

СУДОВЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ, СИСТЕМЫ И УСТРОЙСТВА

УДК 629.12-8:621.039

В. И. Королев,
канд. техн. наук, проф.;

А. Ю. Ластовцев,
канд. техн. наук, проф.

ПОВЫШЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ПЛАВУЧИХ ОБЪЕКТОВ ЗА СЧЕТ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ, ПРЕДОТВРАЩАЮЩИХ ВЫХОД ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

INCREASE SAFETY OF NUCLEAR FACILITIES BY FLOATING IMPROVEMENT OF SECURITY SYSTEMS, LEAKAGE OF THE COOLANT IN THE ENVIRONMENT

Рассмотрены вопросы анализа совершенствования систем безопасности судовых реакторных установок, которые предназначены для предотвращения выхода теплоносителя за пределы контура циркуляции, защитную оболочку и окружающую среду. Разработана логическая структурная связь возможного развития аварии и последующего введения предусмотренных проектом систем безопасности, обеспечивающих минимальные последствия от аварии. На всех плавучих объектах выполнено несколько уровней эшелонированной защиты, предотвращающей выход теплоносителя в окружающую среду. Каждый последующий уровень вводится в случае не достаточной отработки предыдущего. Таким образом, выход активных изотопов в окружающую среду — маловероятное событие. Показано, что эволюция систем безопасности идет от активного принципа работы к пассивному, что повышает надежность их отработки в аварийных ситуациях. Новые системы безопасности вводятся на судах с ЯЭУ для недопущения аварийных ситуаций, которые уже произошли на действующих атомных судах или при ужесточении Международных и Российских требований к безопасности ядерных объектов.

The problems of analysis of improving the safety systems for ships reactor facilities, which are designed to prevent the escape of coolant outside circuit, protective cover and the environment are considered. Developed logical structural relationship of possible development of the accident and the subsequent introduction of safety systems provided by the project to ensure minimal impact from the accident. On all floating objects a few levels are executed of the echeloned defence, preventing the exit of coolant-moderator in an environment. Every subsequent level is entered in case of the not sufficient working off previous. Thus an exit of active isotopes in an environment is an improbable event. It is shown that the evolution of security systems comes from the active to the passive principle of operation, which increases the reliability of their working in emergency situations. New security systems are introduced on ships with nuclear power installations in order to avoid accidents that have already occurred at operating nuclear ships or at increasing international and Russian requirements for the safety of nuclear facilities.

Ключевые слова: глубокоэшелонированная защита, система безопасности, ухудшение теплоотвода, аварийное охлаждение, развития аварии, аварийная проливка, защитная оболочка, водородная обстановка, запроектная авария.

Key words: defense in depth, safety system, deterioration of the heat sink, emergency cooling of the accident, emergency spilling, protective shell, hydrogen atmosphere, beyond design, basis accident.



ВАРИЯ на АЭС «Фукусима-1» 11 марта 2011 г. привела к выбросу значительного количества радиоактивных изотопов в окружающую среду и Мировой океан. На АЭС были установлены реакторы типа BWR, построенные по проекту американской фирмы «General Electric». Анализ данной трагедии показывает, что системы безопасности этого реактора

не были способны предотвратить выход теплоносителя в окружающую среду и не были учтены особенности места установки данного объекта. Аварии был присвоен самый высокий седьмой уровень (крупная авария) по Международной шкале INES [1], [2].

В России в 2000 г. были приняты «Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов» (ПБЯ-С) НП-029-01 [3]. В соответствии с данным нормативным документом, основной целью обеспечения ядерной и радиационной безопасности плавучего объекта с ядерной установкой является недопущение выхода теплоносителя за пределы контура циркуляции в окружающую среду при надежном контроле и управлении реактивностью. Все ядерные объекты проектируются и эксплуатируются с последовательными эшелонами защиты. Предполагается, что существенные последствия на площадке и за ее пределами могут наступить только после нарушения всех эшелонов защиты. Такое построение мер безопасности получило название *глубокоэшелонированная защита*.

Выход теплоносителя за пределы контура циркуляции возможен при развитии конструктивных дефектов в трубопроводах, арматуре и оборудовании первого контура, а также при аварийном повышении давления в циркуляционном контуре реакторной установки. На рис. 1 приведена схема возможного развития аварии и последующие процедуры введения предусмотренных проектом систем безопасности, обеспечивающих минимальные последствия от аварии.

