^{-5}$ $-3 \cdot 10^{-5}$	$-2,5 \cdot 10^{-5}$ $+1,4 \cdot 10^{-5}$
Мощностной коэффициент реактивности в рабочем состоянии, $\Delta k/k/\%$	$-2,2 \cdot 10^{-4}$	$-1,9 \cdot 10^{-4}$	$-1,8 \cdot 10^{-4}$	$-2 \cdot 10^{-4}$	$-1,85 \cdot 10^{-4}$
Критическая концентрация борной кислоты при 100°C и полностью взведенных кассетах СУЗ, г $\text{H}_3\text{BO}_3/\text{кг H}_2\text{O}$	5,2/4,8	7,6/6,9	7,8/6,4	6,8/6,2	8,8/8,0

* Блокированный выгорающий поглотитель.
** Числитель — расчет, знаменатель — эксперимент.

поведения АЭС при возникновении переходных и аварийных режимов. Во время специальных испытаний устанавливается соответствие работы систем регулирования, блокировок и защит проектным требованиям, изучается динамика изменения параметров АЭС при различных возмущениях и на различных уровнях мощности. К наиболее важным испытаниям относятся опробование режима полного обесточивания АЭС, исследование поведения блока при изменениях и сбросах электрической нагрузки и при отключениях ГЦН.

Во время полного обесточивания АЭС (создаваемого по соображениям безопасности при тепловой мощности реактора 17—20%) проверяется совместная работа оборудования и систем, обеспечивающих безопасную остановку и расхолаживание АЭС (в том числе при нали-

чии течи в первом контуре) в случае потери связи с энергосистемой и отключении (закрытии стопорных клапанов) собственных турбогенераторов. В процессе испытаний контролируются: остановка реактора аварийной защитой; длительность работы ГЦН на энергии «выбег» основных генераторов и ГСР; непрерывное питание наиболее ответственных потребителей электроэнергии (первоначально от аккумуляторных батарей, а затем от дизель-генераторов); поочередное (в порядке важности) подключение к дизель-генераторам после их запуска потребителей, допускающих кратковременный (до 3 мин) перерыв питания; установление в первом контуре естественной циркуляции и его расхолаживание.

При пусках, как правило, оказывалось достаточно одного испытания, чтобы продемонстриро-

вать удовлетворительное соответствие поведения АЭС в рассматриваемом аварийном режиме проектным представлениям. Получено, что длительность работы ГЦН на выбеге ГСР и основных генераторов составляет не менее 180 с (проектное время 100 с), время запуска дизелей 70—90 с, длительность подключения потребителей к дизелям около 70 с, отклонения напряжения в электрических системах питания станции не превышают 10%. Успешное опробование режима полного обесточивания является при пусках АЭС с ВВЭР-440 предпосылкой для повышения мощности ($>17-20\%$).

Испытания блока при сбросах и изменениях электрической нагрузки проводятся во время пуска АЭС, чтобы наладить системы регулирования турбин и основные регуляторы блока и определить их статические и динамические характеристики, подтвердить возможность успешных (с удержанием АЭС на мощности собственных нужд) сбросов электрической нагрузки, изучить динамику изменения параметров при работе систем регулирования АЭС и подтвердить гарантированные показатели по скоростям изменения нагрузки блоков.

Опыт показывает, что после необходимых настроек при любых сбросах нагрузки, вплоть до полного сброса со 100% до собственных нужд, отклонения параметров АЭС не приводят к срабатыванию аварийных защит турбины и реактора, к открытию предохранительных клапанов парогенераторов. Например, при полном сбросе нагрузки максимальное число оборотов не превышает 3200—3240 об/мин и через 20—30 с обороты турбин стабилизируются. При росте давления в паровом коллекторе через 5—8 с срабатывают редукционные клапаны сброса пара в конденсаторы турбин и максимальное давление не превышает 52 кгс/см². Кратковременное повышение давления в первом контуре составляет 1,5—2,0 кгс/см². Пробные нагружения турбогенераторов с гарантированными скоростями (2 и 5 МВт/мин из холодного и горячего состояний соответственно) показали, что эти скорости не влекут за собой каких-либо отклонений от требуемых показателей прогресса турбины.

Проектом предусматривается возможность отключения двух ГЦН (например, при коротком замыкании на питающей секции) без срабатывания аварийной защиты реактора. При этом регулятор мощности реактора снижает нейтронный поток в активной зоне на 50%. Одновременно по мере снижения давления в паровом коллекторе автоматически разгружаются тур-

бины. После стабилизации параметров при несоответствии тепловой мощности реактора оставшемуся числу работающих ГЦН дополнительная корректировка уровня мощности реактора проводится оператором. Испытания с отключением одного и двух ГЦН проводятся при пуске АЭС на трех-четыре различных уровнях мощности, в том числе на номинальной мощности. Системы регулирования блока успешно справляются с переходным процессом при отключении ГЦН. Отклонения параметров АЭС не приводят к срабатыванию аварийных защит и блокировок. Стабилизация режима на новом уровне мощности достигается примерно через 300 с.

