

УДК 621.314.322-81

С.А. Богма¹, В.В. Шевченко²

¹Запорожская АЭС

²Украинская инженерно-педагогическая академия, Харьков

ПРОБЛЕМЫ РАБОТЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК АЭС В НЕНОМИНАЛЬНЫХ РЕЖИМАХ

На базе анализа конструкций и возможных эксплуатационных режимов работы ядерных реакторов современных АЭС рассмотрены особенности их работы при нормальной и аварийной эксплуатации, оценены пределы возможного снижения нагрузок на работающий реактор, дана оценка возможных причин выхода его из строя.

атомная энергетика, атомная электростанция, атомный реактор, режимы работы реактора

Введение

Постановка проблемы. Для Украины атомная энергетика имеет большое значение: по различным оценкам от 40 до 50% электроэнергии вырабатывается именно на атомных электростанциях (АЭС).

Потребность в электроэнергии непрерывно возрастает, создание дополнительных классических источников электроэнергии (ТЭС, ТЭЦ, ГАЭС) весьма проблематично из-за сложного экономического положения в стране, истощения месторождений полезных ископаемых, экологических проблем.

Поиск новых способов получения и новых источников электроэнергии – задача, скорее всего, недалекого будущего [1]. Известные нетрадиционные источники энергии: ветроэнергетика, солнечная, приливная, геотермальная и т.д. энергетика, – для Украины не перспективны. Единственно в некоторой степени реальное направление – ветроэнергетика, – является скорее данью «моде» или, в лучшем случае, могут решать проблемы для единичных, небольших регионов и удаленных поселений.

Анализ публикаций. При работе над статьей собраны и проанализированы данные о существующих конструкциях атомных энергетических установок, режимах их работы, представленные в научных журналах, монографиях и в материалах конференций [1 – 7].

Цель статьи. Настоящая работа посвящена вопросу оценки возможности работы энергетических установок АЭС в режимах нормальной и аварийной эксплуатации. Рассмотрены проблемы эксплуатации атомных реакторов электростанций при работе в различных режимах, недостатки конструкции и технологические опасности в атомных реакторах при их переходе в различные режимы, проблемы устойчивости работы реакторов при ненормальных режимах.

Результаты исследований

Для крупных промышленных районов проблемы устойчивого, постоянного электрообеспечения нужно решать уже сегодня и с постоянно нарастающим объемом поставок. Поэтому атомная энергетика для Украины перспективна и обязательна, несмотря на значительные проблемы. Необходимо заниматься разрешением этих проблем и вести исследования рабочих эксплуатационных режимов АЭС.

Статистика говорит о том, что сегодня в мире электростанции работают на таких видах топлива: на нефти – 38 %, на природном газе – 20%, на угле – 27%, что составляет 85% от общей выработки электроэнергии. Остальные 15% приходятся на АЭС и на электростанции, работающие от возобновляемых источников энергии [2, 3]. Общая установленная мощность энергосистемы Украины по различным источникам оценивается в 52900 МВт (по данным украинских статистических управлений) или в 48000 МВт (по данным Европейского Банка Реконструкции и Развития) [2, 3]. Общая мощность 13 установленных энергетических блоков на 4 атомных электростанциях Украины составляет 11800 МВт. Таким образом, в Украине, как и во Франции, атомные электростанции вырабатывают до 45%. Поэтому так важен анализ проблем АЭС:

1) основной проблемой остается вопрос безопасности работы АЭС;

2) необходимо искать решение вопроса по утилизации отработанного ядерного топлива, т.к. принятый сегодня в Украине способ хранения (система СХОЯТ – система хранения отработанного ядерного топлива) несовершенен;

3) очень серьезно стоит вопрос о технической возможности эксплуатации АЭС: установленное оборудование практически отработало свой ресурс. В настоящее время АЭС требуют немедленной модернизации. По инженерно-экономическим оценкам, модернизация одного энергоблока АЭС оценивается в 130 миллионов долларов [2, 3]. Начаты единичные работы по ремонту и модернизации отдельных блоков. Но это не решает проблем энергетике в целом;

4) проблемой так же, как это ни странно, является необходимость снижения выработки электроэнергии с учетом суточных и сезонных графиков нагрузки, т.к. при отсутствии должного, т.е. полного, потребления возникают проблемы перепроизводства энергии. Поэтому на электростанциях всех видов стоит вопрос регулирования объема вырабатываемой электроэнергии в течение суток без останова отдельных единиц энергосистемы, а только снижая мощность турбогенератора и турбины.