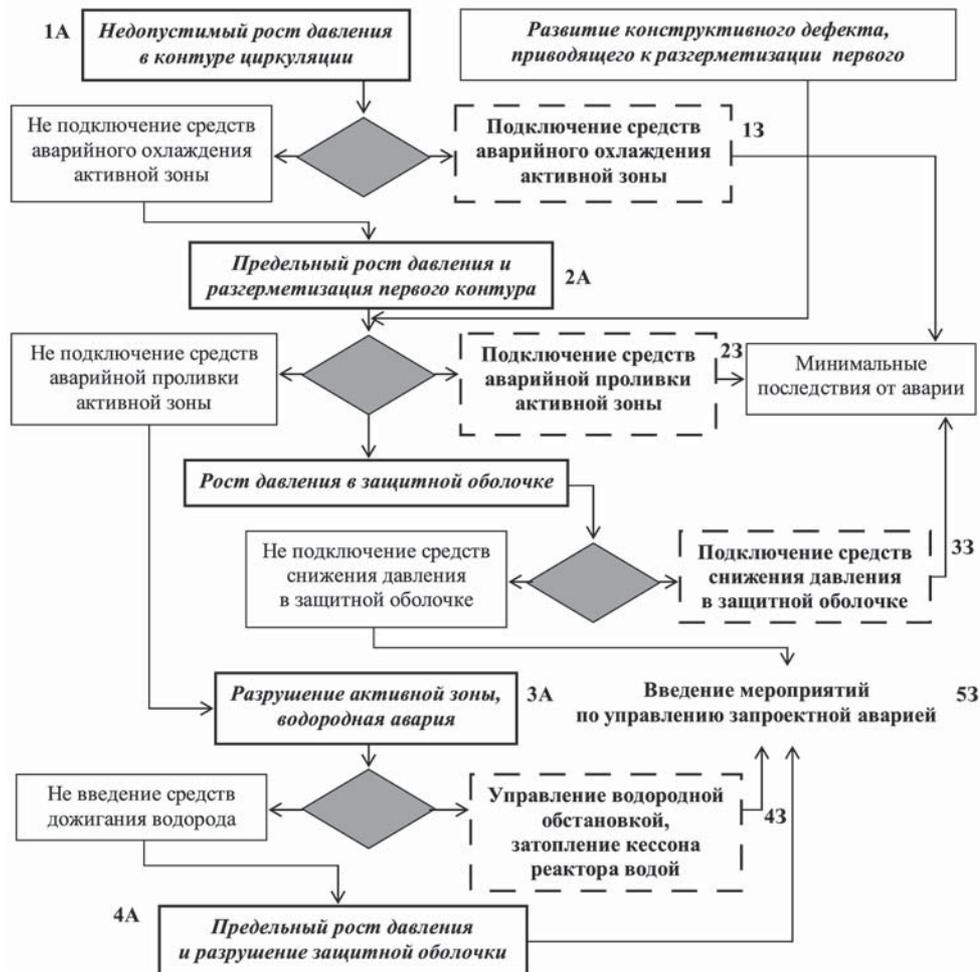


Рис. 1. Схема возможного развития аварии и последующего введения предусмотренных проектом систем безопасности, обеспечивающих минимальные последствия от аварии

Допустим, в процессе эксплуатации возникла аварийная ситуация, приводящая к росту давления в контуре циркуляции (например, из-за ухудшения теплоотвода от активной зоны). Данная ситуация на рис. 1 обозначена как 1А. Для предотвращения развития негативных последствий

необходимо незамедлительное введение дополнительных средств, обеспечивающих снижение давления в контуре циркуляции (например, ввод системы аварийного расхолаживания) [4]. Эти защитные средства на рис. 1 обозначены 1З. Однако возможна ситуация, когда дополнительные средства (1З) не подключились полностью или частично и давление продолжало увеличиваться до достижения предельного значения по условиям прочности наиболее слабого участка первого контура. В результате происходит разгерметизация первого контура и выход парогазовой смеси (ПГС) в объем защитной оболочки (ЗО); возникает аварийная ситуация 2А (рис. 1). Для предотвращения обезвоживания активной зоны необходимо своевременное подключение системы аварийной проливки активной зоны [5], т. е. использование средства защиты 2З (рис. 1). В свою очередь, выход парогазовой смеси из реакторной установки приведет к росту давления в ЗО, поэтому для того, чтобы не допустить ее разрыв, необходимо ввести средства снижения давления в ЗО [4]. На рис. 1 эти средства защиты обозначены 3З.

Если средства аварийной проливки не подключатся, то произойдет осушение активной зоны и интенсивность теплоотвода от активной зоны резко ухудшится (охлаждение за счет естественной конвекции воздуха), что приведет к ее перегреву и разрушению, вплоть до образования коридора (на рис. 1 аварийная ситуация обозначена 3А).

