

для регулирования. Эти требования не распространяются на АЭС с быстрыми реакторами и тепловыми конверторами; атомные электростанции, проходящие период освоения мощности; блоки с реакторами ВВЭР, исчерпавшие запас реактивности на регулирование; атомные теплоэлектростанции (АТЭЦ).

Эти требования содержат два аспекта: первый — это техническая возможность относительно длительной работы агрегатов АЭС в таких режимах, второй — это экономическая целесообразность постоянного привлечения ряда или большинства агрегатов АЭС к работе в регулировочном режиме [16]. При эксплуатации АЭС в этом режиме снижаются технико-экономические показатели (ТЭП) блоков: уменьшается коэффициент полезного действия, увеличивается себестоимость электроэнергии, увеличивается расход электроэнергии на собственные производственные нужды, увеличиваются потери тепла при пусках и остановках блоков и т.д. Масштабы снижения ТЭП зависят от величины регулировочного диапазона, доли постоянной составляющей в себестоимости электроэнергии, вырабатываемой блоком, количества циклов изменения мощности в течение года и т.п. В то же время даже незначительная разгрузка АЭС ночью и в нерабочие дни позволит сберечь большие средства, необходимые для строительства полупиковых энергоблоков на органическом топливе, позволит снизить потребности в органическом топливе.

При определении регулировочного диапазона энергоблоков АЭС, т.е. степени их участия в регулировании графиков нагрузки, следует учитывать не только техническую возможность работы агрегатов АЭС в таких режимах относительно длительные периоды, но и экономическую целесообразность постоянного привлечения АЭС к работе в переменном режиме [16]. При существующих ценах на органическое и ядерное топливо ежесуточная ночная разгрузка и разгрузка на выходные дни энергоблоков АЭС более чем на 25–30% экономически нецелесообразна. В то же время такой регулировочный диапазон АЭС удовлетворяет и перспективным потребностям энергосистем [17].

При формировании требований к скорости изменения нагрузки энергоблоками АЭС в регулировочном диапазоне необходимо учитывать особенности ядерного оборудования, ограничивающего темп набора мощности после разгрузки. Таким образом, по этому показателю требования должны быть мягче, чем соответствующие требования к энергоблокам ТЭС. Речь идет в основном о скорости набора нагрузки, уровень которой в регулировочном диапазоне (0,7–1,0%/мин), по-видимому, будет вполне приемлемым, если учитывать выявленные возможности кратковременного форсирования мощности блоками на органическом топливе.

Энергоблоки АЭС с реакторами водо-водяного типа в силу особенностей самой реакторной установки имеют более предпочтительные перспективы использования для регулирования энергосистем, чем блоки с уран-графитовыми реакторами. Поэтому в дальнейшем рассмотрены проблемы маневренности, касающиеся в основном энергоблоков с реакторами ВВЭР.

Глава 2

ОСНОВНЫЕ ФАКТОРЫ, ЛИМИТИРУЮЩИЕ МАНЕВРЕННОСТЬ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

Маневренные характеристики энергоблока АЭС определяются способностью всего комплекса ядерного и теплоэнергетического оборудования энергоблока к восприятию нагрузки после остановки и при работе в режиме регулирования мощности. Поэтому факторы, влияющие на маневренность энергоблока АЭС в целом, могут быть определены из рассмотрения возможностей работы в переменном режиме отдельных узлов, систем и оборудования [18].

2.1. Нестационарное отравление реактора ксеноном

При участии энергоблока АЭС в регулировании суточного графика нагрузки в широком диапазоне наиболее существенные ограничения на маневренность реакторной установки накладывает нестационарное отравление ксеноном-135. Большое влияние нестабильного нуклида ксенона-135 на работу реактора на тепловых нейтронах связано с большим сечением поглощения нейтронов в тепловой области. Некоторая часть ксенона-135 образуется непосредственно при делении ядер топлива, однако большая его часть получается в результате распадов радиоактивных нуклидов, начиная с теллура-135, который превращается в нестабильный нуклид йод-135, распадающийся с образованием ксенона-135. Периоды полураспада йода и ксенона — 6,7 и 9,24 соответственно, т.е. сравнимы с временем необходимых разгрузок реактора, что и накладывает ограничения на возможности длительной работы реактора с большими и частыми разгрузками мощности.