Это задача, которую приходится решать ежедневно и очень аккуратно, т.к. катастрофа Чернобыля – это, в определенной степени, неверная попытка разгрузить реактор до режима близкого к холостому ходу.

В системе любой АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочим телом, т.е. средой, совершающей работу с преобразованием тепловой энергии в механическую, является водяной пар. Требования к чистоте пара, поступающего на турбину, настолько высоки, что могут быть удовлетворены с экономически приемлемыми показателями только при конденсации всего пара и возврате конденсата в цикл. Поэтому контур рабочего тела для АЭС, как и для любой современной тепловой электростанции, всегда замкнут и добавочная вода поступает в него лишь в небольших количествах для восполнения утечек и некоторых других потерь конденсата. По числу контуров различают одно-, двух- и трехконтурные реакторы.

Если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены, АЭС называют одноконтурной, (рис. 1, а).

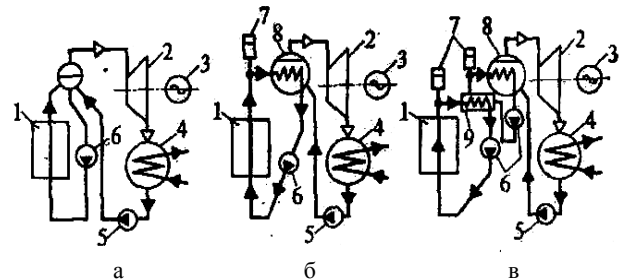


Рис. 1. Классификация АЭС в зависимости от числа контуров: а – одноконтурные; б – двухконтурные; в – трехконтурные; 1 – реактор; 2 – паровая турбина; 3 – электрический генератор; 4 – конденсатор; 5 – питательный насос; 6 – циркуляционный насос; 7 – компенсатор объема; 8 – парогенератор; 9 – промежуточный теплообменник.

В реакторе происходит парообразование, пар направляется в турбину, где производит работу, превращаемую в генераторе в электроэнергию. После конденсации всего пара в конденсаторе конденсат

насосом подается снова в реактор. Такие реакторы работают с принудительной циркуляцией теплоносителя, для чего устанавливают ГЦН. В одноконтурных схемах все оборудование работает в радиоактивных условиях, что осложняет его эксплуатацию. Большое преимущество таких схем – простота и большая экономичность. Параметры пара перед турбиной и в реакторе отличаются лишь на значение потерь в паропроводах. По одноконтурной схеме в СССР работали Ленинградская, Курская, Чернобыльская и Смоленская АЭС.

Если контуры теплоносителя и рабочего тела разделены, то АЭС называют двухконтурной (рис. 1, б). Соответственно, контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела – вторым. В таких схемах реактор охлаждается теплоносителем, прокачиваемым главным циркуляционным насосом (ГЦН-ом) через него и парогенератор. Образованный таким образом контур теплоносителя является радиоактивным, он включает в себя не все оборудование станции, а лишь его часть. В систему первого контура входит компенсатор объема, так как объем теплоносителя изменяется в зависимости от температуры.

Пар из парогенератора двухконтурной АЭС поступает в турбину, затем в конденсатор, а конденсат из него насосом возвращается в парогенератор. Образованный таким образом второй контур включает в себя оборудование, работающее в отсутствие радиационной активности; это упрощает эксплуатацию станции. На двухконтурной станции обязателен парогенератор – элемент, разделяющий оба контура, поэтому он в равной степени принадлежит как первому, так и второму. Передача теплоты через поверхность нагрева требует перепада температур между теплоносителем и кипящей водой в парогенераторе. Для водного теплоносителя это означает поддержание в первом контуре более высокого давления, чем давление пара, подаваемого на турбину. Стремление избежать закипания теплоносителя в активной зоне реактора приводит к необходимости иметь в первом контуре давление, существенно превышающее давление во втором контуре. По двухконтурной схеме работают Запорожская, Южноукраинская, Ровенская АЭС, многие станции в Европе.

