

УДК 621.3

ПРИМЕНЕНИЕ ЗАЩИТНЫХ СИСТЕМ РЕАКТОРА ВВЭР ПРИ ЛОКАЛИЗАЦИИ АВАРИИ ТИПА «МАЛАЯ ТЕЧЬ ИЗ 1-ГО КОНТУРА ВО 2-Й

Похолкин А.А.

Научный руководитель – старший преподаватель Романко В.А.

При нормальной эксплуатации АЭС не представляют опасности для персонала, населения и окружающей среды. На их безопасность могут влиять лишь аварийные ситуации и аварии. Поэтому при проектировании необходимо заблаговременно определить технические меры, направленные на предотвращение или ограничение последствий аварий, которые могут привести к серьезному повреждению тепловыделяющих элементов активной зоны реактора. Для этих целей используются специальные инженерно-технические системы безопасности, включающиеся в работу при нарушениях эксплуатации АЭС.

Высокая надежность ввода в действие систем безопасности и их длительное функционирование достигаются, как отмечалось выше, за счет применения отказоустойчивых структур, наличия защиты от отказов по общей причине, а также проектирования системы безопасности с учетом принципа единичного отказа. Каждая система безопасности АЭС резервируется за счет применения трех (иногда четырех) независимых систем или каналов одной системы, идентичных по своей структуре.

Также применяется физическое разделение каналов систем и разнотипное по принципу действия оборудование для предотвращения последствий отказов по общим причинам.

Атомные станции должны быть безопасны не только при нормальных условиях эксплуатации, но и в случае возникновения аномальных явлений, которые могут быть вызваны как внешними, так и внутренними событиями. Поэтому при разработке современных проектов АЭС учитываются и внешние и внутренние события. В качестве внешних событий рассматриваются такие события, как землетрясения, ветровые нагрузки (в том числе от ураганов и смерчей), наводнения, падения самолетов, взрывы промышленных объектов, расположенных вблизи площадок АЭС, а внутренних – затопление помещений, разрывы трубопроводов и сосудов высокого давления, резкие перепады давления и летящие предметы внутреннего происхождения, пожары. Указанные выше внешние и внутренние воздействия анализируются на стадии проектирования, после чего принимаются проектные решения, обеспечивающие безопасность АЭС.

Цели обеспечения безопасности при эксплуатации – это:

- защита персонала, населения и окружающей среды;
- сведение к минимуму радиоактивных выбросов и сбросов;
- предотвращение возникновения инцидентов и аварий

При этом в аварийных ситуациях необходимо гарантировать, что для всех учтенных в проекте аварий (даже для тех, которые имеют очень низкую вероятность возникновения) радиологические последствия будут сведены к минимуму и что вероятность возникновения тяжелых аварий с серьезными радиологическими последствиями будет минимальна. Соответственно, основными задачами по обеспечению безопасности при эксплуатации, вытекающими из указанных целей, являются:

- соблюдение проектных пределов и условий эксплуатации;
- контроль параметров технологического процесса, характеристик оборудования и систем с целью сохранения целостности физических барьеров безопасности;
- создание условий, обеспечивающих надежную работу систем и оборудования;
- предотвращение аварий и аварийных ситуаций на АЭС;
- эффективное управление проектными и запроектными авариями и ограничение их последствий;

Одним из опасных типов аварий является течь из 1-го контура во 2-ой. В данном случае нарушается не только охлаждение реактора и необходимо применение аварийного

расхолаживания, но последствия затронут и 2-ой контур. Радиоактивный теплоноситель из 1-го контура будет попадать в "чистый" 2-ой, вызывая тем самым облучение оборудования и персонала. При такой аварии необходимо локализовать поврежденный парогенератор, а при этом возможные значительные выбросы радиоактивного пара в атмосферу. Поэтому операторам АЭС важно, как можно быстрее произвести расхолаживание реактора и локализацию парогенератора.