После всякого изменения мощности, в том числе и после остановок реактора, равновесие между образованием ядер ксенона-135 и их исчезновением нарушается. При переводе реактора на более низкий уровень мощности концентрация ядер ксенона сначала растет, из-за того что йод распадается быстрее ксенона, а выгорание последнего уменьшается. Однако так как поток нейтронов в реакторе уменьшался, образование йода-135 идет медленнее, чем ранее, и поэтому постепенно количество образующегося ксенона-135 уменьшается, а через достаточно длительный период времени реактор переходит в стационарное состояние. Время прохождения концентрации ксенона через максимум и величина последнего определяют начальным и конечным уровнем мощности, скоростью снижения мощности. Таким образом, при переходе с одного уровня мощности на другой меняются концентрация ксенона-135, а следовательно, и реактивность реактора. Этот эффект называется нестационарным отравлением, а уменьшение запаса реактивности вследствие накопления ксенона из распадающегося йода-135 после остановки или снижения мощности реактора "кюдной ямой".

После снижения мощности реактора для преодоления нестационарного отравления ксеноном-135 необходим определенный запас реактивности, который для данной топливной загрузки зависит от исходного и конечного уровней мощности, времени работы со сниженной нагрузкой, скорости снижения и набора мощности и периодичности изменения мощности. Однако наличие необходимого запаса реактивности еще не гарантирует выполнения требуемого графика нагрузки. Для этого необходимо обеспечить ввод положительной реактивности из запаса со скоростью, не меньшей скорости высвобождения отрицательной реактивности из-за нестационарного отравления ксеноном-135.

В случае изменения мощности реактора в небольших пределах компенсация уменьшения запаса реактивности за счет переотравления ксеноном-135 отработывается с помощью механической системы управления и защиты реактора. При более глубоких разгрузках реактора (вплоть до снижения мощности с номинальной до нуля) переотравление ксеноном-135 компенсируется в основном работой системы борного регулирования. Изменение концентрации поглотителя в теплоносителе главного циркуляционного контура осуществляется подпиткой либо раствором борной кислоты высокой концентрации, либо чистой водой (деионатом) с одновременным дренажем дебалансных вод в дренажные баки через дренажирующее устройство.

Скорость изменения концентрации борной кислоты при водообменах можно определить, решив дифференциальное уравнение баланса кислоты в теплоносителе первого контура:

$$V \gamma dC = C_{\text{п}} Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}} dt - C Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}} dt, \quad (2.1)$$

где V — объем первого контура без компенсатора объема; γ — удельный вес воды при средней температуре теплоносителя первого контура; C — концентрация бор-

ной кислоты в теплоносителе первого контура; $Q_{\text{п}}$ – объемный расход подпиточной воды; $\gamma_{\text{п}}$ – удельный вес подпиточной воды; $Q_{\text{пр}}$ – объемный расход продувочной воды; $\gamma_{\text{пр}}$ – удельный вес продувочной воды; t – продолжительность работы подпиточных насосов; $C_{\text{п}}$ – концентрация H_2BO_3 в подпиточной воде.

Воспользовавшись уравнением материального баланса для подпиточной и продувочной воды

$$Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}} = Q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}} \quad (2.2)$$

и приняв, что при $t = 0$ $C = C_0$, получим

$$C(t) = C_{\text{п}} \left(1 - \exp \left(- \frac{Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}}}{v \gamma} t \right) \right) + C_0 \exp \left(- \frac{Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}}}{v \gamma} t \right). \quad (2.3)$$

При подпитке чистой водой (при понижении концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура) выражение упрощается:

$$C(t) = C_0 \exp \left(- \frac{Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}}}{v \gamma} t \right). \quad (2.4)$$

Если начальная концентрация борной кислоты в теплоносителе равна нулю, то изменение концентрации борной кислоты во времени при подпитке раствором борной кислоты описывается выражением

$$C(t) = C_{\text{п}} \left[1 - \exp \left(- \frac{Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}}}{v \gamma} t \right) \right]. \quad (2.5)$$

Скорость увеличения концентрации борной кислоты в теплоносителе практически не влияет на маневренность реактора вследствие малой скорости высвобождения положительной реактивности при разотравлении и наличия возможности ввода в теплоноситель борного раствора большой концентрации – около 40 г/кг.

