

Вопросы безопасности АЭС с канальными графитовыми реакторами, охлаждаемыми кипящей водой

ЕМЕЛЬЯНОВ И. Я., ВАСИЛЕВСКИЙ В. П., ВОЛКОВ В. П., ГАВРИЛОВ П. А., КРАМЕРОВ А. Я., КУЗНЕЦОВ С. П., КУНЕГИН Е. П., РЫБАКОВ Н. З.

Канальный графитовый реактор, охлаждаемый кипящей водой, является одним из основных типов реакторов, на которых базируется развитие ядерной энергетики СССР. Это обусловлено рядом факторов, в частности национальным опытом реакторостроения и особенностями экономики страны [1]. Наряду с хорошим балансом нейтронов и гибким топливным циклом канальные реакторы удобны в организации индивидуального контроля за состоянием твэлов топливных сборок и целостностью каналов; в них возможна оперативная замена потерявших герметичность топливных сборок без остановки реактора; снижается опасность последствий разрывов труб циркуляционного контура за счет увеличения числа петель и соответствующего уменьшения диаметра трубопроводов; конструктивно возможно увеличить единичную мощность реактора без усложнения системы аварийного охлаждения активной зоны. Эти достоинства облегчают решение проблемы обеспечения безопасности канальных реакторов. Некоторые специфические особенности, присущие канальным графитовым реакторам, охлаждаемым кипящей водой, требуют принципиально новых решений при разработке средств обеспечения безопасности. К этим особенностям следует отнести прежде всего большой паровой объем в контуре охлаждения, существенно замедляющий темп падения давления теплоносителя при аварийном разрыве трубопроводов; возможный в некоторых случаях положительный паровой эффект реактивности, в значительной мере определяющий поведение нейтронной мощности реактора при авариях, связанных с нарушениями циркуляции теплоносителя; большое количество аккумулированной в металлоконструкциях, твэлах и графитовой кладке реактора тепловой энергии, которое определяет спад тепловой мощности после срабатывания аварийной защиты.

Накопленный в Советском Союзе опыт создания и успешной эксплуатации канальных графитовых реакторов был использован при разработке серийного РБМК-1000 электрической мощностью 1000 МВт [1, 2]. Это канальный

уран-графитовый реактор, в активной зоне которого в качестве конструкционного материала используются циркониевые сплавы, а теплоносителем является обычная кипящая вода (рис. 1).

В ноябре 1974 г. и январе 1976 г. достигли проектной мощности первый и второй блоки Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина — первой АЭС из серий строящихся в СССР с РБМК-1000. Строительство АЭС в густонаселенных районах вблизи крупных промышленных центров требует особого внимания к их ядерной и радиационной безопасности. Безопасность реактора может быть обеспечена при выполнении следующих условий: надежного управления энергораспределением и прекращением цепной реакции деления в аварийных ситуациях; надежного охлаждения активной зоны и режимах с выходом из строя различного оборудования; аварийного охлаждения активной зоны при разрывах трубопроводов циркуляционного контура; недопущения выброса радиоактивного теплоносителя за пределы помещений АЭС в количествах, превышающих допустимые нормы.

Система управления и защиты (СУЗ) реактора типа РБМК спроектирована с учетом этих требований безопасности. Нейтронная мощность реактора контролируется во всем диапазоне ее изменения начиная с подкритического состояния. Для повышения надежности аварийной защиты (АЗ) в условиях реактора больших размеров сигнал на ее срабатывание по превышению мощности формируется от восьми ионизационных камер, равномерно расположенных вокруг активной зоны. При этом все датчики и аппаратура разбиты на две группы с электропитанием от разных фидеров. АЗ срабатывает, если сигнал превышения мощности появился не менее чем в двух измерительных каналах разных групп. Сигнал АЗ от превышения мощности снимается после исчезновения самого сигнала превышения. Такая закономерность позволила обеспечить надежную защиту реактора от превышения мощности. В аппаратуре СУЗ используются высоконадежные полупроводниковые бесконтактные элементы; система построена с резервированием. Конструктивно приводы стержней СУЗ выполнены таким обра-

зом, что при полном обесточивании все стержни погружаются в активную зону.

