

Перспективные топливные циклы

Сокращение удельных расходов топлива в ВВЭР может быть достигнуто при использовании замкнутых топливных циклов с рециркуляцией вторичного плутония, а также при проведении топливных циклов с металлическим ураном или металлическим торием.

Для сравнительного анализа этих циклов ВВЭР-1000 [9] выполнены расчеты без внесения каких-либо изменений в геометрию топливных кассет и в режим эксплуатации. В основу была положена хорошо апробированная методика расчета ВВЭР [6]. Изменения, которые были учтены при рассмотрении топливных циклов с металлическим ураном, касаются только температуры твэлов и геометрии топливного сердечника. Предполагалось, что твэлы с металлическим топливом изготавливаются путем «совместного выдавливания» и что в топливе имеется центральная полость. Для металлического урана полость занимает 10%, для металлического тория — 5% объема топлива.

В табл. 2 приведены результаты физических расчетов рассмотренных топливных циклов для стационарного режима работы.

Эффект улучшения характеристик циклов при использовании замкнутых топливных циклов показан в табл. 3.

Следует отметить, что эти данные получены с учетом энергетической ценности плутония и ²³³U, которая определялась расчетным путем из анализа их использования в ВВЭР. Анализ влияния стоимости химической переработки на топливную составляющую для замкнутых топливных циклов показывает, что изменение ее на 100% изменяет топливную составляющую в пределах 10—30%. Очевидно, что приведенные результаты не учитывают возможности сокращения удельных показателей ВВЭР, которые могут быть реализованы при оптимизации топливной кассеты применительно к металли-

Удельные расходы природного урана и работа по разделению изотопов (отвал: X = 25%; φ = 0,8) Таблица 3

Параметр	Топливный цикл			
	открытый	замкнутый		
		UO ₂	UO ₂	U _M
Расход				
Природный уран, кг/[МВт(эл.)·год]	196	97,5	64,6	61,7
Работа по разделению изотопов, кг ЕРР/[МВт(эл.)× год]	145,5	80,1	45,3	66,3

ческому топливу и при соответствующем изменении конструкции и режима эксплуатации реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Скворцов С. А. «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 6, с. 439.
- Скворцов С. А., Духовенский А. С. «Теплоэнергетика», 1976, т. 3, с. 3.
- Максимов А. Н., Кириллов А. П. «Энергетическое строительство за рубежом», 1973, т. 2.
- Weber J., Sury P. «Kerntechnik», 1976, Bd 18, S. 2.
- Петрунин Д. М., Беляева Е. Д., Киреева И. Л. Препринт ИАЭ-2519. М., 1975.
- Петрунин Д. М., Беляева Е. Д., Киреева И. Л. Препринт ИАЭ-2518. М., 1975.
- P. Novikov A. e.a. In: Proc. IAEA Symp. «Fuel Burn-up Predictors in Thermal Reactors». Vienna, 10—14 Apr. 1967, p. 213.
- Камышин А. Н., Новиков А. Н. In: Proc. IAEA Symp. «Reactor Burn-up Physics». Vienna, 12—16 July 1974, p. 125.
- Осташенко В. Ф. и др. Советские проекты энергетических водо-водяных ядерных реакторов ВВЭР-500 и ВВЭР-1000. Докл. на симп. СЭВ о состоянии и перспективах развития АЭС с водо-водяными реакторами. М., 1968.

Вопросы безопасности ВВЭР

СИДОРЕНКО В. А., ВОЗНЕСЕНСКИЙ В. А., СТЕКОЛЬНИКОВ В. В., ДЕНИСОВ В. П.

После пуска в 1964 г. первого блока Нововоронежской АЭС (НВАЭС) мощностью (брутто) 210 МВт (ВВЭР-210) в СССР до конца 1976 г. были последовательно введены в эксплуатацию

реакторы ВВЭР электрической мощностью 365 МВт (второй блок НВАЭС) и 440 МВт (третий и четвертый блоки НВАЭС; первый, второй блоки Кольской АЭС). За этот же период пять блоков АЭС с ВВЭР достигли проектной мощности в странах — членах СЭВ. Дальнейшее

строительство АЭС продолжается с применением различных модификаций реактора ВВЭР-440 и новой серии водо-водяных реакторов электрической мощностью 500 и 1000 МВт (ВВЭР-500 и ВВЭР-1000). Проектные исследования ведутся по реакторам ВВЭР и блокам мощностью 2000 МВт. Одновременно расширяется диапазон их применения: созданы проекты и ведется строительство АЭС с ВВЭР в сейсмических районах, изучается возможность участия АЭС с ВВЭР-500 (а в дальнейшем и с ВВЭР-1000) в покрытии полуцикловых нагрузок энергосистем, предполагается использование ВВЭР для теплофикации.