Скорость снижения концентрации борной кислоты в теплоносителе зависит от расхода подпитки и от момента топливного цикла или от соответствующей ему начальной концентрации борной кислоты. Относительная скорость снижения концентрации борной кислоты β при разбавлении теплоносителя первого контура чистой водой, определяемая выражением

$$\beta = \left| \frac{1}{C} \frac{dC}{dt} \right| = \frac{Q_{\text{п}} \gamma_{\text{п}}}{v \gamma}, \quad (2.6)$$

зависит только от расхода подпитки для данного реактора. Расход подпитки ограничен схемными решениями и требованиями ядерной безопасности по скорости ввода положительной реактивности.

Серийные энергоблоки с реакторами ВВЭР-440 создавались для работы только в базисном режиме и поэтому в своем составе имеют системы подпитки, предназначенные только для гидронспытаний и компенсации организованных протечек теплоносителя первого контура. Максимальный расход подпитки, предусмотренный проектом, составляет 12 м³/ч.

В унифицированных реакторах ВВЭР-440 проектом предусмотрена система подпитки и борного регулирования, обеспечивающая расход подпиточной воды 60 м³/ч. Энергоблоки АЭС с такими реакторами рассчитаны на перспективные условия эксплуатации с переменными нагрузками.

При увеличении расхода чистой подпиточной воды и соответственно величины, характеризующей скорость вывода борной кислоты из теплоносителя первого контура β , эффективность системы борного регулирования увеличивается (рис. 2.1), а вместе с ней увеличиваются и маневренные свойства реактора. При

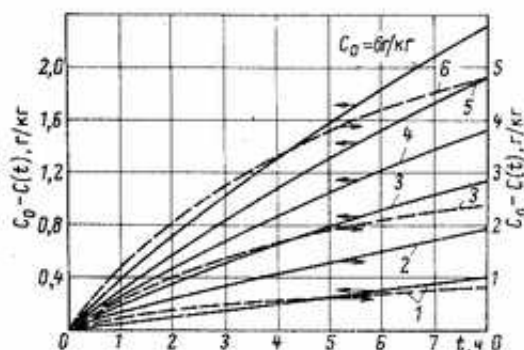


Рис. 2.1. Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура ВВЭР-440 при подпитке чистой водой:

— расход подпитки $12 \text{ м}^3/\text{ч}$;
 --- расход $40 \text{ м}^3/\text{ч}$

фиксированном значении β скорость ввода положительной реактивности при подпитке чистой водой тем выше, чем больше эффективность борной кислоты.

При длительных (до двух суток) остановках реактора переходные процессы на ксеноне-135 не лимитируют возможность быстрого подъема мощности до исходного уровня, так как к моменту начала подъема мощности большая часть ксенона-135, накопившегося в активной зоне реактора, распадается. Однако при глубоких разгрузках на несколько часов возникают ограничения из-за нестационарного ксенонового отравления. При этом самым неблагоприятным, с точки зрения возможности подъема мощности реактора до номинальной, является режим с остановкой реактора на 8 ч с номинального уровня мощности. В этом случае к моменту начала подъема мощности нестационарное отравление реактора ксеноном-135 приближается к своему максимальному значению. По мере снижения концентрации борной кислоты в теплоносителе в течение топливного цикла переходные процессы на ксеноне-135 ограничивают также и возможность кратковременных (до одного часа) остановок реактора с последующим восстановлением нагрузки. Это связано, прежде всего, с уменьшением запаса реактивности и скорости его реализации.

В [19] определены расчетным путем маневренные характеристики реактора ВВЭР-440 с точки зрения преодоления ксенонового переоотравления (рис. 2.2). Расчет проведен для первой топливной загрузки, рассчитанной на 7200 эффективных часов работы. Как видно из рис. 2.2, реакторы ВВЭР обладают достаточно широкими возможностями для маневрирования мощностью на протяжении большей части топливного цикла. Так, тридцатипроцентный регулировочный диапазон для унифицированных энергоблоков реализован в течение 77% топливного цикла при самом консервативном подходе в определении маневренных характеристик.

Как показывает расчет, увеличение скорости вывода борной кислоты более $0,2 \text{ ч}^{-1}$ (расход подпитки $40 \text{ м}^3/\text{ч}$) не дает существенного улучшения маневренности реактора ВВЭР. Более того, при этом неоправданно усложняются технологические схемы системы борного регулирования, укрупняется оборудование, входящее в эту систему, увеличиваются капитальные затраты на сооружение энергоблока АЭС. Поэтому значение, равное $0,2 \text{ ч}^{-1}$, можно считать оптимальным; именно такая скорость вывода борной кислоты обеспечивается технологическими схемами, принятыми в унифицированных проектах энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР.