В качестве теплоносителя в схеме АЭС, показанной на рис. 1, б могут быть использованы также и газы. Газовый теплоноситель прокачивается через реактор и парогенератор газодувкой, играющей ту же роль, что и ГЦН.

В процессе эксплуатации возможно возникновение неплотностей на отдельных участках парогенератора, особенно в местах сварки парогенераторных трубок в коллектор или за счет коррозионных повреждений самих трубок. Если давление в первом контуре выше, чем во втором, то может возникнуть перетечка теплоносителя, вызывающая радиоактивность второго контура. В определенных пределах такая перетечка не нарушает нормальной эксплуатации АЭС. Но существуют теплоносители, интенсивно

взаимодействующие с паром и водой. Это может создать опасность выброса радиоактивных веществ в обслуживаемые помещения. Таким теплоносителем является, например, жидкий натрий. Поэтому создают дополнительный, промежуточный контур для того, чтобы даже в аварийных ситуациях можно было избежать контакта радиоактивного натрия с водой или водяным паром. Такие АЭС называют трехконтурными, (рис. 1, в). Трехконтурные АЭС наиболее дорогие из-за большого количества оборудования. По трехконтурной схеме работают Шевченковская АЭС и третий блок Белоярской АЭС (Россия) [5].

Кроме классификации АЭС по числу контуров можно выделить отдельные типы АЭС в зависимости от:

1) типа реактора – на тепловых или быстрых нейтронах;

2) параметров и типа паровых турбин и теплоносителя, например АЭС с турбинами на насыщенном или перегретом паре;

3) конструктивных особенностей и типа замедлителя реактора: с реакторами канального или корпусного типа, кипящего с естественной или принудительной циркуляцией, с или тяжеловодным замедлителем.

Режимы эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) определяются большим числом факторов: тип реактора, его мощность, назначение ЯЭУ и пр. В общем виде все режимы эксплуатации могут быть разделены на:

- нормальную эксплуатацию;
- аварийную эксплуатацию.

Режимы нормальной эксплуатации включают в себя как стационарные (установившиеся), так и нестационарные (динамические) режимы.

Стационарными называют режимы, в которых параметры установки сохраняют постоянное значение:

$$\alpha_1 = \text{const}; \alpha_2 = \text{const}; \dots; \alpha_n = \text{const},$$

где n – полное число характеристических параметров.

Нестационарными называют режимы, в которых параметры установки изменяются:

$$\alpha_1 = f(t_1); \alpha_2 = f(t_2); \dots; \alpha_n = f(t_m),$$

где m – число переменных параметров в данном динамическом режиме ($m \leq n$); t – время.

Основными эксплуатационными режимами для АЭС являются установившиеся режимы. Динамические режимы стационарных ЯЭУ обусловлены достаточно редкими пусками, выключениями, изменениями уровня мощности, а также возможными аварийными состояниями. Практически все АЭС в Украине работают в базисном режиме, т.е. в режиме, при котором заданное значение мощности блока остается постоянным в течение длительного времени [8]. Однако возможен и другой, переменный режим работы, когда заданное значение мощности является функцией времени и определяется суточным графиком нагрузки энергосистемы. Различают номинальный и ненормальные режимы работы ЯЭУ. При этом к ненормальным относят все не номинальные

режими роботи ЯЭУ, як нормальної експлуатації, так і аварійні. Под стаціонарними режимами роботи на неномінальних рівнях потужності розуміють, як правило, роботу ЯЭУ при потужності нижче номінального значення. Но опыт експлуатації ВВЭР-440, [5], показав, що останні можуть надійно працювати і на підвищеній (до 10%) потужності. Стаціонарна робота ЯЭУ на рівнях потужності нижче номінальної не порушує умов безпеки експлуатації і зв'язана тільки зі зниженням її економічності. Такі режими неіснують в ЯЭУ всіх типів, а в транспортних ЯЭУ (подводки, атомобуси) являються основними експлуатаційними режимами.