Большие размеры и значительная энергонапряженность активной зоны обусловили высокую чувствительность энергораспределения к размещению и изменению положения поглощающих стержней СУЗ. Значительное изменение состава активной зоны от момента начальной загрузки до выхода в режим стационарных перегрузок топлива вызывает существенное изменение динамических свойств реактора. Оказалось, что при максимальных расчетных значениях коэффициентов реактивности возможно возникновение деформации энергораспределения с малыми периодами. Для предотвращения нестационарных деформаций энергораспределения в составе СУЗ предусмотрена система, допускающая использование 6—8 локальных автоматических регуляторов (ЛАР), работающих от внутриреакторных безэнергонных датчиков. Расчетно-теоретические и экспериментальные исследования показали, что для обеспечения необходимого запаса устойчивости и инвариантности системы ЛАР относительно автоматического регулятора мощности достаточно в качестве управляющего сигнала ЛАР использовать нормированный на среднюю мощность внутренних датчиков. Наряду с системой ЛАР предусмотрена система локальной аварийной защиты (ЛАЗ), использующая также 6—8 групп и работающая от своих индивидуальных внутриреакторных датчиков.

Экономически эффективная и безопасная эксплуатация энергонапряженного реактора предусматривает разветвленную систему физического контроля за энергораспределением по объему активной зоны (СФКРЭ) для первичной обработки сигналов от более 100 радиальных и 12 семисекционных высотных внутриреакторных датчиков и сравнения этих показаний с заданными установками. Система СФКРЭ связана со стационарной ЭВМ, которая обеспечивает оперативный контроль за состоянием активной зоны и запасом до кризиса каждого топливного канала. По нормированным на мощность канала показаниям высотных датчиков СФКРЭ предусматривает-

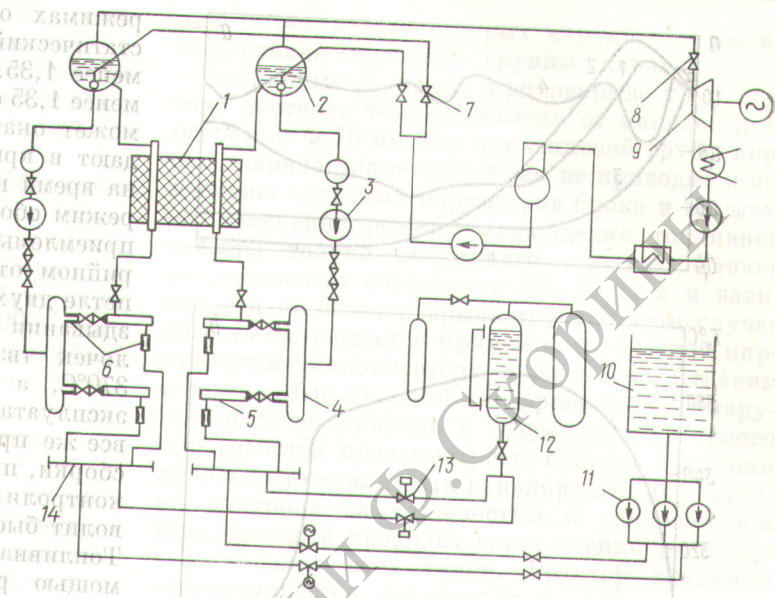
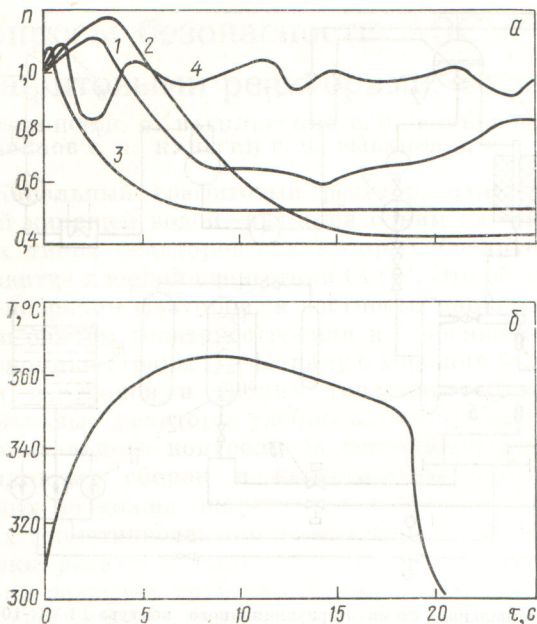