Для обеспечения безопасности реакторного отделения служат следующие системы безопасности:

- Система аварийного-планового расхолаживания;
- Пассивная часть система аварийного охлаждения активной зоны;
- Спринклерная система;
- Система аварийного ввода и впрыска бора;
- Система аварийного парогазоудаления;
- Система аварийной подпитки парогенератора;

После останова реактора нейтронная мощность быстро снижается до долей процента, но остаточное тепловыделение в топливе продолжается уже за счет радиоактивного распада продуктов деления. Даже после достаточно длительной выдержки (месяцы) ядерное топливо продолжает выделять остаточное тепло. При внезапном снижении интенсивности теплосъема или его прекращении в оболочках ТВЭЛов сначала могут появиться дефекты – микротрещины, а затем, при дальнейшем разогреве, произойдут повреждение оболочек и плавление топлива. Последствием такой разгерметизации ТВЭЛов может стать выход радиоактивности за защитные барьеры. Следовательно, должна существовать группа систем, способная обеспечить аварийное расхолаживание реактора при нарушении циркуляции теплоносителя в контуре охлаждения (**система аварийного охлаждения зоны**).

Выделяют следующие функции САОЗ:

- расхолаживание реакторной установки до 70 °С после останова реактора, когда отвод тепла через парогенераторы становится малоэффективным во всех режимах работы блока (плановое, ремонтное, аварийное расхолаживания);
- отвод остаточного тепла от топлива в реакторе к системе потребителей реакторного отделения (промежуточного контура) во всех проектных режимах работы блока;
- отвод остаточного тепла от топлива в бассейне выдержки во всех режимах работы блока;
- введение реагентов для связывания радиоактивного йода в теплоноситель первого контура при авариях с течью в этом контуре;
- сохранение запаса теплоносителя в реакторе во время большой течи;
- аварийная подпитка первого контура в режиме малых течей (Ди 25...100 мм).

Систему аварийного охлаждения зоны принято подразделять на три основные части:

1) Система пассивного впрыска, которая состоит из четырех идентичных и полностью независимых гидроаккумуляторных емкостей, разряжающихся непосредственно в патрубки корпуса реактора под давлением; каждый бак содержит примерно 45 м³ борированной воды с концентрацией 16 г/м³ при давлении 5,9 МПа, нагнетаемой в корпус реактора давлением сжатого азота.

2) Система впрыска высокого давления, которая состоит из трех идентичных и полностью независимых каналов, каждый из которых способен выполнять функцию всей системы, то есть обеспечить впрыск теплоносителя, достаточный для того, чтобы держать активную зону под заливом в случае аварий с потерей теплоносителя при небольших разрывах и обеспечить подкритичность в ходе аварий, вызываемых отказами трубопроводов системы второго контура.

3) Систему впрыска низкого давления, также состоящую из трех одинаковых и полностью независимых каналов, каждый из которых способен поддерживать охлаждение активной зоны на втором этапе аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА), когда давление первого контура понизилось ниже 0,7 Мпа.