Итак, возможность работы реактора ВВЭР с периодическим изменением мощности с точки зрения преодоления нестационарного отравления ксеноном-135 определяется наличием необходимого запаса реактивности и средствами, позволяющими реализовать его с определенной скоростью.

В отношении реактора ВВЭР-1000 можно отметить, что кроме компенсации ксенонового переоотравления при сбросах мощности необходимо дополнительно решать проблему стабилизации аксиального и радиального поля энерговыделения.

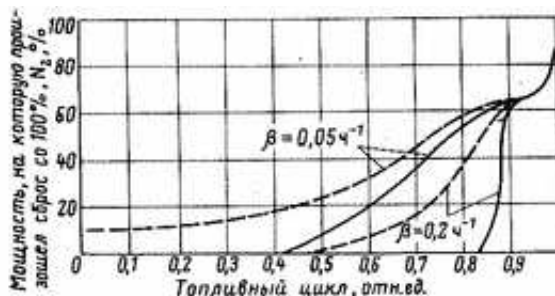


Рис. 2.2. Характеристики маневренности реактора ВВЭР-440 (начало первого топливного цикла):

---- — обеспечивается удержание на мощности N_2 и в любой момент подъем мощности до номинальной; — — обеспечивается удержание на мощности N_2 и выход на номинальную мощность, если стоянка на N_2 была не более 1 ч

возникающего из-за возможности возникновения пространственных ксеноновых колебаний мощности при возмущении в ее распределении. Эта задача решена путем ведения оперативного контроля за распределением энерговыделения в активной зоне и создания развитой системы регулирования, позволяющей вводить реактивность не только равномерно по всему реактору, но и локально в относительно небольших его областях [20].

Таким образом, можно констатировать, что с точки зрения возможности преодоления ксенонового перестроения, современные блоки АЭС с реакторами ВВЭР способны осуществлять любую программу регулирования мощности в диапазоне 100–70 % в подавляющей части топливного цикла, имея в виду регулирование суточных графиков нагрузки. Нестационарные ксеноновые процессы не накладывают никаких ограничений на маневренные возможности ВВЭР при участии последних в регулировании недельных и сезонных колебаний нагрузки энергосистем.

2.2. Тепловыделяющие элементы

Тепловыделяющие элементы отечественных реакторов с водой под давлением, впрочем, как и твэлы большинства зарубежных реакторов LWR и HWR, не предназначены для работы с переменными нагрузками, так как такие требования к ним до недавнего времени не предъявлялись. Основное требование к твэлам современных ядерных реакторов сводится к обеспечению их работоспособности при заданных условиях в течение времени, необходимого для достижения проектного выгорания ядерного топлива. При этом считается, что твэл работоспособен, если он в течение всего времени эксплуатации в реакторе герметичен и его геометрические размеры и форма не изменились настолько, чтобы заметным образом ухудшить внешнее охлаждение и распределение температур внутри твэла [21].

Нагрузки, действующие на оболочку твэлов реакторов ВВЭР в стационарных режимах, довольно хорошо известны. Это — внешнее давление теплоносителя, внутреннее давление газообразных продуктов деления и заполняющих газов, механическое воздействие распухающего топливного сердечника на оболочку и термические напряжения [22]. Кроме того, в процессе эксплуатации изменяются физико-механические свойства материала оболочки твэлов под влиянием химического взаимодействия с теплоносителем и продуктами деления, радиационного облучения и др.

При работе реактора с переменными нагрузками эксплуатационная надежность твэлов снижается из-за относительно быстрых изменений температуры топлива и оболочки и возникающих при этом дополнительных напряжений. Установлено, что основным механизмом, ответственным за разрушение твэлов при подъемах мощности, является механическое воздействие на оболочку термически расширяющегося топливного сердечника, возникающее из-за различия температур и коэффициентов термического расширения сердечника и оболочки (коэффициенты термического расширения циркониевых сплавов в 1,5–2 раза меньше, чем у двуокиси урана) [22]. Кроме того, выявлено, что в присутствии агрессивных продуктов деления, таких, как йод, цезий и др., циркониевые сплавы испытывают склонность к коррозионному растрескиванию под напряжением вследствие потери пластичности [23].