Рис. 1. Принципиальная схема циркуляционного контура РБМК-1000:

1 — реактор; 2 — сепаратор; 3 — ГЦН; 4 — напорный коллектор; 5 — раздаточный групповой коллектор; 6 — ограничители течи; 7 — регулятор уровня; 8 — регулятор давления; 9 — турбогенератор; 10 — бак с водой; 11 — быстродействующий клапан САОР; 12 — гидроаккумулирующий узел САОР; 13 — быстродействующий клапан САОР; 14 — коллектор САОР.

ся защита от высотных перекосов энергораспределения путем аварийного снижения мощности реактора до значения, при котором локальная нагрузка твэлов по высоте станет ниже заданной уставки.

Исследование безопасности аварийных режимов, связанных с выходом из строя различного оборудования, особенно важно для АЭС с канальными реакторами большой единичной мощности и существенным удельным весом в энергосистеме. Наряду с традиционными средствами, обеспечивающими полное гашение цепной реакции деления, в СУЗ предусмотрено быстрое управляемое снижение мощности в ряде аварийных ситуаций. Подобное решение вызвано стремлением сохранить энергетический режим работы с выдачей электроэнергии в энергосистему при авариях, не требующих полной остановки реактора [4]. В реакторе типа РБМК мощность автоматически снижается до определенного уровня, при выходе из строя одного из шести работающих ГЦН (до 80% номинальной); при выходе из строя двух из трех ГЦН, обслуживающих любую половину реактора (до 40%); при снижении расхода питательной воды до 75% (текущего стационарного значения) (до 50%); при выходе из строя одного из двух турбогенераторов (до 50%); при снижении нагрузки



Р и с. 2. Изменение нейтронной мощности (а) при выходе из строя одного из трех ГЦН в одной петле (1); двух из трех ГЦН в одной петле (2); одного из двух ТГ (3) и при кратковременном обесточивании ГЦН (4); изменение температуры оболочки твэлов при отключении двух из трех ГЦН в одной петле (б)

турбин; до уровня собственных нужд АЭС (до 20%).

Безопасность переходных режимов достигается реализацией конкретных технических решений, принятых на основе исследования динамики реактора и АЭС в целом и позволяющих обеспечить:

1) допустимую скорость изменения нейтронной мощности и ее новый безопасный уровень. Мощность снижается автоматическим регулятором (АР) по сигналу от задатчика мощности, уставка которого изменяется с определенной скоростью до требуемого уровня. В случае необходимости в помощь АР автоматически подключаются специально сформированные группы стержней СУЗ. На основе требований, предъявляемых к аварийной защите и типам групп стержней СУЗ, которые участвуют в снижении и стабилизации нейтронной мощности, создана достаточно развитая аварийная защита четырех видов (АЗ-1 — АЗ-4), осуществляющая по указанным технологическим признакам аварийное снижение мощности реактора со скоростью 4% в секунду до 80, 50, 40 и 20% номинальной (рис. 2);

2) допустимое изменение теплосъема с твэлов каналов реактора с учетом различных факторов. Бескризисное охлаждение в переходных

