

С.А. МИНАСЯН

## ВОЗМОЖНОСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ НАГРУЗКИ АГРЕГАТАМИ АЭС

Գիտարկված են ԱԵԿ ազդեցատներով էլեկտրական բեռի կարգավորման հնարավորությունները: Համեմատված են ջերմաֆիկացիոն ու կոնդենսացիոն ազդեցատների բեռնավորման տնտեսական ցուցանիշները: Զննարկված են այն խնդիրները, որոնց լուծումը անհրաժեշտ է ատոմային էներգաբլոկների լայն ընդգրկմամբ էլեկտրական բեռի կարգավորման համար:

Рассмотрена проблема регулирования электрической нагрузки агрегатами АЭС. Сравнены показатели экономичности разгрузки теплофикационных и конденсационных агрегатов. Обсуждены задачи, решение которых необходимо для широкого привлечения атомных энергоблоков к регулированию нагрузки.

Библиогр.: 6 назв.

A problem of electric load control by APS units is considered. The efficiency of unloading power-and-heat generation and condensation units is compared. The problems necessary for attraction of atomic power generating units to the load control are discussed.

Ref. 6.

Участие АЭС в регулировании графика электрической нагрузки обусловлено в основном перспективными графиками нагрузок конкретной энергосистемы, наличием в структуре генерирующих мощностей энергосистемы высокоманевренного оборудования или КЭС, реконструированных для работы в пиковом или полупиковом режимах, маневренными возможностями АЭС и целесообразными пределами привлечения АЭС к покрытию переменной части графиков.

Характерным примером привлечения энергоблоков с реакторами ВВЭР-440 является АЭС "Лониса" в Финляндии [1], длительное время привлекаемая к суточному и недельному регулированию.

В большинстве промышленно развитых зарубежных странах, несмотря на значительную долю высокоманевренного оборудования, условия перспективного участия АЭС в регулировании графика нагрузки учитываются при проектировании и эксплуатации основного оборудования. Так, в соответствии с техническими требованиями для АЭС Великобритании с реакторами типа АGR и НTR уже в настоящее время предусматривается их работа в диапазоне электрической мощности от 20 до 100% [2]. Условия глубокого разгружения АЭС учитываются при проектировании АЭС в США и ФРГ. Для кипящих реакторов типа ВWR предусматривается ежедневное изменение мощности от минимальной до полной со скоростью 3...5 % от номинальной в минуту и 10...15 % при малых колебаниях нагрузки. При этом для обеспечения достаточной работоспособности тепловыделяющих элементов (ТЭЭ) в переходных режимах вводится ограничение на скорость нагружения. Так, в реакторах фирмы "Вестингауз" и французских реакторах

скорость нагружения ограничена 3 % от номинальной в час, в ФРГ - не более 5 % в час.

Характерной особенностью структуры экономических показателей электростанций на ядерном топливе является преобладающая доля составляющей капитальных затрат в приведенных затратах (~ 70 %), что и обуславливает необходимость их преимущественного использования в базовых режимах работы.

Основными факторами, ограничивающими маневренные характеристики и широкое привлечение существующих АЭС с реакторами типа ВВЭР к регулированию нагрузки, являются [3]:

- низкая работоспособность *твэл* в переменных режимах. *Твэл* с топливом в виде спеченных таблеток двуокиси урана и цилиндрическими оболочками из циркониевого сплава, применяемые в реакторах ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) и РБМК (реактор большой мощности канальный), имеют высокие показатели надежности в условиях базисного режима работы. Обобщение особенностей работы *твэл* в переменных режимах, приведенных в [2], показывает, что основным механизмом, влияющим на их разрушение при изменении мощности, является механическое взаимодействие термически расширяющихся топлива и оболочки, что обусловлено различной температурой сердечника и оболочки и существенно меньшим коэффициентом термического расширения у циркониевых сплавов по сравнению с двуокисью урана. Это обстоятельство ограничивает возможности маневрирования мощностью реакторной установки. Важной характеристикой, определяющей работоспособность *твэл* в переменных режимах, является их линейная мощность, при этом ее максимальное значение, с которого начинается коррозионное растрескивание, составляет 400 Вт/см. При линейных мощностях ниже этой величины допустимая скорость увеличения мощности реактора ВВЭР составляет 4...6 % в минуту. Для современных реакторов максимальное значение линейной тепловой нагрузки составляет 300 Вт/см - для реактора ВВЭР - 440 и 415 Вт/см - для реакторов ВВЭР - 1000.

Скорость *твэл* в режимах изменения мощности понижается по мере роста максимальной локальной удельной нагрузки на них, поэтому проблема работоспособности *твэл* в переменных режимах наиболее актуальна для реакторов большой единичной мощности. Проблематичным и недостаточно изученным является вопрос влияния малоцикловых изменений на эксплуатационную надежность *твэл*. Для существующих конструкций *твэл* повышение их работоспособности в переменных и переходных режимах осуществляется за счет снижения допустимой скорости подъема мощности или выполнения выдержек на промежуточных уровнях мощности. Эти рекомендации приняты для штатных активных зон реакторов ВВЭР и РБМК:

- термические напряжения в элементах конструкций реактора обусловлены изменением температурного режима в переходных режимах, при этом диапазон колебания температур зависит от программы регулирования давления во втором контуре ( $P_{II}$ ). При  $P_{II} = const$  (ВВЭР-440) более благоприятные условия создаются для температурного состояния второго контура, но возникают максимальные изменения температуры оборудования первого контура. В энергоблоках ВВЭР-1000 принято комбинированное регулирование, поддерживающее постоянное давление во втором контуре при нагрузках, меньших 80 %, и постоянную среднюю температуру теплоносителя первого контура при 80...100 % нагрузке, что