Чрезмерный разогрев активной зоны дополнительно связан с прохождением ряда химических процессов, которые приводят к образованию водорода. Наиболее опасна ситуация, когда водород вместе с кислородом воздуха образует взрывоопасный гремучий газ. Для предотвращения образования гремучего газа необходимо введение средств управления водородной обстановкой [6] и системы затопления кессона реактора водой — средств защиты 4З. Не введение в действие средств управления водородной обстановкой может привести к разрушению защитной оболочки и защитного ограждения, т. е. аварийной ситуации 4А. В этом случае необходимо проведение мероприятий по управлению данной запроектной аварией — 5З (см. рис. 1).

Глубина защиты от наихудшего сценария развития аварии по разрушению барьеров безопасности составляет четыре последовательно включаемые группы систем безопасности. Такая глубина защиты соответствует международным требованиям к уровню безопасности ядерных объектов. Возникновение приведенной цепи аварий (наихудшего сценария развития аварийной ситуации) на действующих проектах плавучих объектов — весьма маловероятное событие. Однако международные и российские требования к безопасности ядерных установок непрерывно повышаются, а это, в свою очередь, требует комплексного подхода к безопасности действующих и вновь вводимых ядерных установок. Для минимизации возможных последствий в цепочке событий, рассмотренных на рис. 1, служат защитные и локализирующие системы безопасности по классификации [7]. Необходимо введение защитных систем, обеспечивающих отвод остаточных тепловыделений от активной зоны и аварийную проливку активной зоны. Также требуется подключение локализирующих систем для снижения аварийного давления в защитной оболочке и затопления кессона реактора водой.

Аварийное расхолаживание (защитное средство 1З на рис. 1) осуществляется при прохождении сигнала аварийной защиты. При этом конструктивные решения должны обеспечивать высокую надежность включения и работоспособность системы аварийного расхолаживания. Первоначально предполагалось, что наличие двух независимых каналов расхолаживания обеспечивает высокую надежность расхолаживания при всех вероятных событиях [7]. Однако на а/л «Сибирь» возникла аварийная ситуация с полным обесточиванием ЯЭУ, в результате которой средства аварийного расхолаживания в течение длительного периода времени не были подключены. Данная ситуация показала, что существующие на атомных судах системы расхолаживания не в полной мере отвечают высоким требованиям безопасности. В результате возникла задача разработать систему аварийного расхолаживания, которая могла бы функционировать в любых условиях, вплоть до длительного полного обесточивания ЯЭУ. Важность этой задачи еще раз была подтверждена аварией на АЭС «Фукусима-1» [2]. Развитие систем аварийного расхолаживания активной зоны на плавучих объектах с ядерной установкой приведено на рис. 2.

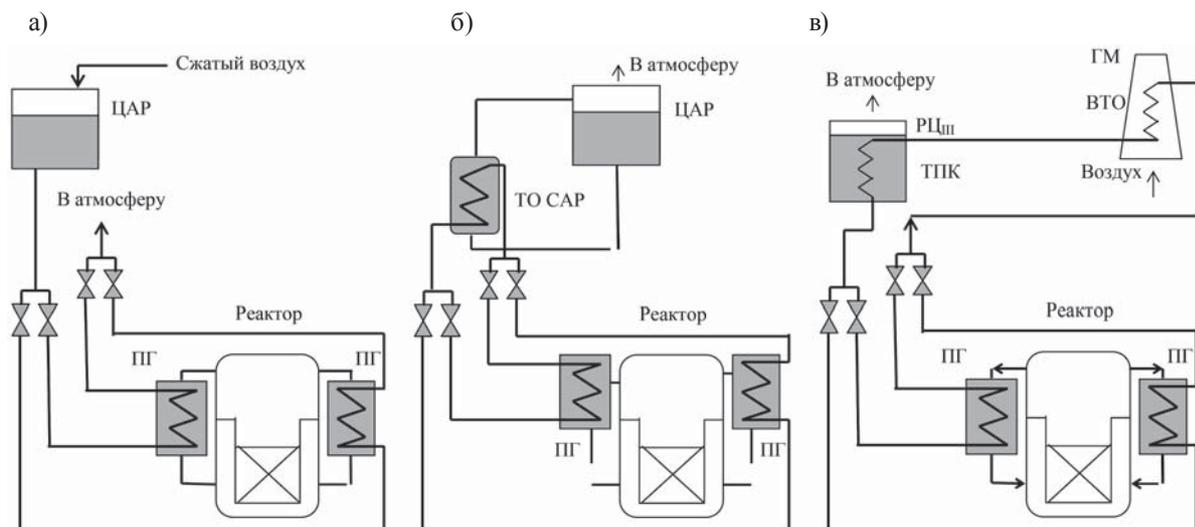


Рис. 2. Развитие систем аварийного расхолаживания на плавучих объектах с ЯУ с отводом теплоты к атмосферному воздуху:

- а — пассивный канал САР с использованием сжатого воздуха и отводом теплоты к атмосферному воздуху;
- б — пассивный канал САР с использованием промежуточного теплообменника и отводом теплоты к атмосферному воздуху;
- в — пассивный канал САР с использованием теплообменника охлаждаемого воздухом и отводом теплоты к атмосферному воздуху

Впервые на а/л («Ямал», «Таймыр») была установлена штатная пассивная система аварийного расхолаживания (САР), которая включалась автоматически при снижении давления пара за парогенераторами $p_{\text{пр}} \leq 0,4$ МПа — рис. 2 а. Затем подобные системы были внедрены на уже эксплуатируемых атомных судах. В этих системах вода поступает из двух цистерн аварийного расхолаживания (ЦАР), емкостью по $1,25 \text{ м}^3$ каждая. Во время прокачивания охлаждающей воды через ПГ теплоноситель циркулирует в первом контуре за счет естественной циркуляции (ЕЦ) [4], [8]. Электропитание контрольно-измерительной аппаратуры осуществляется от аккумуляторных батарей.

Основным ограничением длительности расхолаживания реакторной установки (РУ) в режиме ЕЦ в первом контуре при полном обесточивании ЯЭУ является наличие запасов охлаждающей воды (в ЦАР, деаэраторе), а также повышение температуры под крышкой циркуляционного насоса первого контура (ЦНПК) более чем до $100 \text{ }^\circ\text{C}$.

Дальнейшее развитие пассивная система расхолаживания реактора получила при проектировании плавучего энергоблока (ПЭБ) плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) [4] — рис. 2 б. При этом были заданы дополнительные требования к повышению надежности расхолаживания активной зоны при аварии с обесточиванием энергетической установки. В данной пассивной системе между парогенераторами и ЦАР установлен промежуточный теплообменник системы аварийного расхолаживания (ТО САР), в который поступает охлаждаемая среда из парогенераторов. Охлаждение этой среды осуществляется водой, поступающей из ЦАР. Нагретая в ТО САР вода поступает в ЦАР за счет ЕЦ. Вода ЦАР постепенно испаряется с передачей теплоты атмосферному воздуху. Охлаждаемая в ТО САР пароводяная смесь из парогенераторов конденсируется и доохлаждается в ТО САР, а затем возвращается в парогенераторы. Циркуляция теплоносителя в реакторной установке, охлаждаемой среды в парогенераторах и охлаждающей воды в ЦАР, осуществляется за счет ЕЦ. Система включается при падении давления пара за парогенераторами и повышении давления в первом контуре со срабатыванием гидроуправляемого пневмораспределителя (ГУП) при давлении $(19,1 \pm 0,5)$ МПа. Данная система рассчитана на расхолаживание в течение примерно 12 ч.

На рис. 2 в приведена схема пассивного канала САР с использованием теплообменника, охлаждаемого за счет естественной конвекции атмосферного воздуха. Такую систему предполагается установить на атомном ледоколе нового поколения. Здесь среда (пар, паровоздушная смесь (ПВС), горячая вода), поступающая из парогенераторов, охлаждается в воздушном теплообменнике (ВТО), расположенном в воздуховоде грот-мачты. Затем конденсат доохлаждается в теплообменнике промежуточного контура, размещенном в расширительной цистерне третьего конура (РЦ_{III}). Таким образом, развитие систем защиты первого уровня (13 рис. 1) осуществлялось с целью повышения надежности их функционирования в наиболее вероятных ситуациях.

Опыт эксплуатации ядерных объектов показывает, что помимо активных требуется введение пассивных систем аварийного расхолаживания. При этом важнейшую роль начинают играть именно пассивные системы расхолаживания. Их функционирование высоконадежно, поскольку связано с естественными физическими закономерностями (естественная циркуляция, естественная конвекция). Кроме того, технические решения по повышению надежности систем первого уровня направлены на увеличение времени аварийного расхолаживания за счет увеличения запаса охлаждающей воды, которая может быть использована для расхолаживания.

Аварийная проливка активной зоны требует подключения защитных систем второго уровня (23 на рис. 1). Впервые штатная система аварийной проливки была установлена на а/л «Россия». Поводом к ее созданию послужила авария на АПЛ «К-19». Затем данная система была установлена на все предыдущие («Арктика», «Сибирь») и последующие а/л («Советский Союз», «Ямал»). Аварийная проливка здесь осуществляется за счет подачи чистой воды в реактор при помощи турбопитательных насосов, предварительно перестроенных на аварийную проливку — см. рис. 3 а. Вода на проливку поступает из теплых ящиков и деаэратора и подается турбопитательными насосами по двум каналам в напорную и сливную камеры реактора. На а/л «Гаймыр», «50 лет Победы» и а/л «Севморпуть» проливка производится специальными проливочными насосами (Н_{пр}) с возможностью подключения резервных питательных насосов (РПН) — рис. 3 б.