режимах обеспечивается в тех каналах, где статический запас до кризиса составляет не менее 1,35. В каналах со статическим запасом менее 1,35 его значение в некоторых ситуациях может оказаться меньше 1,0, т. е. каналы попадают в кризисный режим охлаждения, однако на время не более 20 с, причем температурный режим оболочек в этом случае остается вполне приемлемым. Из рис. 2, б видно, что при аварийном отключении в одной циркуляционной петле двух из трех ГЦН и трехсекундном запаздывании срабатывания АЗ-3 температура оболочек твэлов этих каналов повышается до 370°C, а затем снижается. Если в процессе эксплуатации реактора в каком-либо канале все же произойдет разгерметизация топливной сборки, предусмотренная система поканального контроля герметичности оболочек твэлов позволит быстро определить его местонахождение. Топливная сборка заменяется на новую с помощью разгрузочно-загрузочной машины на работающем реакторе;

3) допустимое изменение весового уровня воды в сепараторах. Уровень повышается от номинального до отметок, при которых влажность пара с учетом изменяющейся фактической паровой нагрузки сепараторов не превышает допустимое значение (0,1%). При снижении уровня запас воды в сепараторах остается в контролируемом диапазоне;

4) допустимое изменение давления в сепараторах. При быстрейшем действии предохранительных клапанов не более 2 с и редуцирующих устройств не более 10 с отклонение давления от номинального значения 70 кгс/см² остается в допустимых пределах (превышение не более 8 кгс/см², снижение не более 5 кгс/см²).

В ряде аварийных ситуаций (обесточивание собственных нужд АЭС; отключение обоих ТГ; отключение всех ГЦН, обслуживающих любую половину реактора; снижение расхода питательной воды до 50% текущего стационарного значения; превышение номинальной мощности реактора на 10%; отклонение уровня воды в сепараторах за допустимые пределы; разрыв трубопроводов циркуляционного контура большого диаметра) не удается сохранить энергетический режим АЭС, вследствие этого обеспечение безопасности требует незамедлительного полного глушения реактора системой аварийной защиты максимальной эффективности (АЗ-5).

Исследование режима срабатывания АЗ-5 при нормально работающем оборудовании (по технологическим причинам или от кнопки оператором) позволило выбрать скорость снижения

нейтронной мощности реактора ($\sim 8\%$ номинальной мощности в секунду), параметры настройки регуляторов уровня и давления в сепараторах, а также алгоритм срабатывания дроссельных клапанов на напоре главного циркуляционного насоса.

Режим полного обесточивания собственных нужд в условиях снижающегося расхода теплоносителя вследствие отключения ГЦН для безопасного перехода на естественную циркуляцию (14—15% номинального расхода) требует определенных маховых масс ГЦН (~ 15000 кгм). Этот режим сопровождается отключением обеих турбин и определяет быстрдействие, число и производительность паросборных и пароприемных устройств, время запуска дизель-генераторной установки и т. д.

По сигналу АЗ-5, вызванному прекращением расхода питательной воды, должны включаться аварийные питательные насосы общей производительностью не менее $500 \text{ м}^3/\text{ч}$ за время, не превышающее 20 с. При этом для исключения «запаривания» ГЦН вследствие падения давления в контуре предусматривается система ускоренной разгрузки турбогенераторов (ТГ).

Проектом АЭС должны предусматриваться технические средства, обеспечивающие ее безопасность при авариях, вызванных разгерметизацией циркуляционного контура. Применительно к реактору типа РБМК исследованы аварийные ситуации при разрывах трубопроводов циркуляционной петли в наиболее опасных сечениях с точки зрения воздействия на активную зону. В качестве максимальной («проектной») аварии рассматривается гипотетический поперечный разрыв напорного коллектора ГЦН диаметром 900 мм. В результате исследований определены признаки обнаружения аварий; алгоритмы срабатывания (аварийной защиты); температурный режим твэлов; схема, параметры и алгоритмы срабатывания системы аварийного охлаждения реактора (САОР); временные и интегральные выбросы теплоносителя, определяющие производительность локализирующих устройств; последствия аварий, средства и мероприятия по их ликвидации.