Розглянемо роботу двоконтурної паропроизводячої ЯЭУ з водоводяним реактором (рис. 2). Потужність, генерується ядерним реактором і знімається однофазним теплоносієм, може бути розрахована по формулі:

$$N = G \cdot C_p \cdot (T_2 - T_1), \text{ Вт,}$$

де G – масовий витрат теплоносія, кг/с; C_p – удільна теплоємність теплоносія, Дж/(кг·К); T_1 і T_2 – температури теплоносія на виході і вході ядерного реактора, К.

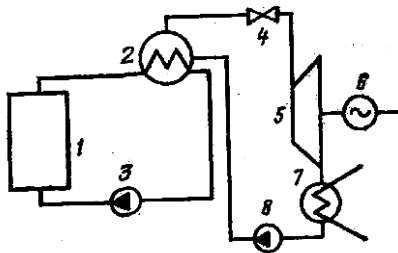


Рис. 2. Схема двоконтурної ЯЭУ з водоводяним реактором: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – ГЦН; 4 – регулюючий клапан турбіни; 5 – турбіна; 6 – генератор; 7 – конденсатор; 8 – питальний насос

При наборі електричної навантаження до заданого рівня швидкість набору не повинна перевищувати 5 МВт/мін, ступінь збільшення навантаження не повинна перевищувати 5 МВт. При плановій (нормальній) зупинці ЯЭУ, виробленої або для перевантаження палива, або в разі появи відхилень від режиму нормальної експлуатації, навантаження на турбогенераторах зменшується зі швидкістю не більше 5 МВт/мін на кожен турбогенератор. Одночасно зменшують потужність реактора, підтримуючи в ЯЭУ з реактором ВВЭР-440 тиск пари в головному колекторі, а в ЯЭУ з реактором РБМК-1000 – тиск в барабанах-сепараторах. При досягненні рівня потужності, відповідного власним потребам АЕС, споживачі власних потреб перемикаються на пускорезервні трансформатори і реактор замикається органами СУЗ. Розохолодження ЯЭУ може вироблятися або не вироблятися в залежності від завдань зупинки ЯЭУ.

Суттєву частину аварійних режимів можна розглядати як граничний випадок звичайних перехідних процесів, протікаючих з недопусти-

мими відхиленнями основних параметрів, порушуючими умови безпеки ЯЭУ і приводящими до спрацювання аварійної захисти, т.е. до відключення реактора або суттєвому обмеженню потужності. Зупинка реактора здійснюється за допомогою системи управління і захисти. На ВВЭР система управління і аварійної захисти реакторів (СУЗ) складається з електромеханічно управляємими стержнями з борним поглиначем, системи борного регулювання і системи аварійного введення бора. В залежності від конкретної ситуації нормальний і аварійний зупинки можуть здійснюватися з розохолодженням або без розохолодження 1-го контура. Накоплені досвід експлуатації АЕС дозволили виділити основні види аварійних режимів, характерних для АЕС з реакторами ВВЭР-440 і РБМК-1000.

1. *Повне обесточивання власних потреб ЯЭУ.* При зникненні напруги живлення автоматично спрацює швидкодіюча захист, заглушає реактор. Надходить сигнал на включення систем надійного живлення. Однак для їх запуску потрібно 120–180 с. Охолодження активної зони реактора в цей період здійснюється за рахунок вибігу ГЦН-318 (в часі приблизно 100 с), а потім за рахунок природної циркуляції теплоносія.

2. *Значительное снижение расхода теплоносителя через реактор* можливо при виході з ладу ГЦН. Однак, аварійним режимом є відключення трьох і більше ГЦН (з 6 працюючих). Відключення ж одного з 2-х ГЦН не є аварійним режимом і призводить лише до зменшення потужності ЯЭУ до 75 і 50% від номінальної. Зменшення витрати теплоносія може призвести до перегріву ТВЭЛ-ов, тому при відключенні трьох і більше ГЦН спрацює швидкодіюча аварійна захист, заглушає реактор. Відведення тепла від активної зони здійснюється залишеними в роботі ГЦН. Характер зміни потужності реактора і витрати теплоносія при відключенні чотирьох ГЦН з шести наведено на рис. 3 і 4.