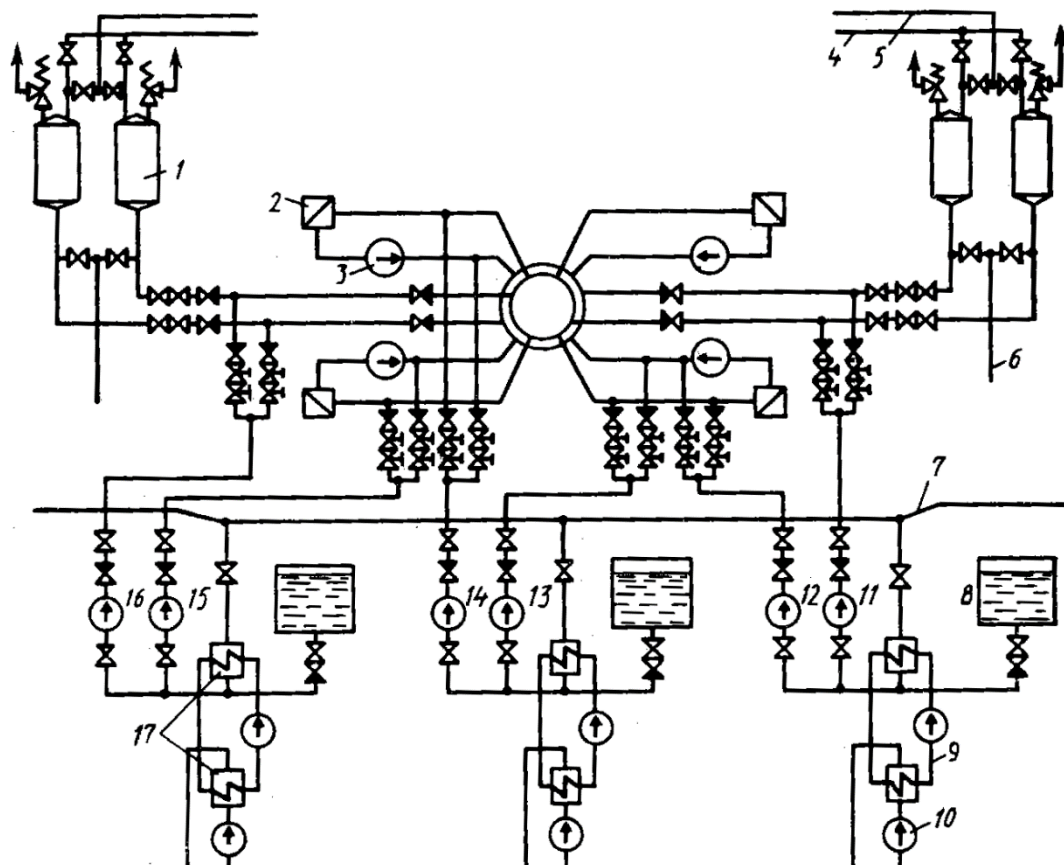


Рисунок 1 – Принципиальная схема системы аварийного охлаждения активной зоны реактора ВВЭР-1000

1 – гидроаккумуляторы; 2 – парогенераторы; 3 – главные циркуляционные насосы; 4 – линия подвода азота; 5 – линия отвода азота; 6 – линия заполнения и опорожнения гидроаккумуляторов; 7 – пол герметичной части здания реактора; 8 – баки аварийного запаса раствора борной кислоты; 9 – промежуточный контур охлаждения; 10 – линия охлаждающей воды; 11,14,16 – насосы аварийного охлаждения низкого давления; 12,13,15 – насосы аварийного охлаждения высокого давления; 17 – теплообменники охлаждения теплоносителя;

Спринклерная система предназначена для следующих целей:

- понижения давления в помещениях локализации при разгерметизации первого или второго контура;

- связывания радиоактивных изотопов йода и аварийного заполнения бассейна выдержки в режимах, при которых нарушен доступ охлаждающей воды к нему. При этом осуществляется механизм конденсации парогазовой среды в объеме зоны локализации аварии, т.е. происходит процесс связывания как йода, так и других газообразных радиоактивных веществ.

- Количество каналов спринклерной системы соответствует числу каналов остальных систем безопасности блока. В состав каждой подсистемы входят:

- спринклерный насос;
- бак спринклерного раствора;
- водоструйный насос;
- распылительные форсунки (по 20 в каждом канале);
- трубопроводы, арматура, КИП;

Стоит уделить внимание и **системам аварийного ввода и впрыска бора**. На АЭС наиболее опасны аварии с потерей теплоносителя первого контура, вызываемые повреждением оборудования и трубопроводов. В случае значительной течи давление в

контуре быстро снижается и охлаждение активной зоны может производиться сначала борированной водой, автоматически подаваемой из гидроемкостей САОЗ, а затем от системы аварийно-планового расхолаживания. Однако в случае малой или средней течи в первом контуре могут сохраняться высокие значения давления, поэтому для восполнения потери теплоносителя требуется установка специальных насосов высокого давления.