Все аварии, связанные с разрывом труб циркуляционного контура, могут быть разделены на две категории: течи через неплотности и разрывы труб малого диаметра, не влияющие на основные параметры блока; разрывы труб большого диаметра, приводящие к полностью или частично неуправляемому изменению основных параметров блока. Хотя такое разделение и условно, оно все же позволяет выделить ава-

рии, в результате которых нарушается режим охлаждения большой группы каналов.

Аварийные ситуации при разрыве труб подвода и отвода теплоносителя от каналов диаметром 50 и 70 мм или циркониевой трубы корпуса канала диаметром 80 мм не приводят к изменению основных параметров блока и вызывают изменение режима охлаждения топливной кассеты только аварийного канала. Утечка теплоносителя составляет 30—80 кг/с в зависимости от места разрыва труб. В этом случае кассета охлаждается прямой или обратной циркуляцией теплоносителя с расходом, близким к номинальному. Для своевременного обнаружения течей каналов в пределах реакторного пространства предусмотрены система контроля целостности топливных каналов (КЦТК), система контроля за влажностью и температурой газа, который проходит через ячейки размещения каналов всех типов. Реактор аварийно останавливается оператором и расхолаживается для ремонта.

Разрывы труб диаметром 300 мм и больше могут быть отнесены к авариям второй категории. Величина возникающей в начальный момент течи теплоносителя составляет ~ 6 и ~ 40 т/с при разрывах труб диаметром 300 и 900 мм соответственно. В результате анализа аварийных ситуаций такого рода выбраны два независимых сигнала срабатывания аварийной защиты реактора (АЗ-5): повышение давления в помещениях, где размещены трубы циркуляционного контура, и снижение уровня в любом сепараторе на величину, превышающую допустимое отклонение от номинального в обычных переходных режимах работы блока. Изменение нейтронной и тепловой мощности РБМК-1000 в режиме срабатывания АЗ-5 получено в результате динамического расчета (рис. 3).

Наиболее опасен по своему воздействию на активную зону разрыв трубопровода максимального диаметра на напоре ГЦН, так как при

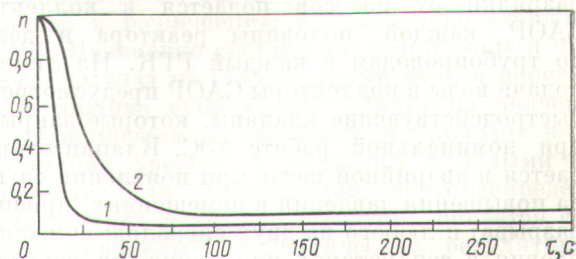


Рис. 3. Спад нейтронной (1) и тепловой (2) мощности РБМК-1000 в режиме срабатывания АЗ-5

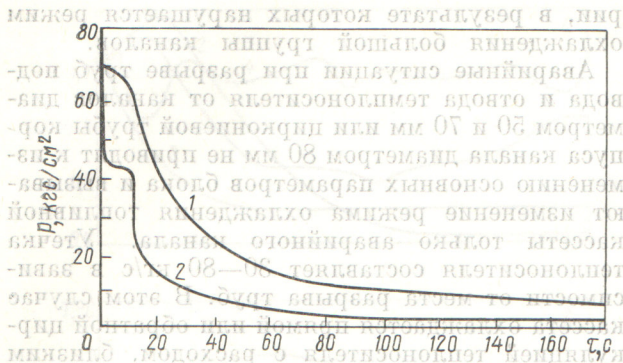


Рис. 4. Изменение давления в сепараторах (1) и напорном коллекторе (2) циркуляционного контура РБМК-1000 при разрыве напорного коллектора диаметром 900 мм

этом мгновенно прекращается подача теплоносителя в топливные каналы поврежденной циркуляционной петли реактора независимо от того, в каком режиме работы оказываются насосы. Поэтому для исключения расплавления твэлов в каналах этой петли необходима подача теплоносителя от автономной САОР. Именно эта гипотетическая авария определяет быстрдействие САОР, ее максимальную производительность ($\sim 1,4$ т/с) и минимальное время выброса (10—12 с) всего теплоносителя из аварийной циркуляционной петли. На рис. 4 показано изменение давления в контуре при мгновенном поперечном разрыве напорного коллектора ГЦН диаметром 900 мм.