Дальнейшее развитие системы второго уровня защиты получили в последующих проектах РУ плавучих объектов с ЯЭУ (ПЭБ «Академик Ломоносов» и атомный ледокол нового поколения ЛК-60 проекта 22220) [9]. Здесь активно используются пассивные подсистемы безопасности. Пассивная подсистема аварийного охлаждения активной зоны РУ работает без потребления энергии извне и ограничения по времени с любого уровня мощности при ЕЦ теплоносителя по всем контурам. При этом решаются технические задачи поддержания запаса воды в активной зоне при высоком и низком давлении.

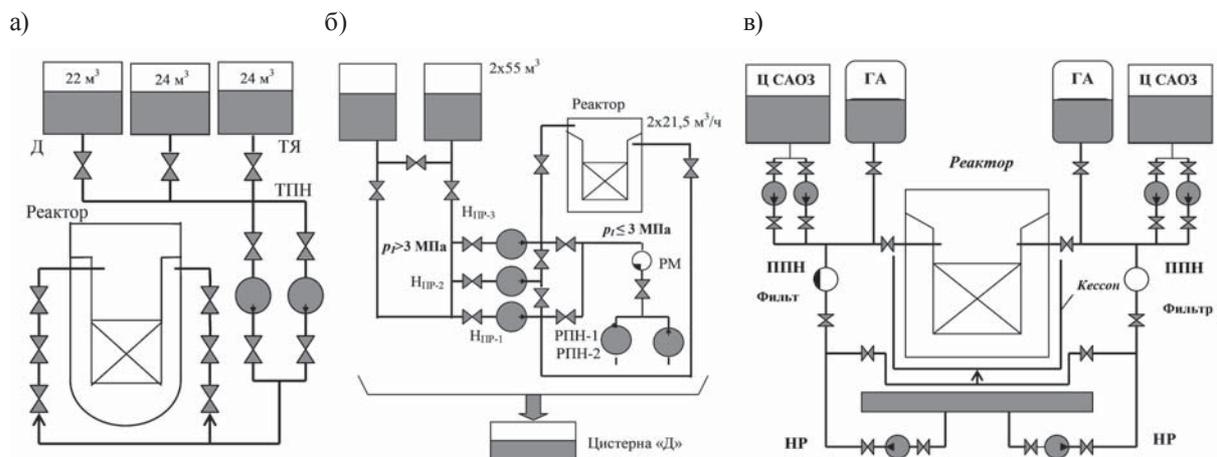


Рис. 3. Развитие системы аварийное охлаждение активной зоны при разгерметизации первого контура:

- а — пассивная подсистема высокого давления САОЗ с гидроаккумуляторами;
- б — активная система аварийного впрыска во всем диапазоне давлений — подсистема высокого давления САОЗ с ППН;
- в — активная система аварийного впрыска при низком давлении — подсистема низкого давления САОЗ с насосом рециркуляции

На ПЭБ «Академик Ломоносов» используются активные и пассивные системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) — рис. 3 *в*, объем воды в которых составляет $2 \times 10 \text{ м}^3$, что позволяет обеспечить подачу воды в реактор с помощью подпиточных насосов (ППН) в течение не менее 8 ч — активный канал. Объем воды в гидроаккумуляторах (ГА) составляет $2 \times 4 \text{ м}^3$, что обеспечивает поддержание активной зоны реактора под заливом теплоносителя еще в течение не менее 1,4 ч — пассивный канал (используется гидростатический напор воды в гидроаккумуляторе). На всасывание насоса рециркуляции (НР) поступает вода с днища реакторного помещения, охлажденная на стенках бака металловодной защиты при работе третьего контура, или из барботажной цистерны. Подключение насоса рециркуляции персоналом позволяет обеспечить дальнейшее охлаждение активной зоны. В проекте РУ ПЭБ предусматривается возможное перетекание проектной аварии (разгерметизация первого контура) в запроектную (не обрабатывает система аварийного охлаждения активной зоны).

В развитие подходов к проектированию защитных систем второго уровня также наблюдается стремление к сочетанию активных и пассивных систем проливки. При этом первым техническим решением было использование для принудительной подачи воды в реактор штатных турбопитательных насосов, что не требует установки дополнительного оборудования. Однако последующие проекты предполагают использование специальных проливочных насосов, что обеспечивает автономность проливки. Дальнейшего повышения надежности обработки защитных систем второго уровня добиваются за счет сочетания активной проливки с использованием штатных подпиточных насосов и пассивной подачи воды в реактор из гидроаккумуляторов под действием гидростатического напора.