3. *Непредусмотренные изменения реактивности реактора.* В зв'язі з тим, що в реакторах типу ВВЭР застосовуються системи регулювання, як з твердим поглиначем, так і рідкофазна, можливі 2 види аварійних режимів, зв'язаних з непередбачуваним зміною реактивності. Во-перше, це неконтрольоване вилучення поглиначів СУЗ внаслідок помилок оператора або несправностей в системі управління. Найбільшу небезпеку представляє режим вилучення поглиначів з максимальною можливою швидкістю, забезпечуваною виконавчим механізмом СУЗ, при роботі ЯЭУ на потужності. Во-друге, можливо незаплановане зменшення концентрації борної кислоти в теплоносіє. Найбільш небезпечно випадок великої течії з першого контура при компенсації її чистою водою. При цьому можливе спрацювання аварійної захисти і заглушення реактора. В інших швидкість протікання процесів невелика і або автоматичні регулятори, або оператор можуть стабілізувати режим.

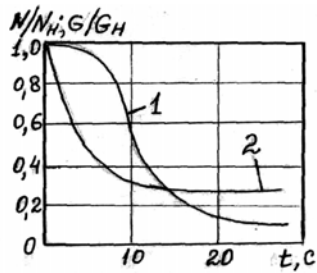


Рис. 3. Изменение мощности реактора (1) и расхода теплоносителя (2) ЯЭУ с реактором ВВЭР-440 при отключении 4-х ГЦН из 6

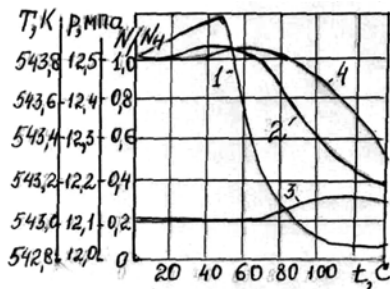


Рис. 4. Изменение параметров ЯЭУ ВВЭР 440 в аварийном режиме при извлечении с максимальной возможной скоростью из активной зоны кассеты-поглотителя СУЗ: 1 – энерговыделение; 2 – тепловая мощность реактора; 3, 4 – температура и давление теплоносителя в первом контуре

4. Разуплотнения первого контура. Условно режимы работы ЯЭУ, связанные с утечками теплоносителя, можно разделить на режимы с «большой» и «малой» течами. Наибольшую опасность для установки представляют «большие» течи, поскольку потеря теплоносителя может привести к повреждению тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ-ов) в активной зоне, которые компонуют рабочую кассету реактора, рис. 5.