Расширяющееся строительство АЭС с ВВЭР определяет постоянно возрастающее внимание к вопросам их безопасности.

Основные понятия, используемые при анализе безопасности АЭС с ВВЭР

Общие принципы обеспечения безопасности АЭС с энергетическими ядерными реакторами в СССР изложены в докладе В. А. Сидоренко и др. («Атомная энергия», 1977, т. 43, вып. 5, с. 360). В этом разделе настоящего доклада обсуждаются отдельные основные понятия, используемые при анализе безопасности АЭС с ВВЭР.

Все режимы эксплуатации АЭС с ВВЭР с точки зрения безопасности разделяются на нормальные (стационарная работа на мощности, операции пуска, плановые изменения нагрузки, плановое расхолаживание и т. п.) и аварийные, вызванные нарушениями в работе или отказами оборудования и систем станций. Все мыслимые аварийные режимы по их вероятности и последствиям могут быть разделены на проектные аварии («малые» и «большие») и гипотетические аварии.

Предельный случай проектной большой аварии, наихудший по своим радиационным последствиям, называется максимальной проектной аварией (МПА). Для любой проектной аварии в проекте АЭС предусматриваются технические и организационные меры, обеспечивающие безопасность персонала и населения от недопустимого радиационного воздействия. К гипотетическим относятся аварии, возможность возникновения которых либо по их природе, либо в результате применения специальных конструкций и технических средств контроля практически исключена, и в проектах АЭС они не рассматриваются. Граница между проектными и гипотетическими авариями может перемещаться под влиянием различных факторов: роста

мощностей и масштабов строительства АЭС, расширения сферы их применения в энергетике, повышения надежности оборудования, изменения системы норм и правил, регламентирующих вопросы безопасности и др.

Все устройства и системы АЭС разделяются на три различные по своему назначению группы.

1. Устройства нормальной эксплуатации, включающие системы и оборудование, требуемые для технологических процессов при нормальной эксплуатации (главный циркуляционный контур, активная зона, органы управления реактивностью и др.)

2. Защитные устройства для предотвращения выхода из строя устройств нормальной эксплуатации или ограничения последствий их повреждения (системы аварийной остановки и охлаждения реактора, предохранительные сбросные устройства и т. п.).

3. Локализирующие устройства, ограничивающие распространение радиоактивных веществ за пределы заданного пространства локализации (оболочка или система герметичных помещений, системы охлаждения и снижения давления в помещениях, системы очистки выбросов и т. д.).

При проектировании устройств нормальной эксплуатации АЭС с ВВЭР необходимо обеспечить длительную (в течение срока службы) нормальную работу АЭС без превышения допустимых норм облучения персонала и выхода активности за пределы оболочек твэлов, первого контура и АЭС.

Нормально допустимые нормы облучения и выхода активности не превышаются также при малых авариях, для чего, если это необходимо, вводят в работу защитные и локализирующие устройства. Расчетное число различных малых аварий за срок службы АЭС устанавливаются в проекте. Воздействие малых аварий на устройства АЭС учитывают при их разработке. Предусматривается, что после ремонта устройства, непосредственно приведшего к малой аварии, АЭС может быть вновь выведена на мощность без ревизии прочего оборудования и систем.

При возникновении больших аварий, включая МПА, устройства и системы АЭС обеспечивают не превышение на границе санитарной зоны аварийных норм по дозе внешнего γ -излучения и дозам облучения критических органов человека. После большой аварии допускается остановка АЭС на ревизию. Однако конструкция реактора и защитные устройства предотвра-

щают плавление топлива и оболочек твэлов, а также повреждения активной зоны и внутрикорпусных устройств, препятствующие выгрузке топливных кассет и разборке реактора.

Анализ возможных повреждений и отказов устройств нормальной эксплуатации АЭС с ВВЭР показал, что наибольшую опасность представляют аварии с потерей расхода, с потерей теплоносителя и с освобождением реактивности.

Определяющими по своим радиационным последствиям являются при этом аварии с потерей теплоносителя. По мере увеличения единичных мощностей энергоблоков и расширения внедрения АЭС в народное хозяйство требования к безопасности реакторов становились все более жесткими. Так, для ВВЭР-440 (предполагаемый пуск с 1978—1979 гг.), а также для всех ВВЭР-500 и ВВЭР-1000 в качестве МПА рассматривается мгновенный поперечный разрыв главного циркуляционного трубопровода в наиболее опасном сечении в сочетании с режимом полного обесточивания АЭС.

Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР

Направления обеспечения безопасности. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР на всех этапах их развития проводилось по следующим основным направлениям.

1. Разработка оборудования и систем нормальной эксплуатации (топливных кассет, корпусов реакторов, насосов, парогенераторов и т. п.), работоспособность которых в течение срока службы подтверждена необходимым комплексом расчетных и экспериментальных исследований.