Для снижения давления в защитной оболочке используются защитные системы третьего уровня (3З на рис. 1). Для атомных ледоколов была спроектирована система снижения давления в защитной оболочке (СОЗО), которая обеспечивает подачу распыленного дистиллята в аппаратное помещение, а также слив воды из аппаратной в помещение цистерн жидких радиоактивных отходов. Снижение давления в защитной оболочке осуществляется за счет конденсации пара на водяных струях системы орошения защитной оболочки, а также на холодных поверхностях оборудования. Напорный трубопровод (оросительное кольцо) с форсунками системы СОЗО установлен в верхней части аппаратного помещения — рис. 4 *а*. Специальные форсунки орошают баллоны газа высокого давления. Недостатком данной системы является наличие стравливающего клапана АС-I, который при недопустимом повышении давления в 3О автоматически сбрасывает парогазовую смесь (ПГС) в атмосферу.

На алв «Севморпуть» используется барботажная система с подключением дополнительных объемов (специального коффердама). При повышении давления в защитной оболочке срабатывают предохранительные заглушки, разделяющие оболочку и специальный коффердам. Далее пароводяная смесь (ПВС) поступает в барботажную цистерну. Таким образом, выброса ПВС в окружающую среду не происходит.

В отличие от атомных судов система снижения аварийного давления (ССАД) в защитной оболочке, установленная на ПЭБ «Академик Ломоносов», является системой пассивного принципа действия [10], что повышает ее надежность — рис. 4 *б*. Здесь конденсация пара происходит на поверхности секций теплообменника (ТО) ССАД, расположенного внутри 3О. Отданная при конденсации теплота отводится охлаждающей водой, циркулирующей по внутреннему водяному контуру, через ЦАР в атмосферу за счет нагрева и выпаривания воды ЦАР. Образовавшийся на поверхности ТО конденсат стекает на пол аппаратного помещения, собирается на поверхностях конденсатосборников и отводится в систему заполнения кессона реактора водой. Циркуляция воздуха через ТО в режиме снижения давления — естественная.

В развитии защитных систем третьего уровня также наблюдается тенденция к переходу от активных к пассивным системам безопасности. В проекте ПЭБ используется естественная циркуляция воды ЦАР и естественная циркуляция воздуха через теплообменник. Для снижения давления в реакторном помещении установлена барботажная емкость. Кроме того, в новых проектах не допускается сброс ПГС в окружающую среду.

На рис. 4 показано развитие систем снижения давления в ЗО плавучих ядерных объектов.

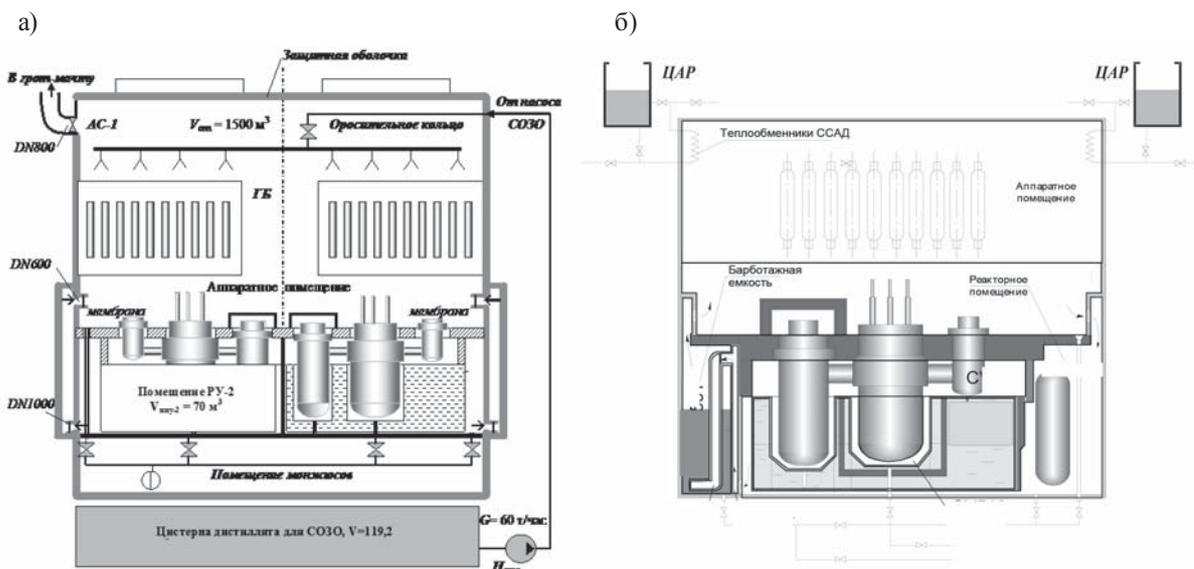


Рис. 4. Развитие систем снижения давления в ЗО:

а — принципиальная схема системы орошения защитной оболочки атомных ледоколов;

б — принципиальная схема ССАД ПЭБ

Если система аварийного охлаждения активной зоны не отработала, то развивается более тяжелая авария с образованием водорода в результате термохимических взаимодействий материалов активной зоны и других внутриреакторных конструкций с паром. Генерация водорода начинается примерно через 3 ч после начала аварии. При этом основным источником водорода является процесс окисления паром циркония, он составляет ~ 53 . Около 40 % водорода получается при взаимодействии пара со сталью и 7 % с карбидом бора.

На построенных атомных судах не было предусмотрено средств для управления водородной обстановкой. Однако современные требования к плавучим объектам с ЯУ ужесточены и требуют введения на проектах средств управления водородной обстановкой в тяжелой аварии — защитных средств четвертого уровня (4З — рис. 1).

На строящемся ПЭБ «Академик Ломоносов» управление водородной обстановкой осуществляется следующими способами [6]:

- вводится система каталитического дожигания водорода в помещениях ЗО, которая обеспечивает каталитическую рекомбинацию водорода и кислорода и снижение концентраций гремучей смеси в помещениях до безопасных пределов;
- нейтрализуется атмосфера ЗО путем снижения концентрации кислорода до 5 ... 10 % объема путем каталитического сжигания кислорода;
- нейтрализуется атмосфера ЗО за счет повышения концентрации азота.

Система заполнения кессона реактора водой является средством управления тяжелой за-проектной аварией и предназначена для защиты корпуса реактора от проплавления в авариях, связанных с перегревом и расплавлением активной зоны. Данная система, впервые используемая на ПЭБ «Академик Ломоносов», вводится при потере теплоносителя и невозможности подать воду в реактор, когда все возможные средства подачи воды на охлаждение активной зоны исчерпаны и происходит перегрев топлива. При этом производится монтаж съемного трубопровода. Система обеспечивает охлаждение нижней части корпуса реактора. Кроме этого она выполняет локализующие функции безопасности. В состав системы входят конденсатор-борник, четыре стока с механическими фильтрами, трубопроводы с арматурой и средства измерения.

Обобщая проведенный в данной работе анализ развития систем безопасности, предотвращающих выход теплоносителя в окружающую среду на плавучих объектах с ядерной установкой, а также материалы ранее опубликованных работ [11] – [13], можно сделать следующие выводы:

1. Совершенствование систем безопасности идет по принципу увеличения их надежности и продолжительности работы. При этом предпочтение отдается пассивным системам безопасности и, там где необходимо, сочетанию активных и пассивных средств безопасности.

2. Проектирование новых систем безопасности связано с недопущением аварийных ситуаций, которые уже произошли на действующих плавучих объектах с ЯУ, и ужесточением международных и российских требований к безопасности ядерных объектов.

3. Безопасность ядерного объекта целесообразно повышать не за счет наращивания количества новых систем, а за счет полифункциональности имеющихся или вновь вводимых систем безопасности.

Список литературы

1. *Королев В. И.* Особенности развития аварии на АЭС «Фукусима-1» / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — Ч. 2. — СПб: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2012. — С. 60–62.

2. *Королев В. И.* К вопросу об аварии на АЭС «Фукусима» / В. И. Королев // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — СПб: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2011. — С. 355–357.

3. Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов (ПБЯ-С) НП-029-01. — М.: Госатомнадзор России, 2001. — 65 с.

4. *Королев В. И.* Организация циркуляции сред для нормального и аварийного охлаждения активной зоны атомных плавучих объектов: учеб. пособие / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев, В. А. Малышев. — СПб.: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2012. — 140 с.

5. *Королев В. И.* Судовые ядерные паропроизводящие установки: учеб.-метод. пособие к курсовому и дипломному проектированию / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев. — СПб.: Изд-во ГУМРФ им. адм. С. О. Макарова, 2013. — 132 с.

6. *Королев В. И.* Водородная безопасность на атомных ПЭБ / В. И. Королев // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — СПб.: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2011. — С. 358–359.

7. Правила классификации и постройки атомных судов и плавучих сооружений. — СПб.: Российской морской регистр судоходства, 2008. — 133 с.

8. *Королев В. И.* Изменение давления в главном паропроводе и за питательными насосами ЯЭУ атомного ледокола при маневрировании / В. И. Королев // Сб. науч. тр. проф.-преп. сост. Государств. ун-та морского и речного флота им. адм. С. О. Макарова. — СПб.: Изд-во ГУМРФ им. адм. С. О. Макарова, 2014. — С. 81–85.