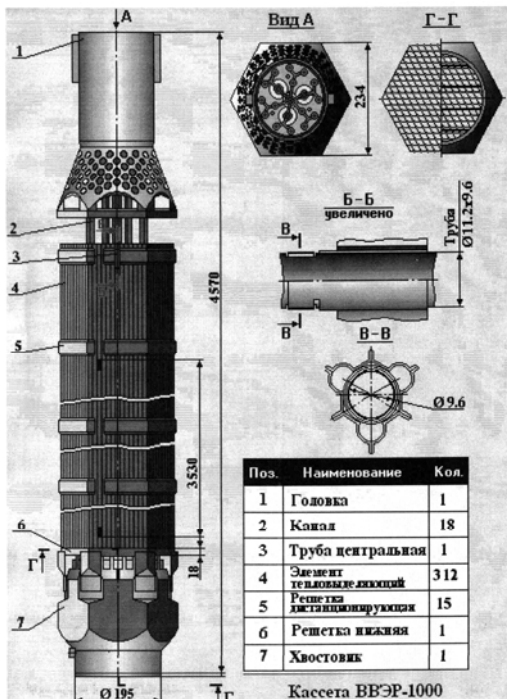


Рис. 5. Кассета ВВЭР-1000

Известно, что водо-водяные реакторы не могут быть достаточно безопасными [5]. Если в 1-м контуре водоохлаждаемого реактора происходит неконтролируемая течь воды (в таких реакторах вода является замедлителем нейтронов и теплоносителем) или она по другим причинам перестает циркулировать в системе охлаждения, то возможно разрушение активной зоны и последующий выход радиоактивных продуктов. А гарантии, что не произойдет разгерметизация системы и теплоноситель не перестанет охлаждать активную зону, никто не может дать. Водоохлаждаемые реакторы в принципе не могут быть высокобезопасными. В самых распространенных (в водо-водяных) реакторах горячая вода под давлением удерживается стальным корпусом реактора. Но если в случае аварии начнется подъем температуры, то при этом возрастет и давление, а значит, и нагрузка на корпус и трубопроводы. Последние могут не выдержать [7]. Ниже приведен перечень причин аварийных ситуаций, которые могут возникнуть на водоохлаждаемых реакторах:

- 1) при потере герметичности тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ-ов) продукты деления выйдут в теплоноситель, при этом повышается радиоактивность первого контура;
- 2) может возникнуть интенсивное парообразование в первом контуре и произойти паровой взрыв;
- 3) в конструкционных материалах стенок корпуса реактора (патрубках) и трубопроводов могут возникать трещины, развитие которых может привести к потере герметичности первого контура, а как следствие, к радиационной аварии на реакторной установке.

Интересным проектным решением для повышения надежности в реакторной установке может стать, после проведения соответствующих испытаний, система ввода жидкого поглотителя. Система, содержащая водный раствор азотнокислого кадмия (кадмий – поглотитель нейтронов), предназначена для подачи поглотителя в конечном итоге в реактор и выполняет защитные функции безопасности при «зависании» стержней компенсирующих групп (КГ). Но в этом проекте еще очень много недостатков:

- 1) по структуре система является одноканальной и в ней нет устройств, перекачивающих или вытесняющих раствор поглотителя из бака в реактор. Т.е. система не имеет «своей» линии связи непосредственно с полостью реактора, в нем должен быть теплоноситель, перекачиваемый работающими насосами первого контура (ЦНПК) через реактор;
- 2) не указано, как жидкий поглотитель с концентрацией 500 г/л должен быть равномерно «размешан» до концентрации 7,5 г/л в теплоносителе первого контура. Это необходимо для исключения неуправляемых всплесков нейтронной мощности реактора;
- 3) в системе не предусмотрены контроль концентрации азотнокислого кадмия в растворе, технические меры, исключающие несанкционированное

поступление чистого конденсата в бак раствора жидкого поглотителя.

4) нет данных о режиме, при котором исключалось бы выпадение из раствора в осадок азотнокислого кадмия, не указана необходимость проверки ее перед выводом реактора на мощность;

5) представляется необоснованным, что для аварийной ситуации, связанной с «зависанием» в верхнем положении стержней пяти КГ, ввод жидкого поглотителя в первый контур может быть осуществлен за время порядка 2-х часов. Может оказаться, что подавать жидкий поглотитель уже будет некуда, как некуда было сбрасываться зависшим стержням ручного регулирования в РБМК-1000 блока № 4 Чернобыльской АЭС [5, 6].

Реакторы типа ВВЭР являются основным типом реактора, применяемым в отечественных энергетических установках. Анализ их возможных аварий важен как для снижения возможных последствий, так и для выработки правил поведения при проведении разгрузки реакторов, согласно требованиям энергосистемы, до значений мощности ниже номинальной:

1) на водо-водяных реакторах принципиально нельзя исключить возможности аварии, связанной с расплавлением активной зоны, не рассмотрены аварийные режимы, приводящие к интенсивному высвобождению реактивности с наложением отказов, связанных с потерей «самохода» стержней КГ;

2) известно, что большая часть аварий на АЭС происходит в результате ошибок или несанкционированных инструкциями действий персонала [5, 6]. Т.е. современные конструкции реакторов не имеют защиты от «человеческого фактора»;

3) при работе реакторов типа ВВЭР не предусмотрено надежное обеспечение аварийного расхолаживания реактора при полном обесточивании АЭС, не предусмотрена надежная защита от несанкционированного пуска реактора;

4) не предусмотрено достаточно надежное предотвращение осушения активной зоны при разрыве какого-либо элемента первого контура;

5) отсутствует анализ аварии, связанной с разрушением корпуса реактора, отсутствует дистанционный контроль корпуса (внешней и внутренней поверхности металла) реактора;

6) при работе реакторов типа ВВЭР не рассмотрены (конструктивно не учтены) аварии, сопровождающиеся потерей управления приводами механизмов КГ и стержней АЗ вследствие срабатывания РЭД при переопрессовках первого контура или отказах в контактных узлах РЭД.