2. Высокое качество изготовления и монтажа оборудования.

3. Контроль состояния оборудования на всех этапах его эксплуатации.

4. Разработка и реализация эффективных защитных мер и устройств для предотвращения возникновения аварий и компенсации возникающих нарушений.

5. Разработка и реализация мер, направленных на локализацию распространения радиоактивных веществ в случае аварии.

6. Необходимые технические и организационные меры, направленные на проверку выполнения исходных проектных предпосылок при вводе АЭС в эксплуатацию и при промышленной эксплуатации.

7. Разработка и совершенствование системы норм и правил, регламентирующих все техниче-

ские и организационные меры обеспечения безопасности.

Разработка и обеспечение надежной работы оборудования и систем нормальной эксплуатации. К специфическим особенностям реакторов ВВЭР по сравнению с другими реакторами относятся:

- главный циркуляционный контур (ГЦК), включающий сосуды и трубопроводы большого диаметра, содержащий радиоактивную воду с высоким давлением и температурой;

- активная зона из шестигранных кассет с цилиндрическими твэлами из двуоксида урана, с покрытием из сплава циркония и 1% ниобия;

- система управления и защиты реактора, включающая механические поглотители и борную систему, поддерживающую требуемую концентрацию борной кислоты. Надежная работа этих систем и оборудования является определяющей для обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР.

Для работы в специфических условиях ГЦК наряду с многими марками сталей, применяемыми в обычной энергетике, были разработаны новые материалы, отвечающие требованиям обеспечения высокой надежности. Для корпусов ВВЭР применяется высокопрочная хромомолибденовая сталь, обладающая высокой теплоустойчивостью в стационарных и нестационарных температурных условиях, высокой радиационной стойкостью вплоть до флюенса быстрых нейтронов $3 \cdot 10^{20}$ нейтр./см².

Решения, принимавшиеся на различных этапах конструирования и создания технологии изготовления ВВЭР, всегда исходили из стремления обеспечить безопасность оборудования ГЦК наиболее надежными средствами. Нижняя часть корпуса реактора, где размещается активная зона, выполнена в виде гладкой цилиндрической оболочки с эллиптическим днищем, без каких-либо врезок и отверстий. Этим обеспечивается повышенная прочность корпуса, так как отсутствуют дополнительные концентраторы напряжения и сварные соединения. Цилиндрическая часть корпуса реактора изготавливается из цельнокованых обечаек, днище — из цельноштампованной заготовки. Начиная с ВВЭР-365 патрубки корпуса реактора для приварки главных циркуляционных трубопроводов выполняются как одно целое с обечайкой, что исключает сварные швы значительных размеров и большой протяженности. Все внутрикорпусные устройства выполняются выемными, что позволяет их контролировать и ремонтировать при периодических ревизиях.

При подтверждении работоспособности оборудования ГЦК кроме выбора и расчетного обоснования конструкции исследуются модели, включая натурные модели отдельных узлов оборудования; испытываются опытные образцы оборудования на стендах, включая ресурсные и сдаточные испытания штатного оборудования на заводе-изготовителе, а также проводится комплексная проверка работоспособности трубопроводов и оборудования ГЦК при пусконаладочных работах на АЭС.

Длительным испытаниям на стендах в условиях, максимально приближенных к условиям на АЭС, подвергается большинство узлов реактора, таких, как уплотнения, включая главный разъем, приводы механизмов органов регулирования, регулирующие и топливные кассеты, а также главный циркуляционный насос и секции парогенератора. Несмотря на тщательность исследований, на стендах не удается воспроизвести натурные условия для некоторых элементов ГЦК. Это относится к динамическим напряжениям на реакторе и на внутрикорпусных устройствах, к вибрации трубопроводов и труб парогенераторов. Такие измерения проводятся до физического пуска на головных блоках и затем при необходимости в конструкцию вносятся изменения, обеспечивающие заданный срок их службы.

Особое место в общей проблеме обоснования работоспособности ВВЭР и оборудования ГЦК занимают вопросы гидродинамики. Скорость теплоносителя в ВВЭР 4—7 м/с, в трубопроводах 10—15 м/с, в теплообменных аппаратах 4—6 м/с. Эти скорости, значительно выше принятых в обычной энергетике, являются источником вибрации элементов оборудования и пульсаций давления теплоносителя.