9. *Королев В. И.* Развитие систем аварийного охлаждения активной зоны в проекте атомного плавучего энергоблока / В. И. Королев // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — СПб.: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2011. — С. 364–367.

10. *Королев В. И.* Пассивная система снижения аварийного давления в защитной оболочке плавучего энергоблока ПАТЭС «Академик Ломоносов» / В. И. Королев // Сб. науч. тр. проф.-преп. сост. Государств. ун-та морского и речного флота им. адм. С. О. Макарова — СПб: Изд-во ГУМРФ им. адм. С. О. Макарова, 2014. — С. 85–90.

11. *Королев В. И.* Планомерное повышение безопасности атомных ледоколов — актуальное требование нашего времени / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев // Научно-технический сборник Российского морского Регистра судоходства. — 2014. — Декабрь. — № 37. — С. 35–38.

12. *Королев В. И.* Тенденции в развитии систем безопасности на плавучих объектах с ЯЭУ / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев, Д. А. Барышников // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — Ч. 2. — СПб.: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2012. — С. 65–67.

13. *Королев В. И.* Технические решения по недопущению выход теплоносителя в окружающую среду на Российских плавучих объектах с ЯЭУ / В. И. Королев, А. Ю. Ластовцев // Науч.-техн. конф. проф.-преп. сост., науч. сотр. и курсантов: тез. докл. — Ч. 2. — СПб.: Изд-во ГМА им. адм. С. О. Макарова, 2012. — С. 63–65.

УДК 629.543+ 62-621.2

И. В. Чепалис,
асп.

ПРОБЛЕМЫ УСТОЙЧИВОЙ РАБОТЫ ГАЗОДИЗЕЛЕЙ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ЕСТЕСТВЕННО ИСПАРИВШЕГОСЯ ГРУЗА МЕТАНОВОЗОВ В КАЧЕСТВЕ ТОПЛИВА

PROBLEMS OF STABLE OPERATION OF DUAL FUEL ENGINES BY USING NATURAL BOIL-OFF GAS AS FUEL ON LNG CARRIERS

Рассмотрен один из эффективных методов утилизации испаряющегося груза метановозов — использование его в качестве топлива для газодизельного электрического пропульсивного комплекса. Ввиду чувствительности двигателей пропульсивного комплекса к качеству топлива, необходимо прогнозирование их устойчивой работы, что определяет надежность утилизации паров груза и стабилизацию давления в грузовых танках. Обоснованы критерии качества газа и их допустимые пределы, прояснены причины отказов газодизелей при содержании значительного количества азота в естественно испарившемся грузе. Объяснены проблемы смазки газодизелей при компенсации недостающей мощности за счет сжигания остаточных и дистиллятных сортов топлива в газодизелях. Выбран критерий оценки баланса испарения/потребления газа. Представлены качественные зависимости баланса теплоты от состава испаряющегося груза при изменении суточного коэффициента испарения для метановоза объемом грузовых танков 155000 м³.

One of the efficient methods of boil-off gas treatment - it's usage as a fuel for dual fuel diesel electric propulsion of LNG carrier was reviewed. Because of dual fuel engines are sensitive to gas fuel quality, forecast of stable operation is required, this defines reliable utilization of boil-off gas and cargo tanks pressure stabilization. Gas quality criteria and permissible range were grounded; dual fuel engine failures due to high nitrogen content in boil-off gas were explained. Lubrication problems of dual fuel engines due to power compensation by using heavy fuel oil and marine diesel oil as a fuel were explained. Criterion for evaluation balance of evaporated/consumed gas was chosen. Quality graphs of heat balance and boil-off gas composition by varying boil-off rate for LNG carriers with a cargo tank capacity of 155,000 m³ were showed.

Ключевые слова: сжиженный природный газ (СПГ), метановоз, газодизельный электрический пропульсивный комплекс, низшая теплота сгорания, естественно испарившийся груз (ЕИГ).

Key words: liquefied natural gas (LNG), liquefied natural gas carrier (LNGC), dual fuel diesel electric (DFDE), inferior calorific value, natural boil-off gas.



ЭФФЕКТИВНЫМ методом стабилизации давления в грузовых танках метановозов является использование в энергетической установке судна испаряющегося груза в качестве топлива. Изначально метод был реализован на паротурбинной установке (ПТУ), где испарившийся газ сжигался в котле. В 2006 г. газодизельный электрический пропульсивный комплекс был установлен на ряд метановозов компании Gaz de France и BP Shipping [1]. В настоящее время