Опасность разрушения оболочек твэлов при циклическом изменении мощности обусловлена тремя факторами: значительным выгоранием топлива, высокими линейными нагрузками и большим локальным увеличением линейного энерговыделения. Ясно, что при определении требований к условиям эксплуатации твэлов по каждому фактору устанавливается определенный запас. Однако в реальных условиях ВВЭР одновременное действие этих трех факторов в известной степени противоречиво (так, увеличение глубины выгорания топлива неизбежно приводит к снижению линейного энерговыделения), а это означает, что установленные запасы носят явно консервативный характер. Для того чтобы освободиться от консерватизма в определении требований к выпускаемым серийным твэлам, необходимо получить достоверную информацию об их потенциальных возможностях путем проведения ресурсных реакторных испытаний и послереакторных исследований. Так, например, уже получены данные о том, что оболочка твэлов из циркониевых сплавов после работы до заданной глубины выгорания топлива обладает достаточно большой пластичностью, достигающей 10–14%, т.е. по этому параметру оболочка обладает еще большим "запасом прочности" [25].

За рубежом накоплен определенный опыт эксплуатации твэлов, по своим характеристикам близких к выпускаемым у нас в стране, в переменной графике нагрузки [24]. Показано, что твэлы выдерживают 500–600 периодов изменения мощности по графику 100–70–100% при скорости подъема мощности от 0,3–0,8 до 2–3%/мин и локальном изменении удельных нагрузок от 280 до 690 Вт/см. При этом средняя глубина выгорания топлива в испытанных тепловыделяющих сборках (ТВС) достигала 36 МВт·сут/кг. Невысокая удельная активность теплоносителя по ноду-131 в конце испытаний (до 148 Бк/г) указывает на высокую герметичность оболочек твэлов и отсутствие каких-либо отрицательных последствий от циклических изменений нагрузки.

Уровень напряжений в оболочках твэлов существенно зависит от скорости изменения мощности реактора (в основном от скорости увеличения мощности). Если скорость набора мощности мала, то эти напряжения успевают в достаточной мере релаксироваться вследствие ползучести топлива. При этом допустимая скорость подъема мощности реактора зависит также от уровня тепловых нагрузок на твэлы. В [22] показано, что при линейных тепловых нагрузках на твэлы до 400 Вт/см допустимая скорость увеличения мощности реактора ВВЭР составляет 4–6%/мин. Реализуемое в разных проектах максимальное значение линейной тепловой нагрузки составляет для реактора ВВЭР-440 300 и 415 Вт/см для реактора ВВЭР-1000 [8]. Таким образом, существующие твэлы реакторов ВВЭР допускают требуемые скорости изменения мощности энергоблоков АЭС 3–4%/мин при участии последних в регулировании суточного и недельного графиков нагрузки энергосистем.

При быстрых изменениях мощности реактора со скоростями 1–2%/с в больших пределах ($\pm 10\%$ номинальной мощности) напряжения в оболочках твэлов с максимальными линейными нагрузками, по-видимому, не будут превышать предельно допустимых значений в основном за счет незначительного изменения

температуры сердечников твэлов. Следовательно, процессы, протекающие в топливных элементах при быстрых изменениях мощности реактора в небольших пределах, не накладывают ограничений на возможность участия энергоблоков АЭС с ВВЭР в первичном регулировании частоты сети.

Экспериментально подтверждено, что твэлы реактора ВВЭР-440 (Кольская АЭС) выдерживают не менее 350 циклов изменения нагрузки на 10–100 % со скоростью 1–2 %/мин. Средняя глубина выгорания в этих твэлах достигла 41, а максимальная 45 МВт·сут/кг. Удельная активность теплоносителя по йоду-131 в конце кампании не превышает 400 Бк/г, что свидетельствует о высокой герметичности оболочек твэлов. Топливо реактора ВВЭР-1000 Нововоронежской АЭС за первую кампанию испытало около 250 переходных режимов, связанных со сбросом и набором нагрузки. При этом число негерметичных твэлов оказалось более чем в три раза меньше допустимой величины.

Положительный опыт эксплуатации АЭС с ВВЭР показывает, что выпускаемые в настоящее время серийные твэлы имеют высокую устойчивость к переменным нагрузкам и не накладывают ограничений на возможность участия реакторов ВВЭР в регулировании недельных графиков нагрузки (с регуляторным диапазоном 30 % и скоростью подъема мощности до 1%/мин) и частоты сети, а также аварийного регулирования. Относительно возможности ежесуточной разгрузки ответ может быть получен только после проведения натурных реакторных испытаний. Учитывая пониженные требования к маневренным характеристикам АЭС, сформулированные в данной работе, а также положительный зарубежный опыт, можно реально ожидать подтверждения возможности эксплуатации твэлов реактора ВВЭР-440 с ежесуточным изменением нагрузки. Для твэлов реактора ВВЭР-1000, работающих с более высокими удельными нагрузками, возможно, придется ограничить скорость подъема мощности для обеспечения необходимого регуляторного диапазона. Однако даже при получении в опыте удовлетворительных маневренных характеристик существующих твэлов необходимо продолжать поиск новой конструкции и технологии производства высокоманевренных твэлов, имея в виду перспективные потребности в специализированных полупиковых энергоблоках АЭС.