Большой опыт по гидродинамике первого контура ВВЭР дал первый блок НВАЭС (ВВЭР-210). Обкатка ГЦК в натурных гидродинамических условиях выявила ряд слабых мест в конструкции и закреплении оборудования. В результате были пересмотрены условия обтекания и закрепления всех элементов внутрикорпусных устройств. Тем не менее в 1969 г., через пять лет после пуска блока, из-за несоответствия узла крепления гидродинамическим условиям эксплуатации произошло смещение теплового экрана корпуса реактора. На основании полученного опыта были внесены усовершенствования в конструкцию внутрикорпусных устройств последующих реакторов. Для ВВЭР-365 и первых блоков ВВЭР-440 тепловой экран

устанавливался на выемных внутрикорпусных устройствах с приваркой в верхней части по всему периметру. Для ВВЭР-500 и ВВЭР-1000, а также для последних модификаций ВВЭР-440 за счет утолщения стенок других внутрикорпусных устройств тепловой экран как элемент конструкции был исключен. На новых блоках на входе в активную зону предусмотрена установка специального перфорированного днища, выравнивающего распределение потока. Большое внимание было обращено и на другие участки циркуляционного контура для исключения условий образования вихрей в местах поворотов и расширения потока. Значительно увеличены программы работ по измерению пульсаций потока и вибраций элементов конструкции в ходе предпусковой обкатки оборудования ГЦК. Опыт эксплуатации второго, третьего и четвертого блоков НВАЭС со скоростью теплоносителя, существенно превышающей скорость на первом блоке, подтвердил правильность принятого направления работ.

Для обеспечения безопасности реакторов ВВЭР важен контроль качества изготовления и монтажа оборудования ГЦК и контроль состояния оборудования в процессе эксплуатации. На заводе-изготовителе предусмотрен контроль качества исходных материалов, пооперационный контроль в процессе производства и контроль готовых изделий. Обычно используются следующие методы:

- тщательный визуальный контроль, в том числе с помощью оптических средств;
- 100%-ный контроль основного металла и сварных соединений просвечиванием и ультразвуком;
- выявление поверхностных дефектов цветной дефектоскопией и методом магнитно-порошковой дефектоскопии;
- контроль механических свойств основного металла, сварных швов и зоны термического влияния на образцах, изготовленных из той же партии материалов и сваренных по той же технологии, что и основное изделие; испытания на склонность к межкристаллитной коррозии (для аустенитной стали);
- контроль геометрических размеров как при изготовлении отдельных деталей и узлов, так и в готовом изделии;
- гидравлические испытания и повторный контроль сварных швов цветной и магнитно-порошковой дефектоскопией, галоидными и гелиевыми течеискателями, люминесцентной дефектоскопией.

Перед монтажом на строительной площадке АЭС проводится входной контроль оборудования. Качество монтажных работ проверяется применением перечисленных методов выявления дефектов. После каждого этапа пусконаладочных работ проводятся специальные программы контроля качества.

Для ГЦК реакторов ВВЭР предусмотрен контроль за состоянием оборудования в процессе всего периода их эксплуатации. Постоянно проверяется плотность основных разъемов оборудования ГЦК. Для наблюдения за изменением свойств металла корпуса непосредственно в реактор устанавливаются образцы-свидетели корпусной стали, которые частично извлекаются и исследуются в процессе эксплуатации. Периодически во время перегрузки проводятся ревизия и контроль состояния оборудования неразрушающими методами, для чего предусматривается возможность быстрого съема теплоизоляции на оборудовании и трубопроводах. Один раз в четыре года, но не позже чем через два года после пуска блока, проводится большая ревизия с полной выгрузкой активной зоны и внутрикорпусных устройств и обследованием внутренней поверхности корпуса реактора.

Для непрерывного контроля состояния оборудования разрабатываются или находятся в стадии экспериментальной проверки на действующих блоках системы анализа шумов (давления, нейтронного потока, вибрации, напряжения), регистрации акустических сигналов, сопровождающих образование трещин и т. п., которые позволяют устанавливать отклонения от нормальной работы реакторной установки.

Основное требование безопасности при разработке активных зон ВВЭР — высокая степень герметичности оболочек твэлов в течение всей кампании топлива как при нормальных условиях эксплуатации, так и при возникновении малых аварий, а также надежный отвод тепла в стационарных и нестационарных условиях эксплуатации. При разработке твэлов и топливных кассет наряду с расчетным обоснованием предусматриваются длительные испытания на стендах натуральных образцов кассет в реальных условиях по температуре, давлению, расходу и химии воды. Одновременно на петлях исследовательских реакторов при реальных тепловых потоках исследуются пучки твэлов вплоть до достижения проектного выгорания. В отдельных случаях партии топливных кассет, разработанных для перспективных реакторов, устанавливались на действующие ВВЭР. Только

после подтверждения работоспособности топливных кассет всем комплексом испытаний начинается изготовление штатных комплектов активных зон.