Радиационная обстановка

Состояние радиационной обстановки постоянно определяется с помощью штатных систем измерения и контроля. Дополнительно в период пуска АЭС и периодически во время эксплуатации предусматриваются специальные программы измерений для детальной проверки соответствия радиационной обстановки на АЭС проектным данным. Контролируются мощность дозы нейтронного и γ -излучений, газовая и аэрозольная активность в помещениях АЭС; выброс в атмосферу радиоактивных газов, аэрозолей, йода, стронция; активность воды в первом контуре, парогенераторах, бассейнах перегрузки и выдержки отработавшего топлива, баках систем переработки активных вод и т. п.; активность пара, идущего на турбину; газовая и аэрозольная активность воздуха, радиоактивность воды и почвы на окружающей АЭС местности; герметичность тепловыделяющих касет при перегрузке.

Измерениями на различных блоках получено, что мощность доз от внешних потоков ионизирующих излучений в помещениях АЭС, установленных действующими нормами (1,4; 2,8 и 28 мбэр/ч для обслуживаемых, полубслуживаемых и необслуживаемых помещений соответственно), в среднем не превышает. Единичные отклонения (в 5—10 раз), отмеченные в полубслуживаемых помещениях (в местах проходов через стены и перекрытия биологической защиты), были четко локализованы, и по ним приняты дополнительные мероприятия.

Выбросы радиоактивности в атмосферу при нормальной работе составляют 5—100 (радиоактивные газы); $10^{-2}-10^{-4}$ (аэрозоли); $10^{-3}-10^{-4}$ (¹³¹I); $10^{-4}-10^{-6}$ (⁸⁹Sr + ⁹⁰St) Ки/сут при норме 3500; 0,5; 0,1 и 10^{-3} Ки/сут соответственно.

Активность теплоносителя в первом контуре определяется как с помощью аппаратуры непрерывного контроля, так и методом периодического анализа проб. При нормальных условиях анализы удельной активности сухого остатка и изотопов йода выполняют соответственно раз в сутки и раз в двое суток; полного изотопного состава — раз в месяц.

Работа реактора считается допустимой до суммарной удельной активности теплоносителя первого контура 0,1 Ки/л на момент отбора пробы для 100%-ной тепловой мощности реактора (при этом удельная активность негазообразных продуктов деления через 2 ч после отбора пробы равна 10^{-2} Ки/л). Действительная активность на работающих блоках существенно ниже этих предельных значений. Например, в первом полугодии 1976 г. она составляла для негазообразных продуктов деления (в основном изотопов йода) 10^{-4} — $2 \cdot 10^{-3}$ Ки/л и соответствовала для большинства блоков концу кампании. Продукты коррозии материалов первого контура вносят незначительный вклад (10^{-8} — 10^{-7} Ки/л) в величину полной удельной активности теплоносителя.

Анализ по специальной методике удельной активности продуктов деления позволяет судить о негерметичности твэлов. Определение конкретных кассет с негерметичными твэлами предусмотрено во время перегрузки реактора. Контроль герметичности оболочки (КГО) твэлов при перегрузке выполняется путем помещения отдельных кассет в герметичные пеналы с последующей выдержкой их в воздухе (метод, используемый на НВАЭС) или воде и анализом отбираемой пробы.

На 1 сентября 1976 г. на реакторах было проведено 12 плановых перегрузок (по три на третьем и четвертом блоках НВАЭС, две на первом блоке Кольской АЭС и по одной на прочих блоках). Практически при каждой перегрузке проверялась герметичность кассет, остающихся в реакторе на следующую кампанию (примерно 2/3 полного числа кассет с топливом). От перегрузки к перегрузке совершенствовалась методика обнаружения негерметичных кассет и вырабатывались критерии их отборки.

По результатам шести перегрузок на различных блоках с ВВЭР-440 летом — осенью 1976 г. досрочно выгружена из реактора в среднем одна кассета.

Какой-либо связи между режимами эксплуатации реакторов и числом негерметичных кассет установлено не было.

Пусконаладочные работы

Эти работы на АЭС проводятся после окончания монтажа и включают следующие основные этапы:

1. Ввод в эксплуатацию электропитания собственных нужд блока и химической водоподготовки.
2. Промывка и функциональное опробование вспомогательных систем АЭС.
3. Гидроиспытания и циркуляционная промывка первого контура.
4. Первая ревизия оборудования первого контура.
5. Холодная и горячая обкатка оборудования первого контура.
6. Вторая ревизия оборудования первого контура.
7. Загрузка активной зоны и физический пуск реактора.
8. Работа блока на мощности 1—5% для подготовки к включению турбогенераторов в сеть.
9. Освоение проектной мощности блока, включающее последовательную работу на уровнях мощности 17—20, 30—35, 75—80, 90 и 100% и завершающееся 72-часовой непрерывной работой на номинальной мощности.