2.3. Системы регулирования энергоблока

Все современные энергоблоки АЭС оснащены целым комплексом систем регулирования. Регулируемыми являются все основные параметры реактора и турбины, а также некоторые важные параметры вспомогательных систем и узлов блока. Регулирование особо важных процессов производится с помощью автоматических регуляторов. Роль системы регулирования в обеспечении нормальной эксплуатации энергоблока АЭС при его эксплуатации в стационарном режиме несомненно велика. Однако она еще более возрастает в переходных и аварийных процессах.

Как было показано ранее, эффективность системы борного регулирования, определяемая при данной концентрации бора в теплоносителе отношением расхода подпитки при водообмене к объему теплоносителя в первом контуре, существенно влияет на диапазон возможных изменений мощности реактора. Чем выше эффективность системы борного регулирования, т.е. чем больший расход подпитки может быть обеспечен при данном объеме первого контура, тем больше диапазон допустимых нагрузок реактора, и наоборот. Увеличение скорости вывода бора из теплоносителя ограничивается как требованиями ядерной безопасности (по скорости ввода положительной реактивности), так и соображениями целесообразности.

Регулирование мощности реакторов ВВЭР осуществляется автономными автоматическими регуляторами типа АРМ путем перемещения по высоте активной зоны групп ТВС системы управления и защиты (СУЗ) реактора. Скорость изменения мощности реактора в регулировочном диапазоне определяется скоростью перемещения групп ТВС (СУЗ, их эффективностью, значениями мощностного и температурного коэффициентов реактивности. Если три последние характеристики определяются нейтронно-физическими свойствами топливной решетки, то рабочая скорость перемещения органов регулирования реактора выбирается из условий соблюдения правил ядерной безопасности, с одной стороны, и достаточной для отработки возникающих возмущений режима скоростной эффективности регулятора — с другой [8]. Для быстрого гашения цепной реакции деления в аварийных ситуациях, таких как превышение технологических и нейтронно-физических параметров допустимых значений, в реакторах ВВЭР предусматривается аварийная скорость перемещения ТВС СУЗ, превышающая рабочую скорость примерно в 10 раз. В реакторах ВВЭР-440 рабочая скорость перемещения ТВС СУЗ составляет 2 см/с, средняя скоростная эффективность регулятора и средняя скорость изменения мощности реактора на всем диапазоне перемещения регулирующей группы СУЗ равны примерно $2 \cdot 10^{-4}$ 1/с и 1,2 %/с соответственно. Характеристики системы регулирования мощности реактора позволяют обрабатывать такие сильные возмущения, как резкий сброс мощности (вплоть до нуля при отключении турбогенераторов от сети) и быстрый набор нагрузки с сохранением параметров энергоблока в безопасных пределах.

Одной из самых важных, с точки зрения маневренности энергоблоков АЭС, является система регулирования турбины. Это объясняется тем, что все основные требования по маневренности АЭС относятся к возможности изменения электрической нагрузки, являющейся конечным продуктом всего технологического процесса превращения ядерной энергии в электрическую. Система регулирования турбины тесно связана с системой регулирования реактора. При изменении нагрузки блока системой регулирования турбины в случае изменения частоты или аварии в энергосистеме система регулирования реактора приводит его мощность в соответствие с нагрузкой. И наоборот, при изменении мощности реактора в аварийных ситуациях система регулирования турбины приводит нагрузку блока в соответствие с мощностью реактора. Этим достигается сохранение основных параметров блока в допустимых пределах в переходных режимах. Системы регулирования должны обеспечивать сравнимые скорости изменения мощности реактора и турбины, а с учетом сильной тепловой инерционности первого контура скорость изменения мощности реактора в автоматическом режиме должна быть несколько выше скорости изменения электрической нагрузки блока. В системах регулирования современных турбин для АЭС с реакторами ВВЭР применяются гидравлические прямые и обратные связи при отсутствии ры-

важно-шарнирных передач во всей цепи до правого сервомотора [27], что обеспечивает необходимую скорость изменения нагрузки турбины при автоматическом регулировании частоты и потоков мощности по линиям электропередач. Специфичность технологических процессов на АЭС требует, чтобы при авариях в энергосистеме вне АЭС, приводящих к отключению генератора от сети, сохранялись собственные нужды электростанции, т.е. система регулирования турбины должна обеспечивать быстрое снижение мощности до уровня собственных нужд и устойчивую работу агрегата на этой мощности. На АЭС с ВВЭР-440 эти требования выполняются.