Надежный отвод тепла от активной зоны для реакторов ВВЭР предполагает отсутствие кризиса теплосъема и плавления таблеток из двуокиси урана во всех режимах нормальной эксплуатации и при малых авариях. Как показали исследования, для активных зон ВВЭР, использующих твэлы относительно малого диаметра, условие недопущения кризиса является более жестким, а режимы, связанные с потерей расхода (отключениями главных циркуляционных насосов — ГЦН), определяющими для установления предельных значений тепловой мощности реактора. Вследствие низкой теплопроводности и достаточно высокой теплоемкости двуокиси урана тепловая мощность реактора изменяется со значительным запаздыванием по отношению к изменению нейтронного потока, и быстрое введение в активную зону поглотителей при уменьшении расхода через реактор — недостаточно эффективная мера для обеспечения надежного теплоотвода в авариях с потерей расхода. Поэтому в проектах ВВЭР предусматриваются технические средства, направленные в аварийных случаях на сохранение достаточного расхода через активную зону в течение времени, требуемого для ликвидации нарушения или безопасного перехода на естественную циркуляцию.

На всех действующих в настоящее время АЭС с ВВЭР, где в ГЦК используются малоинерционные герметичные насосы, электроснабжение осуществляется от трех независимых источников питания, чем исключается возможность мгновенного отключения более чем двух ГЦН. В случае полного обесточивания АЭС (потери внешней сети и закрытия стопорных клапанов собственных турбогенераторов) активная зона в течение не менее 100 с после остановки реактора охлаждается работой ГЦН на энергии электромеханического «выбега» основных генераторов и специальных генераторов собственного расхода, находящихся на одном валу с турбинами.

В ВВЭР-500, ВВЭР-1000, а также в новых проектах АЭС с ВВЭР-440 для надежного теплоотвода созданы насосы с вынесенным за пределы ГЦК электродвигателем, которые снабжены специальным маховиком, обеспечивающим медленный спад расхода при отключении ГЦН. Повышенная инерционность насосов допускает перемены электроснабжения длительностью 2—3 с

без срабатывания аварийной защиты и обеспечивает надежное охлаждение реактора в случае его остановки при более длительной потере напряжения питания ГЦН.

Расчетное обоснование допустимого уровня тепловой мощности ВВЭР выполняется с достаточным консерватизмом. При возможных авариях с остановкой ГЦН не допускается возникновения кризиса теплообмена на твэлах, находящихся в наихудших возможных условиях по величине локальной мощности и расхода, допусков при изготовлении и т. п. При этом исходные параметры ГЦК (давление, тепловая мощность, температура на входе в реактор) считаются имеющими наиболее неблагоприятные с точки зрения возникновения кризиса отклонения, возможные при работе предусмотренных систем регулирования. Критический тепловой поток определяется по формулам, полученным в результате обработки экспериментов с пучками имитаторов твэлов реакторов ВВЭР и сопоставленных с данными аналогичных экспериментов во всем мире. При расчетах учитываются ошибки используемых методик, полученные в результате их проверки на стендах и действующих АЭС.

Для контроля за соответствием теплового режима работы топливных кассет проектным представлениям реакторы ВВЭР снабжаются системами внутриреакторного контроля (ВРК). На ВВЭР-240 и ВВЭР-365 контролируется температура на выходе около 2/3 всех кассет с топливом. Для последующих блоков объем ВРК постепенно расширялся, например для ВВЭР-1000 пятого блока НВАЭС предусматривается контроль температуры на выходе всех топливных кассет и измерение распределения нейтронного потока по объему активной зоны путем установки измерительных каналов в 31 кассете из 151.

Несмотря на тщательность обоснования работоспособности твэлов и контроль за соблюдением нормальных условий теплообмена, не удается обеспечить абсолютную герметичность оболочки твэлов при их эксплуатации. Предельное число дефектов твэлов, допускаемое проектами АЭС с ВВЭР, составляет 1% с дефектами типа газовой неплотности и 0,4% с прямым контактом теплоносителя и двуокиси урана. Суммарная удельная радиоактивность продуктов деления в теплоносителе ГЦК, соответствующая такой неплотности твэлов, составляет 0,05—0,1 Ки/л на момент отбора пробы при 100%-ной тепловой мощности реактора (при этом удельная активность негазообразных продуктов де-

ления через 2 часа после отбора пробы равна $5 \cdot 10^{-3} - 10^{-2}$ Ки/л). Все системы и сооружения, обеспечивающие радиационную безопасность АЭС, рассчитываются на возможность длительной работы с указанными предельными значениями активности теплоносителя без нарушения действующих санитарных норм. Реально достигаемые на действующих блоках с ВВЭР значения удельной активности теплоносителя в 10—100 раз ниже предельных величин. Радиоактивность первичного теплоносителя на АЭС с ВВЭР контролируются как с помощью аппаратуры непрерывного контроля (по характерным изотопам и общей γ -активности), так и путем периодического анализа проб. На основании анализа полученных данных делается заключение о числе негерметичных твэлов и степени их негерметичности. Определение конкретных кассет с негерметичными твэлами предусмотрено во время перегрузки реактора. В среднем в перегрузках 1976 г. по причине негерметичности было заменено примерно по одной кассете на блок.