Система аварийного парогазоудаления предназначена для удаления газовой смеси из оборудования первого контура (верхних точек реактора, компенсатора давления, коллекторов парогенераторов по первому контуру) в аварийной ситуации, связанной с вскипанием теплоносителя первого контура, оголением активной зоны, возникновением пароциркониевой реакции и образованием парогазовых пузырей в верхних точках оборудования реакторной установки. Действие системы направлено на следующее:

- предотвращение срыва естественной циркуляции теплоносителя через активную зону реактора в аварийных режимах реакторной установки (типа не компенсируемых работой подпиточных агрегатов течей первого контура, непосадки основного предохранительного клапана компенсатора давления);

- поддержание пределов и условий безопасной эксплуатации оборудования реакторной установки в режимах естественной циркуляции теплоносителя первого контура;

Далее рассмотрим причины применения последней из вышеупомянутых систем безопасности реакторного отделения – **систему аварийной подпитки парогенераторов**. В процессе отвода тепла от активной зоны реактора большое значение имеет система подачи питательной воды в парогенераторы. Поэтому возникновение отклонений в этой системе создает условия для нарушения нормального теплоотвода от первого контура. При невозможности нормальной подпитки парогенераторов (в аварийных ситуациях) проектом предусмотрена подача питательной воды в парогенератор от так называемой системы аварийной подпитки, которая тем самым создает условия для расхолаживания реакторной установки.

Система аварийной подпитки парогенераторов предназначена для подачи в них обессоленной воды при обесточивании энергоблока и в других аварийных режимах для обеспечения аварийного снятия остаточных тепловыделений и расхолаживания реакторной установки, а также при авариях и неисправностях системы питательной воды второго контура.

Стоит отметить, что при аварии «малая течь из 1-го контура во 2-й» не будет какой-либо одной основной сработавшей системы безопасности реакторного отделения. Для быстрой и успешной ликвидации аварии необходимо действие всех систем совместно, так как необходимо не просто произвести расхолаживание реактора, но и локализовать парогенератор, не допустив дальнейшего распространения «грязного» теплоносителя во 2-й контур.