Все другие системы, входящие в общую систему регулирования блока, такие как система регулирования давления и уровня в компенсаторе объема, система регулирования уровня в парогенераторах, подогревателях высокого давления и т.п., должны обеспечивать сохранение регулируемых параметров в допустимых пределах при изменении тепловой мощности реактора и электрической нагрузки блока АЭС в регулировочном диапазоне с требуемыми скоростями.

Существующие системы регулирования практически не накладывают ограничений на маневренные возможности энергоблоков АЭС с ВВЭР. Однако недостаточная автоматизация основного технологического процесса ставит возможность быстрого изменения режима работы энергоблока в прямую зависимость от действий оперативного персонала АЭС. Поэтому создание и внедрение на АЭС в ближайшее время автоматизированных, а в будущем — и автоматических систем управления технологическим процессом позволит повысить не только экономичность, надежность и безопасность эксплуатации АЭС, но и маневренность атомных энергоблоков.

2.4. Термические напряжения в элементах конструкции энергоблока

Оборудование АЭС с ВВЭР эксплуатируется в условиях высоких термических и механических нагрузок. Термические напряжения обусловлены большими градиентами температурных полей по объему металла, а также стеснением температурной деформации. При многократных повторениях достаточно интенсивных термических воздействий могут возникать и развиваться трещины термической усталости [27]. Увеличение амплитуды термических напряжений приводит к уменьшению числа циклов до разрушения. Уровень напряжений существенно зависит от характеристик теплопроводности, теплопередачи и термического расширения [27]. Термические напряжения в металле опасны с точки зрения возможности развития процесса хрупкого разрушения, в результате которого могут образоваться хрупкие изломы, развивающиеся с большой скоростью.

Малозначительные термические напряжения в элементах конструкции первого контура ограничивают скорость пуска блока после остановки на ночь или на выходные дни с полным или частичным расхолаживанием. В этом случае скорость разогрева корпуса реактора регламентирована значением 0,3 град/мин. Если требования полной остановки блока АЭС заменить умеренным снижением нагрузки в ночные часы и на выходные дни на 25–30% со скоростью до 1%/мин, ограничения



по условиям термоциклической прочности снимаются, так как в этом случае амплитуда напряжений становится меньше предельно допустимой величины как минимум в три раза.

При воздействии переменных температурных напряжений в металле корпуса реактора и парогенератора происходит накопление термоусталостной повреждаемости. Чем больше напряжение, тем меньше допустимое количество циклов изменения нагрузки за срок службы корпуса. Амплитуда напряжений, в свою очередь, определяется температурой корпуса и скоростью ее изменения. При ограниченном участии энергоблока АЭС в ВВЭР в регулировании нагрузки энергосистемы температура корпуса реактора и парогенератора будет меняться в среднем на 4–5 °С со скоростью не более 0,16 °С/мин, причем скорость изменения температуры первого контура в случае необходимости может быть понижена путем допущения в переходных режимах некоторого разбаланса между мощностью первого и второго контура. В перспективе при проектировании специализированных полупиковых блоков АЭС с реакторами водо-водяного типа проблема малоциклового усталости корпуса реактора должна решаться путем сохранения неизменной температуры теплоносителя первого контура в переменных режимах, что может быть обеспечено либо регулированием расхода теплоносителя через реактор путем изменения частоты вращения главных циркуляционных насосов, либо переходом на компромиссные программы регулирования [28].