Активные зоны ВВЭР обладают отрицательными мощностными коэффициентами реактивности. Температурный коэффициент реактивности в начале работы первых загрузок активных зон близок к нулю и отрицателен в течение всей дальнейшей эксплуатации. Отрицательные значения коэффициентов реактивности способствуют удобному управлению реакторами, существенно ограничивают неблагоприятные отклонения параметров при возможных авариях с увеличением реактивности.

Все ВВЭР, кроме ВВЭР-240, работают с борной кислотой в теплоносителе. Механические поглотители при работе на номинальной мощности практически полностью выведены из активной зоны. Эффективность механических поглотителей без борной кислоты недостаточна для обеспечения подкритичности реактора во всех возможных состояниях. Поэтому при проектировании АЭС с ВВЭР принимаются специальные меры, исключающие непредусмотренное попадание чистой воды в ГЦК. Перегрузка на АЭС с ВВЭР осуществляется при заполнении реактора раствором борной кислоты концентрацией 12—16 г на литр воды, что создает подкритичность более 0,05 даже в невероятном случае извлечения всех механических поглотителей.

Защитные и локализирующие устройства. Проектами предусматриваются технические меры (защитные и локализирующие устройства) для обеспечения безопасности при любом единичном возможном (вплоть до МПА) нарушении уст-

роиств нормальной эксплуатации. Высокая надежность систем и оборудования, обеспечивающих безопасность, достигается следующим образом:

— предусматривается максимально возможная независимость устройств безопасности от систем нормальной эксплуатации и друг от друга;

— учитывается возможность отказа одного из независимых активных устройств безопасности, в силу чего предусматривается как минимум двукратное, а в случаях, когда возможен совместный отказ устройства безопасности и нормальной эксплуатации, трехкратное их резервирование;

— предусматривается двукратное резервирование независимых пассивных устройств безопасности, если возможен отказ одного из них при нарушении устройств нормальной эксплуатации;

— обеспечивается работоспособность оборудования и системы безопасности (включая системы электроснабжения и контрольные приборы) в условиях, возникающих в системе герметичных помещений, при любой проектной аварии (вплоть до МПА) в течение времени, отведенного на ликвидацию аварийных условий и расхолаживание реактора.

Первым защитным действием при отклонении параметров реакторной установки за пределы, допустимые при нормальной эксплуатации, является, как правило, срабатывание аварийной защиты (АЗ) реактора с введением в активную зону механических поглотителей. Для реакторов ВВЭР, работающих с борным регулированием, число поглотителей, выполняющих функцию аварийной защиты, выбирается из условия, чтобы их суммарная эффективность без одного, наиболее эффективного, с запасом не менее 20% была достаточна для компенсации эффектов реактивности, связанных с изменением мощности от 100% до нуля и обеспечения начальной подкритичности 0,01. Реактор в подкритическом состоянии при последующем расхолаживании поддерживается борной системой. Для надежности и исключения ложных сигналов поглотители вводят при прохождении аварийного сигнала по двум из трех предусмотренных независимых каналов аварийной защиты. При отказе, проверке или ремонте одного из каналов АЗ срабатывание АЗ происходит по любому из оставшихся в работе двух каналов.

При проектировании схем управления поглотителями предусматриваются меры, исключающие самопроизвольное извлечение поглотителей из

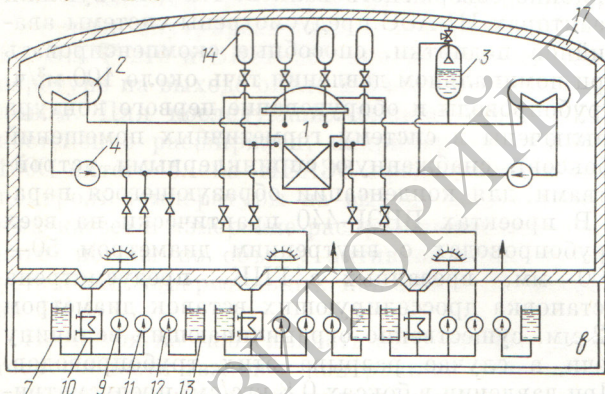
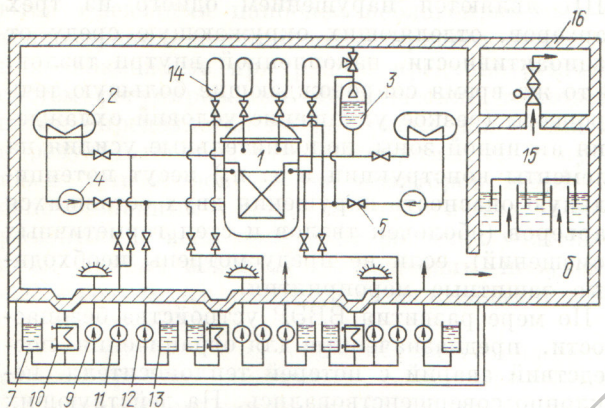
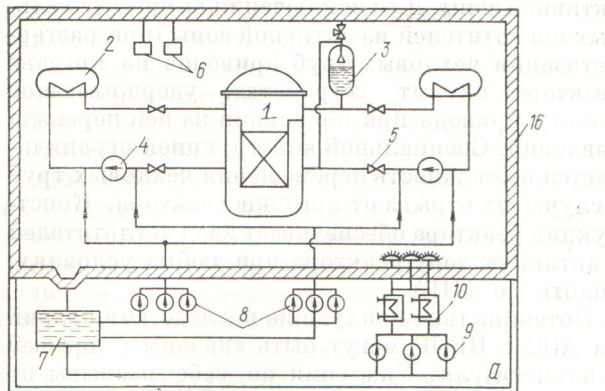
активной зоны. Для исключения выброса отдельных поглотителей из активной зоны (при разгерметизации чехловых труб приводов на крышке реактора) служат устройства, удерживающие штангу привода при появлении на ней перепада давления. Специальной конструкцией ограничивается возможность перемещения чехловых труб в случае их отрыва от крышки реактора. Конструкция реактора обеспечивает ввод поглотителей в активную зону реактора при любых условиях, вплоть до МПА.