Вода от САОР подводится в каждый раздаточный групповой коллектор (РГК), а для исключения ее непроизводительного выброса через сечение разрыва в напорном коллекторе на входе в РГК устанавливаются обратные клапаны. На рис. 4 представлена также принципиальная схема САОР с РБМК-1000. Она состоит из двух подсистем: основной, имеющей гидроаккумулирующий узел, и подсистемы длительного расхолаживания, использующей специальные насосы САОР и запасы воды в баках. Охлаждающая вода от баллонов, а после их разрядки от насосов подается в коллектор САОР каждой половины реактора и далее по трубопроводам в каждый РГК. На линиях подачи воды в коллекторы САОР предусмотрены быстродействующие клапаны, которые закрыты при номинальной работе АЭС. Клапан открывается в аварийной петле при появлении сигнала повышения давления в помещениях (признак разрыва) и любого из двух сигналов: снижения уровня в сепараторах или снижения перепада давлений между сепаратором и напорным коллектором (признаки выбора аварийной петли

контура). Такой алгоритм включения основной подсистемы САОР позволяет обеспечить расхолаживание активной зоны при полном и частичном разрыве труб большого диаметра и исключить ее ложное включение при авариях, не связанных с разгерметизацией контура. Быстродействие клапанов и производительность системы САОР выбираются с учетом допустимого температурного режима твэлов.

При разрыве РГК диаметром 300 мм ГЦН в течение 25—30 с остаются в работе, обеспечивая около 40% номинального расхода теплоносителя в остальной РГК аварийной петли реактора. Исследования на модели циркуляционной петли показали, что в данной аварийной ситуации потери давления в пределах напорного коллектора не превышают 1 кгс/см², а неравномерность распределения расхода по РГК составляет $\sim 20\%$. Для увеличения расхода в аварийную петлю реактора от ГЦН и увеличения времени их работы на входе в каждый РГК предусматриваются сопловые ограничители течи с диаметром горловины ~ 150 мм. В результате утечка теплоносителя снижается с 6 до 1 т/с, расход от ГЦН в неаварийные РГК увеличивается до 80% номинального, а время их работы до 130 с. Основная (гидроаккумулирующая) подсистема САОР включается после снижения уровня в сепараторах до аварийной уставки и дополнительно подает около 20% расхода теплоносителя. После срыва ГЦН дальнейшее охлаждение реактора должны осуществлять насосы САОР.

При разрыве до обратного клапана 40 топливных каналов, подключенных к аварийному РГК, охлаждаются вследствие перетечки теплоносителя из соседних РГК по трубам и коллекторам САОР. Если разрыв РГК произошел после обратного клапана, эти каналы будут охлаждаться в результате обратной циркуляции из сепаратора вначале насыщенной воды, а затем пара. При этом для сокращения непроизводительного выброса воды САОР в аварийный РГК на трубах от коллекторов САОР к РГК предусматриваются ограничители течи.

При разрыве трубопроводов большого диаметра со стороны всаса ГЦН их срыв, как показывают динамические расчеты, происходит не раньше опорожнения сепараторов, т. е. после включения в работу САОР. Поэтому при такой аварии активная зона в начальный период охлаждается номинальным расходом работающих ГЦН, а после их срыва вследствие попадания в режим кавитации системой САОР. Возникновение кавитации ГЦН зависит от рас-

хода теплоносителя в разрыв. Предельным случаем является гипотетический мгновенный поперечный разрыв всасывающего коллектора ГЦН диаметром 900 мм, когда возникает ситуация, аналогичная разрыву напорного коллектора.