Согласно данным [4 – 7], на АЭС России за период с 1991 по 2000 г.г. произошло 1188 нарушений в работе и эти нарушения происходили притом, что АЭС России работали при средней величине коэффициента использования мощности (КИУМ) в 55 – 60% (мировой КИУМ – 80 – 85%). Данный коэффициент имеет такое низкое значение не только из-за

ограничений графика несения нагрузки, но и в связи с ограничениями, введенными из-за не безопасности некоторых АЭС (1, 2 блоки Курской АЭС, 1, 2 блоки Балаковской АЭС). При этом общий процент инцидентов, зафиксированных на реакторах типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000, составляет около 70%, рис. 5. На сегодня ни одна из действующих АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, содержащего выводы о состоянии безопасности и анализа возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков [6, 7]. В реакторе система управления и защиты (СУЗ) имеет две независимые системы: систему механических органов и систему борного регулирования. В состав СУЗ реактора входят: система автоматического регулирования; система аварийной защиты; система компенсации реактивности. Система СУЗ регулирует мощность реактора, компенсирует медленные изменения реактивности, обеспечивает аварийные и плановые остановы реактора.

Выводы

1. Все проведенные исследования позволили оценить недостатки конструкции и технологические опасности в атомных реакторах. Установлено, что в аварийных режимах скорость набора электрической нагрузки не должна превышать 2 МВт/мин, скорость роста температуры теплоносителя 10 К/ч. В целом процедура пуска ЯЭУ с реактором ВВЭР-1000 и РБМК-1000 после длительной остановки занимает 60 – 72 ч.

2. Согласно требованиям МАГАТЭ, для реакторов ВВЭР-1000 недопустимы режимы, хоть в некоторой степени отличные от номинальных. Поэтому они работают либо в номинальном режиме, либо их останавливают. Поэтому исследования других режимов: ненормальных и аварийных, – мы вели по данным для реакторов ВВЭР-440. Для реакторов ВВЭР-440 возможна частичная разгрузка (до 60%) от номинальной мощности.

3. При плановой (нормальной) остановке ЯЭУ, производимой либо для перегрузки топлива, либо в случае появления отклонений от режима нормальной эксплуатации, нагрузка на турбогенераторах снижается со скоростью не более 5 МВт/мин на каждый турбогенератор.

4. При достижении уровня мощности, соответствующего собственным нуждам АЭС, потребители собственных нужд переключаются на пускорезервные трансформаторы, и реактор заглушается органами СУЗ. Расхолаживание ЯЭУ может производиться или не производиться в зависимости от задач останова ЯЭУ.

5. При эксплуатации реактора нежелательны излишние остановы. Исследования показали, что стойкость ТВЭЛ-ов и надежность оборудования находятся в обратной зависимости от числа так называемых термокачек (полных сбросов и наборов нагрузки) за кампанию.

Список литературы

1. Миняйло А.С., Топольницкий М.В. Атомные электрические станции. – К.: УМК ВО, 1990. – 100 с.
2. Кузьмин В.В. О нетрадиционном сценарии развития электроэнергетики в 21-м веке // Новини енергетики. – 1999. – № 2. – С. 37-40.
3. Кларк А. До и после 2001 года // За рубежом. – 1999. – № 48. – С. 9-15.
4. Безопасность ядерных энергетических установок / О.Б. Самойлов, Г.Б. Усынин, А.М. Бахметьев. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 280 с.
5. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
6. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов / Ф.Я. Овчинников, В.Д. Добрынин и др. – М.: Энергоатомиздат, 1979. – 288 с.
7. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 280 с.

Поступила в редколлегию 1.12.2006

Рецензент: проф. В.П. Соляник, Украинская инженерно-педагогическая академия, Харьков.