Потенциально наихудшие последствия аварий на АЭС с ВВЭР могут быть связаны с потерей теплоносителя. Уже сами по себе разрывы на ГЦК являются нарушением одного из трех барьеров, отделяющих окружающую среду от радиоактивности, накопленной внутри твэлов. В то же время сопровождающие большую течь процессы (резкое ухудшение условий охлаждения активной зоны, дополнительные усилия на элементы конструкции и т. п.) несут потенциальную опасность нарушения двух оставшихся барьеров (оболочек твэлов и стен герметичных помещений), если не предусмотрены необходимые защитные мероприятия.

По мере развития ВВЭР устройства безопасности, предназначенные для ограничения последствий аварий с потерей теплоносителя, неуклонно совершенствовались. На действующих реакторах НВАЭС предусмотрены системы аварийной подпитки, способные скомпенсировать при номинальном давлении течь около 100 м³/ч. Трубопроводы и оборудование первого контура заключены в систему герметичных помещений (боксов), снабженную спринклерными устройствами для конденсации образующегося пара.

В проектах ВВЭР-440 практически на всех трубопроводах с внутренним диаметром 50—100 мм, врезанных в ГЦК, предусмотрена установка дросселирующих вставок диаметром 32 мм, существенно ограничивающих величину течи в случае разрыва этих трубопроводов. При давлении в боксах 0,8 кгс/см² предусматривается организованный выброс вытекающего в начальный момент аварии и относительно малоактивного теплоносителя через систему сбросных клапанов, рассчитанных на пропуск паровоздушной смеси вплоть до течей, эквивалентных разрыву трубопровода диаметром 200 мм при одностороннем истечении.

Для второго поколения ВВЭР-440 и всех последующих проектов (ВВЭР-500, ВВЭР-1000) защитные и локализирующие устройства (см. рисунки) обеспечивают безопасность при авариях вплоть до мгновенного разрыва главного цир-



Принципиальные схемы устройств локализации и аварийного охлаждения активной зоны на АЭС с ВВЭР-440 первого (а) и второго (б) поколения, с ВВЭР-500 и ВВЭР-1000 (в):

1 — реактор; 2 — парогенераторы; 3 — компенсатор объема; 4 — главные циркуляционные насосы; 5 — главные запорные задвижки; 6 — клапаны для сброса избыточного давления; 7 — бак аварийного запаса борного раствора; 8 — насосы аварийной подпитки высокого давления; 9 — спринклерные насосы; 10 — охладители; 11 — насосы аварийного расхолаживания низкого давления; 12 — насосы аварийного впрыска бора высокого давления; 13 — бак запаса концентрированного раствора борной кислоты; 14 — гидроемкости; 15 — конденсатор-барботер; 16 — герметичные боксы; 17 — оболочка

куляционного трубопровода. С помощью предусмотренных систем аварийного охлаждения активной зоны (гидроемкостей, подключенных по-

парно к входному и выходному объемам реактора; групп высоко- и низконапорных насосов) предотвращается плавление двуокси урана и повышение температуры оболочек твэлов сверх $\sim 1200^{\circ}\text{C}$.