При проектировании энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 и унифицированных блоков с ВВЭР-440 были выполнены работы, которые показали, что по условиям малоциклового усталости все оборудование этих блоков в основном удовлетворяет требованиям по маневренности АЭС при недельном и аварийном регулировании нагрузки энергосистем. При расчетах на малоцикловую усталостную прочность принимался ступенчатый характер изменения нагрузки и рассчитывалось допустимое количество циклов изменения мощности в заданном интервале до появления повреждений в металле. Для выявления возможностей корпуса реактора и парогенератора работать в режиме суточного регулирования нагрузки с точки зрения малоциклового усталости необходимо провести соответствующие расчеты, в которых в качестве исходных необходимо задать наиболее важные параметры – величину регулировочного диапазона и число циклов изменения нагрузки – и определить допустимую при этом скорость изменения нагрузки.

Температурные напряжения в элементах ротора и статора при переменных режимах работы ограничивают также и маневренность влажнопаровых турбин АЭС. Ограничения в основном налагаются на длительность нагружения турбины при пусках из различных тепловых состояний. Исследованиями на натуральных объектах установлено, что критическими элементами, лимитирующими скорость изменения нагрузки, является фланец наружного корпуса и ротор ЦВД [29, 30].

При пусках турбин АЭС из горячего состояния, когда $t_{\text{цвд}} \geq 150 \div 170$ °С, допустимая продолжительность нагружения составляет 40–60 мин. Этот показатель полностью удовлетворяет требованиям энергосистем по скорости восстановления нагрузки после кратковременного аварийного отключения турбогенератора или всего блока от сети.

Корпуса высокого давления влажнопаровых турбин относительно тонкостенны. Благодаря этому, а также тому, что при изменении нагрузки в пределах регулировочного диапазона температура пара и критических элементов турбины изменяется по довольно пологим кривым, температурные напряжения не ограничивают скорость изменения мощности турбин АЭС по крайней мере в диапазоне 100–70 % номинальной величины. Эти характеристики маневренности обеспечивают безусловное выполнение требований планового регулирования недельных и суточных графиков нагрузки.

Как в заводской документации, так и в литературе отсутствуют результаты расчета металла турбин АЭС на термоусталостную прочность. Однако, учитывая данные расчетов для отечественных турбин мощностью 160–800 МВт с докри-

гическими и сверхкритическими параметрами пара [31], а также богатый опыт эксплуатации турбин ТЭС в переменных режимах, можно с уверенностью ожидать и от турбин АЭС, работающих в более благоприятных температурных условиях, обеспечения требуемого количества циклов изменения мощности в пределах регуляторного диапазона — не менее $2 \cdot 10^4$ циклов за 30 лет — до появления термоусталостных трещин. Перевод блоков АЭС с реакторами ВВЭР на программу регулирования со скользящим давлением пара во втором контуре [28, 29] позволит вообще снять ограничения на величину и скорость изменений нагрузки, обусловленные термоциклической прочностью металла турбин.

Глава 3

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК МАНЕВРЕННОСТИ РЕАКТОРОВ ВВЭР

3.1. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора

Маневренные характеристики реактора ВВЭР определяются в значительной степени нейтронно-физическими характеристиками активной зоны. Под последними подразумеваются следующие характеристики: коэффициент реактивности по температуре воды и топлива, дифференциальная эффективность борной кислоты, эффективность органов регулирования, нестационарное отравление ксеноном-135, распределение энерговыделения по объему активной зоны реактора.

Обычно при проектировании реактора проводится комплекс расчетных и экспериментальных исследований по определению оптимальных характеристик активной зоны. Экспериментальные исследования проводятся на критических сборках, включая и окончательные эксперименты с полномасштабной активной зоной. Однако лабораторные эксперименты проводятся в условиях, существенно отличных от реальных условий эксплуатации активной зоны (температура, давление), а поэтому требуют уточнений и дополнений. Кроме того, эти эксперименты не позволяют исследовать влияние выгорания топлива на нейтронно-физические характеристики активной зоны. Такую информацию получают только расчетными методами, точность которых снижается по мере увеличения глубины выгорания ядерного топлива.

В настоящее время единственным достаточно освоенным методом измерения нейтронно-физических характеристик активной зоны является метод измерений на минимально контролируемом уровне мощности реактора (МКУ) [32]. Этот уровень определяется чувствительностью аппаратуры измерения потока тепловых нейтронов в реакторе и составляет для ВВЭР $10^{-3} - 10^{-5}$ % номинальной мощности. Измерения проводятся в динамическом режиме работы реактора, т.е. при непрерывном изменении во времени одного из параметров, влияющего на размножающие свойства активной зоны; реактор удерживается в околоскритическом состоянии за счет перекомпенсации реактивности органами регулирования. При этом другие параметры, также влияющие на реактивность,