Технические средства, разработанные применительно к серийному РБМК-1000, обеспечивают сохранность активной зоны при разрывах трубопроводов циркуляционного контура. В настоящее время на базе этого реактора создается реактор РБМК-1500 [1]. Увеличение мощности реактора до 1500 МВт за счет введения интенсификации теплообмена в топливных каналах сделало более напряженным температурный режим твэлов в аварийных ситуациях, связанных с разрывами труб циркуляционного контура. При гипотетическом разрыве напорного коллектора до включения системы САОР в течение нескольких секунд наблюдается перерыв в подаче охлаждающей воды в поврежденную циркуляционную петлю реактора. В этой ситуации увеличение мощности каналов приводит к кратковременному перегреву оболочек твэлов до температуры 1000—1200°C. Для исключения этого явления следует часть питательной воды в нормальных эксплуатационных режимах подавать непосредственно в РТК. Такая схема позволяет при разрывах трубопроводов избежать перерыва в подаче охлаждающей воды в каналы и обеспечить приемлемый температурный режим твэлов. Представляется весьма перспективным использование в этой схеме турбоприводов для штатных питательных насосов. Использование турбонасосов при значительной, медленно спадающей остаточной мощности канального реактора позволяет исключить перерыв в подаче охлаждающей воды даже в том случае, если разрыв циркуляционного трубопровода привел к обесточиванию собственных нужд АЭС.

Топливные каналы РБМКП [5] будут охлаждаться отдельными циркуляционными петлями с насосами, сепараторами, коллекторами, арматурой и другим оборудованием. Многопетлевая схема позволит применить трубопроводы и коллекторы в контуре охлаждения реактора диаметром не более 370 мм в испарительных и 600 мм в пароперегревательных петлях. Это существенно снижает потенциальную опасность от их разрыва. Подача питательной воды в контур насосами с различным типом привода, дробление циркуляционного контура на петли, обслуживающие небольшие группы из 100—200 топливных каналов, все это в комплексе обеспечивает охлаждение каналов любой сек-

ции реактора при авариях, вызванных разгерметизацией трубопроводов. Каналы аварийной петли охлаждаются либо питательной водой, либо теплоносителем, перетекающим из соседних циркуляционных петель, т. е. не требуется предусматривать специальные баллонные системы типа САОР реактора РБМК-1000. Нарастание мощности секционно-блочного канального реактора путем подключения новых секций не усложняет проблему его безопасности; аварийное охлаждение каналов любой новой секции обеспечивается работающим оборудованием соседних циркуляционных петель. Это одно из основных достоинств секционно-блочного канального реактора.

Другим важным аспектом безопасности АЭС являются сохранность строительных конструкций здания и локализация выбросов активного теплоносителя при разрывах трубопроводов. Принципиально, несмотря на большие размеры, канальный реактор может быть заключен в герметичную защитную оболочку, аналогичную применяемым для ВВЭР. Однако ввиду отсутствия в реакторе больших концентраций энергии кипящей воды под высоким давлением это делать нецелесообразно. Трубопроводы большого диаметра и оборудование циркуляционного контура канальных реакторов размещаются в прочных боксах, рассчитанных на избыточное давление, которое установится в них при разрыве самого крупного трубопровода (4—5 кгс/см²). Образующаяся парогазовая смесь из прочного бокса, надреакторного и подреакторного помещений через перепускные клапаны сбрасывается в локализующее устройство конденсационного типа, оборудованное теплообменными и спринклерными установками и обеспечивающее прием, конденсацию и выдержку образующейся при аварии парогазовой смеси. Таким образом, можно сделать следующие выводы:

1. Канальные графитовые реакторы, охлаждаемые кипящей водой, обладают высокой чувствительностью энергораспределения по отношению к размещению и положению стержней СУЗ. Изменение состава активной зоны в процессе выхода на стационарный режим перегрузок топлива существенно влияет на значение коэффициентов реактивности и приводит к деформации энергораспределения с малыми периодами. Для стабилизации энергораспределения в таких реакторах предусматривается система локальных автоматических регуляторов, работающих от внутриреакторных датчиков. Система СУЗ обеспечивает не только глушение

реактора в аварийных ситуациях, но и (когда это возможно) управляемое снижение мощности до безопасного уровня при частичном выходе из строя оборудования АЭС.