Локализация продуктов деления, выходящих за пределы ГЦК, для новых АЭС с реакторами ВВЭР-440 осуществляется традиционным способом — с помощью системы герметичных помещений; реакторный зал при этом остается доступным для обслуживания. Вместо сбросных клапанов предусматривается сооружение конденсатора-барботера, обеспечивающего конденсацию пара в первый период МПА. Максимальное давление в боксах в процессе ликвидации аварии не превышает $1,5 \text{ кгс/см}^2$. Для АЭС с ВВЭР-500 и ВВЭР-1000 предусматривается сооружение оболочки, включающей все помещения ГЦК и реакторный зал и рассчитанной на полное давление, возникающее при истечении всего теплоносителя (4 кгс/см^2), с последующим снижением давления спринклерной системой.

Проектами обеспечивается высокая степень независимости дублирующих защитных и локализирующих систем путем размещения их в различных помещениях, раздельного электроснабжения и т. п. Для ограничения перемещения элементов ГЦК под действием реактивных нагрузок при течах предусматривается установка специальных опор. Стены герметичных помещений (или оболочка) и другие средства защиты и герметизации предохраняются от возможного воздействия летящих предметов и струй теплоносителя.

Проблемы безопасности при больших течах, занимающие важное место в планах дальнейшего усовершенствования реакторов ВВЭР, предусматривают развитие новых методов обеспечения длительной прочности контуров высокого давления, принципиально исключающих возможность мгновенных больших разрывов (например, создание многослойных конструкций реактора, трубопроводов и т. п.); оптимизацию параметров защитных и локализирующих устройств проектируемых в настоящее время АЭС на основании экспериментальных данных, полученных на крупномасштабных стендах; выбор наиболее рациональных путей повышения уровня безопасности атомных электростанций с ВВЭР, эксплуатируемых в настоящее время.

Проверка безопасности АЭС при вводе в эксплуатацию. Принятая в настоящее время последовательность пусконаладочных работ, в основном разработанная еще для первого блока

НВАЭС, предполагает следующие основные этапы:

ввод в работу электропитания собственных нужд блока и химической водоподготовки; промывку и функциональное опробование вспомогательных систем АЭС;

гидроиспытания и циркуляционную промывку ГЦК;

первую ревизию оборудования ГЦК; холодную и горячую обкатку оборудования ГЦК;

вторую ревизию оборудования ГЦК; загрузку активной зоны и физический пуск реактора;

работу блока на мощности 1—5% для подготовки к включению турбогенераторов в сеть;

период освоения проектной мощности блока, включающий последовательную работу при тепловой мощности блока 17—20; 30—35; 55—60; 75—80; 90 и 100% номинальной и завершающийся 72-часовой непрерывной работой на номинальной мощности.

Комплексное опробование систем АЭС начинается на этапе гидроиспытаний и циркуляционной промывки, когда впервые включается ГЦН, проверяется плотность и вибрационное состояние ГЦК, проводится отмывка поверхностей первого контура. Приводы кассет системы управления и защиты (СУЗ) на этом этапе не устанавливаются; гидравлическое сопротивление отсутствующей активной зоны имитируется временным дросселирующим устройством.

На период холодной и горячей обкатки проводится полная сборка реактора с приводами СУЗ и активной зоной, состоящей из кассет-имитаторов, аналогичных по геометрии и близких по массе штатным топливным кассетам. При различной температуре теплоносителя исследуются гидравлические характеристики ГЦК, вибрации и напряжения оборудования и трубопроводов, налаживается электросхема, проводится обкатка приводов СУЗ и т. п.

Во время ревизий тщательно изучается состояние систем и оборудования с контролем состояния металла различными способами и устраняются обнаруженные дефекты. Одновременно испытывается плотность герметичных помещений, налаживаются системы вентиляции, дозиметрии, надежного электроснабжения второго контура. До загрузки активной зоны должны быть полностью подтверждены исходные предпосылки, заложенные в обоснование прочности оборудования и трубопроводов ГЦК. К началу физического пуска заканчивается наладка и проверка практически всех защитных и локализирующих устройств АЭС.

При физическом пуске и на различных уровнях мощности последовательно изучаются физические и теплофизические характеристики активной зоны, измеряется радиоактивность теплоносителя и делается заключение о степени герметичности твэлов, опробуется совместная работа систем станции в стационарных, переходных и аварийных режимах. Переход на новый уровень мощности осуществляется только в том случае, если экстраполяция результатов, полученных на предыдущих этапах, свидетельствует о безопасности этого шага.

Выводы. Опыт эксплуатации АЭС с ВВЭР с 1964 г. подтверждает правильность принятых направлений обеспечения их безопасности. Выход радиоактивности за пределы АЭС и дозы облучения в ее помещениях существенно ниже допустимых значений. Не отмечено какого-либо влияния работы АЭС с ВВЭР на уровни радиоактивности, измеряемые на окружающей местности. Единичные случаи нарушения герметичности первого контура компенсировались предусмотренными системами подпитки при давлении, близком к номинальному. Расширенные меры обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР, строящихся и проектируемых в настоящее время, соответствуют их массовому распространению в энергетике СССР.