обеспечивает наиболее стабильные температурные состояния первого контура в наиболее часто регулируемом диапазоне нагрузок. Малоцикловая усталостная прочность ограничивает допустимое количество переменных режимов работы корпуса реактора, главных циркуляционных трубопроводов и парогенератора реакторов ВВЭР. Для РБМК колебания температур опасны для графитовой кладки, замена которой практически исключена [1]:

- нестационарное отравление реактора ксеноном -135, приводящее к резкому снижению реактивности реактора при быстрых сбросах нагрузки и последующей остановке или работе на пониженных уровнях мощности [4]. В реакторах типа ВВЭР максимальное отравление наступает через 5...10 часов после снижения мощности, т.е. когда при ежесуточном регулировании необходимо реактор вывести из резервного состояния. Для преодоления ксенонового отравления необходим запас реактивности. У реакторов ВВЭР с периодической перегрузкой топлива трудности возникают в конце эксплуатационного цикла (кампания), когда почти полностью исчерпывается оперативный запас реактивности. Исследования, проведенные рядом организаций на реакторах различного типа и мощности [5, 6], показали, что эффективным способом увеличения запаса реактивности является применение скользящего давления пара во втором контуре. Внедрение скользящего давления ЛПИ на блоках ВВЭР-440 Кольской и РБМК-1000 Ленинградской АЭС показало, что одновременно с повышением запаса реактивности удается продлить кампанию реактора за счет более глубокого выгорания топлива [5]. Расчетные и экспериментальные исследования, проведенные применительно к блоку ВВЭР-440 [5], показали, что применение режима скользящего давления при пониженных нагрузках увеличивает регулировочный диапазон реактора на 20...50 % от номинальной мощности в конце кампании в зависимости от глубины разгрузки реактора. Необходимость разгрузки на время более 24 ч практически не ограничивается нестационарным отравлением реактора, так как за это время реактор успевает разогреться [5]:

- динамические характеристики энергоблоков АЭС и их систем регулирования. Привлечение атомных энергоблоков к регулированию нагрузки предъявляет повышенные требования к их чувствительности и быстрдействию автоматических систем регулирования.

Таким образом, для широкого привлечения атомных энергоблоков к регулированию нагрузки следует решить ряд технических задач, в том числе [4]:

- разработка *твэл*, способных работать в режиме циклического изменения мощности (~ 1000 раз за кампанию) при сохранении герметичности их оболочек;

- создание корпуса для реактора ВВЭР и термораднационностойкого графита для реактора РБМК, способных работать в режиме малоциклового изменения мощности;

- разработка и создание эффективной системы управления и защита реактора, способной обеспечить изменение мощности энергоблока в широком диапазоне нагрузок.

Решение указанных выше проблем связано с необходимостью создания специальных маневренных энергоблоков АЭС, что потребует значительного времени. Кроме того, как указывается при переходе к полупиковому режиму работы, технологическая схема АЭС не упрощается, как это обычно бывает со станциями на органическом топливе, а наоборот, усложняется, следовательно, возрастает составляющая капитальных затрат. При этом, несмотря на уменьшение скорости выгорания ядерного топлива,

отравление продуктами деления при снижении нагрузки уменьшает кампанию топлива, что приводит к такому же расходу топлива, что и в базисном режиме работы.

В ряде работ предлагается использовать аккумуляторы тепла с целью работы реактора в базовом режиме и регулирование нагрузки изменением мощности второго контура. Однако применение аккумуляторов различного типа значительно увеличивает долю капитальных затрат в приведенных затратах, поэтому целесообразность их применения, особенно для недельного регулирования нагрузки, требует четкого экономического обоснования.

*Резюмируя вышесказанное, можно сделать следующие основные выводы:*

1. АЭС, как наиболее экономичный тип оборудования с большой долей капитальной составляющей в приведенных затратах, целесообразно привлекать к регулированию нагрузки в последнюю очередь. Однако в ряде энергосистем рекомендованные направления формирования структуры генерирующих мощностей приводят к необходимости их ежесуточного разгружения на 20...30 % и в нерабочие дни - на 30...45 %.

2. Широкое привлечение АЭС к регулированию суточного графика нагрузки в ближайшие 15...20 лет проблематично и требует решения ряда сложных технических задач.

3. Реакторы типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в течение значительной части кампании могут успешно участвовать в регулировании мощности.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Мокроусов В.А., Кокттиен М.Ю. Гарантийные испытания АЭС "Лоянса-1" в Финляндии. Проверка экономичности и максимальной электрической мощности (нетто) // Теплоэнергетика. - 1979. - № 12. - С. 8 - 13.
2. Бирюков Г.И., Ермаков Н.М. О маневренности реакторных установок типа ВВЭР // Теплоэнергетика. - 1983. - № 6. - С. 7-8.
3. Дементьев Б.А., Петров В.А., Проскуряков А.Г., Пучков В.В. Расширение регулировочного диапазона энергоблоков с реакторами ВВЭР // Теплоэнергетика. - 1984. - № 2. - С. 9-11.
4. Сидоренко В.А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. - М.: Атомиздат, 1977. - 216 с.
5. Особенности работы турбоустановки АЭС при скользящем давлении пара / В.А. Иванов, В.М. Боровков, Е.И. Игнатенко и др. // Теплоэнергетика. - 1979. - № 6. - С. 23-27.
6. Мадоян А.А., Аракелян Э.К., Минасян С.А. Расчет нестационарных характеристик и показателей графиков нагрузки и агрегатов ТЭС. - Ереван: Айастан, 1989. - 435 с.