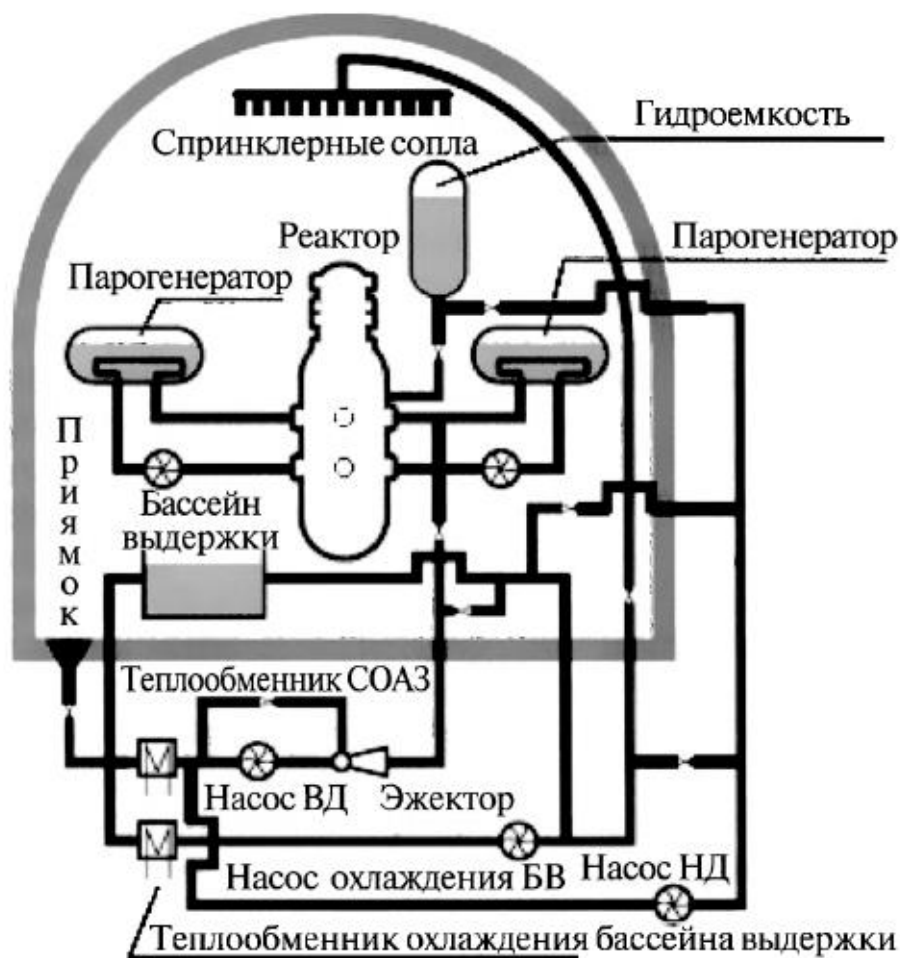


Рисунок 2 – общий вид пространственного расположения систем безопасности реакторного отделения

Системы безопасности применяются при нарушениях условий нормальной эксплуатации, которые бывают следующими:

- нарушений, связанных с воздействием на реактивность
- нарушений со стороны 1-го контура;
- нарушений со стороны 2-го контура;
- нарушений в электрической части энергоблока АЭС;
- нарушений при перегрузке топлива;

Течи 1-го контура во 2-й могут быть вызваны рядом причин, основной из которых является неплотность (разрыв) теплообменной трубки парогенератора. При разрыве теплообменной трубки ПГ происходит истечение теплоносителя 1-го контура во 2-й с расходом в первоначальный момент до 200 т\ч, в результате чего происходит нарушение следующих пределов безопасной эксплуатации:

- превышение протечки теплоносителя 1-го контура во 2-й контур более 5кг\ч;
- превышение удельной активности радионуклидов I-131 в продувочной воде одного ПГ более $2 \cdot 10^8$ Кю\кг;
- превышение средней удельной активности радионуклидов I-131 в продувочной воде всех ПГ более $5 \cdot 10^9$ Кю\кг;

Действия операторов при аварии, связанной с разрывом трубки ПГ

- если автоматическая защита не срабатывает, остановка реактора производится вручную ключом АЗ для дальнейшего перевода его в глубоко подкритичное состояние

- прекращение теплоотовода через поврежденный ПГ – локализация поврежденного ПГ по всем потокам пара (кроме БРУА), питательной воды, аварийной питательной воды и продувочной воды.

- обеспечение подпитки 1-го контура при одновременном снижении давления в 1-м контуре для уменьшения расхода в течь

- перевод реактора в состояние холодного останова проводится в ускоренном режиме расхолаживания

При малых течах процесс расхолаживания активной зоны реактора существенно отличается. Здесь в ходе развития аварийного процесса может быть достигнуто такое состояние, когда течь первого контура компенсируется системами САОЗ ВД или НД, и давление первого контура перестает снижаться, что препятствует переводу реакторной установки (РУ) в безопасное конечное состояние. В данной ситуации перед персоналом стоит задача контролируемо, с максимально допустимой скоростью, снижать давление в первом контуре.

Таким образом, если игнорировать данную проблему, может быть получена такая ситуация, когда подключение насоса САОЗ НД к системе первого контура невозможно. Для того чтобы снизить давление в системе первого контура до уровня срабатывания САОЗ НД, требуются действия оператора по выводу насоса САОЗ ВД из работы и управления давлением в системе первого контура.