2. Предусматриваемые технические средства позволяют обеспечить сохранность активной зоны реактора в случае гипотетического разрыва трубопровода циркуляционного контура большого диаметра, вплоть до максимального. Размещение труб в прочных боксах и применение системы локализации предотвращают выброс радиоактивного теплоносителя за пределы здания АЭС.

3. Секционнно-блочный канальный графитовый реактор обладает возможностью наращивать мощность за счет подключения новых секций. Многопетлевая схема циркуляционного контура, использование труб небольшого диаметра, применение непрерывной подачи питательной воды турбонасосами для аварийного охлаждения активной зоны при разрывах труб упрощают

решение проблемы безопасности реактора этого типа независимо от его мощности.

Все эти мероприятия и технические средства позволяют считать канальный графитовый реактор, охлаждаемый кипящей водой, надежным и безопасным источником энергии для населения и окружающей среды в условиях массового строительства АЭС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Доллежал Н. А., Емельянов И. Я. «Атомная энергия», 1976, т. 40, вып. 2, с. 117.
2. Петросьянц А. М. и др. «Атомная энергия», 1974, т. 31, вып. 4, с. 333.
3. Александров А. П., Доллежал Н. А. Докл. на Междунар. конф. МАГАТЭ по ядерной энергетике и ее топливному циклу. Зальдбург, 2—13 мая 1977, IAEA-36-CN/586.
4. Емельянов И. Я., Рыбаков Н. З., Гаврилов П. А. В кн.: Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике. Т. 2. Обнинск, изд. ФЭИ, 1974, с. 269.
5. Доллежал Н. А. Там же, с. 233.

Безопасность быстрых реакторов с натриевым теплоносителем

БАГДАСАРОВ Ю. Е., КОЧЕТКОВ Л. А., МАТВЕЕВ В. И., КУЛАКОВСКИЙ М. Я., КУЗНЕЦОВ И. А., ПОМЕРАНЦЕВ Г. Б., КРАСНОЯРОВ Н. В.

Необходимость широкого развития АЭС с быстрыми реакторами не вызывает в настоящее время сомнений. Вопрос лишь в том, когда конкретно должно начаться серийное строительство таких АЭС. Значительная роль в определении этих сроков отводится в числе других и вопросам обеспечения безопасности персонала АЭС и окружающей среды.

Как всякое новое направление энергетики, быстрые реакторы с натриевым теплоносителем должны пройти стадии экспериментальной проверки технической идеи, опытно-промышленной эксплуатации и серийного производства. Очевидно, что отношение к вопросам безопасности, меры и методы ее обеспечения должны при этом значительно измениться.

Разработка реакторов на первой и второй стадиях [1—5] основывается на имеющемся опыте в других областях техники и на результатах специальных экспериментальных работ и эксплуатации предыдущих реакторов. Поэтому каждая новая установка на этих стадиях развития является уникальной, требующей конкретных технических решений вопросов безо-

пасности. Возможности разработки стандартов и их применения в проектах открываются непосредственно в период подготовки к третьей стадии и в период серийного строительства АЭС. Это связано еще и с тем, что существенное значение при решении вопросов эксплуатационной надежности и безопасности имеют масштабный фактор, а также дополнительные технические и технологические проблемы, возникающие при увеличении размеров реакторов.

Общий подход к обеспечению безопасности первого поколения быстрых реакторов

При анализе и оценке безопасности первого поколения быстрых реакторов в СССР, к которому относится и БН-600, учитывались прежде всего требования к ядерным установкам АЭС с тепловыми реакторами, получившим опережающее развитие. Как указывалось, каждый последующий реактор рассматривается как уникальное устройство со всеми вытекающими из этого требованиями по экспериментальному и расчетному обоснованию конструкций и режимов, по качеству изготовления оборудования и контролю за ним в течение всей эксплуатации. Уникальность первых быстрых исследователь-