Основная цель работ на этапе гидроиспытаний и циркуляционной промывки — доказательство плотности первого контура и его промывка после монтажа. Уплотнение реактора на данном этапе в зависимости от условий на каждой конкретной АЭС осуществлялось либо временной крышкой, либо штатным верхним блоком. Приводы СУЗ не устанавливаются. Гидравлическое сопротивление отсутствующей активной зоны имитируется временным дросселирующим устройством. При циркуляционной промывке теплом работающих ГЦН теплоноситель нагревается до 220—230 °С, чем достигается отмывка поверхностей первого контура, проверяется работа ГЦН и вспомогательных систем реакторной установки, отрабатываются штатные технологические операции, проверяются вибрация и степень расширения оборудования и трубопроводов.

После циркуляционной промывки первый контур расхоложивается, снимается крышка реактора и демонтируются внутрикорпусные устройства. Во время проводимой затем первой ревизии оборудования и систем АЭС устраняются дефекты, обнаруженные при гидравлических испытаниях и циркуляционной промывке; контролируется состояние металла основного оборудования; оборудование и системы готовятся

к холодной и горячей обкатке, производится штатная сборка реактора с приводами СУЗ и подкритической зоной. При пуске первых блоков для загрузки зоны на горячую обкатку частично использовались кассеты с топливом. В условиях неоконченной наладки оборудования это приводило к трудностям при обеспечении ядерной безопасности и к возможности механического повреждения штатных кассет.

В настоящее время для загрузки зоны на период обкатки применяются имитаторы кассет, не содержащие топлива. Один комплект имитаторов последовательно используется на нескольких пускаемых блоках. Во время холодной и горячей обкатки выполняются наладка электросхемы системы СУЗ и обкатка ее приводов; исследуются гидравлические характеристики реактора и первого контура; изучаются динамические деформации и напряжения внутрикорпусных устройств реактора (для головных блоков); опробуются блокировки и защита реакторной установки.

Вторая ревизия, следующая за холодной и горячей обкаткой, должна обеспечить окончательную готовность оборудования и систем станции к загрузке штатной активной зоны, физическому пуску и подъему мощности. Вновь осматривается основное оборудование и контролируется состояние металла различными методами. Устраняются все дефекты, выявленные в процессе обкатки и последующем осмотре. Завершением второй ревизии являются загрузка штатной активной зоны и уплотнение реактора. На этапах 3—6 одновременно с работами на первом контуре проверяется плотность герметичных помещений реакторной установки, налаживаются системы вентиляции и дозиметрии.

К началу физического пуска заканчивается комплексное опробование оборудования систем второго контура с проверкой вибрационного состояния турбогенераторов, с проведением, если необходимо, балансировки и электрических испытаний ГСР и основных генераторов с набором нагрузки до 20 МВт. В качестве источника

пара для этих работ на первых блоках АЭС использовались энергопоезда либо временно монтируемые паровые котлы, для последующих — блоки, находящиеся в эксплуатации.

Окончательная проверка совместной работы всех систем станции в стационарных, переходных и аварийных режимах проводится во время физического пуска и в процессе освоения проектной мощности. Продолжительность основных этапов пусконаладочных работ составляет, сут: гидроиспытания и циркуляционная промывка 8—30; первая ревизия 29—62; холодная и горячая обкатка 15—22; вторая ревизия оборудования 15—60; загрузка активной зоны и физический пуск 15—34; полная длительность освоения проектной мощности (от конца физического пуска до завершения 72-часового опробования на 100%-ной мощности) 75—211, в том числе на проведение плановых ревизий 6—85.

Отклонения в длительности этапов пусконаладочных работ для различных АЭС объясняются рядом факторов. Например, пуск первых блоков каждой АЭС потребовал существенно большего времени, чем последующих, что связано с расширенной программой испытаний, большим числом выявляемых дефектов оборудования, монтажа и проекта, отсутствием опыта у персонала. Наблюдалось и некоторое перераспределение работ между отдельными этапами, отмечена разная обеспеченность АЭС ремонтным персоналом, различались формы оперативной организации работ.

Поступила в Редакцию 28/II 1977 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Денисов В. П. и др. Докл. на советско-французском семинаре «Парогенераторы, конструкционные материалы и технология изготовления компонентов первого контура водо-водяных реакторов». Сакле, 17—23 сент. 1975.
2. Денисов В. П. и др. IV Женевск. конф., 1971. Докл. СССР, № 639.
3. Gorski K., Ivanov M. «Kernenergie», 1974, Bd7, S.200.
4. Коновалов Г. М. и др. «Теплоэнергетика», 1975, № 9, с. 52.