

Аварийные ситуации на атомных электростанциях, пути их предупреждения и ликвидации последствий

О. А. Устинов, Л. П. Суханов, С. А. Якунин, Л. Н. Растунов

ОЛЕГ АЛЕКСАНДРОВИЧ УСТИНОВ — доктор химических наук, главный научный сотрудник ВНИИ неорганических материалов (ВНИИНМ) им. акад. А.А. Бочвара. Область научных интересов: высокотемпературные процессы в неорганических расплавах, газоочистка.

ЛЕОНИД ПЕТРОВИЧ СУХАНОВ — кандидат технических наук, заместитель директора отделения ВНИИНМ. Область научных интересов: разработка процессов переработки радиоактивных отходов.

СЕРГЕЙ АЛЕКСАНДРОВИЧ ЯКУНИН — инженер-технолог ВНИИНМ. Область научных интересов: газоочистка, высокотемпературные процессы в неорганических расплавах.

ЛЕОНИД НИКОЛАЕВИЧ РАСТУНОВ — кандидат химических наук, ведущий научный сотрудник ВНИИНМ. Область научных интересов: радиоактивные аэрозоли, иод, инертные газы в газообразных радиоактивных отходах предприятий атомной энергетики и промышленности, защита атмосферы от радиоактивных загрязнений и вредных химических веществ.

123060 Москва, ВНИИНМ, а/я 369, тел. (095)190-82-13, факс (095)196-41-68.

Вероятность аварий на атомных электростанциях.

Постановка проблемы и работ по снижению риска аварий

Функционирование объектов атомной энергетики сопряжено с потенциальной опасностью загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами, которая может реализоваться в случае аварийной ситуации на объекте.

В соответствии с рекомендациями Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) установлены семь степеней опасности аварийных ситуаций на ядерных объектах [1]: незначительные происшествия; происшествия средней тяжести; серьезные происшествия; аварии в пределах атомных электростанций (АЭС); аварии с риском для окружающей среды; крупные аварии; тяжелые аварии. Первые три уровня относятся к происшествиям (инцидентам), последние четыре уровня соответствуют авариям. Развитие тяжелых аварий на АЭС возможно при некоторых весьма маловероятных состояниях атомной станции, выходящих за рамки условий проектных аварий, когда возникают многочисленные отказы систем безопасности, что может привести к значительному повреждению активной зоны реактора [1, 2]. По общим положениям обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97) [3] тяжелая, или запроектная авария — это авария, вызванная не предусмотренными для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности (сверх единичного отказа) и принятием персоналом ошибочных решений, реализация которых может привести к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны реактора.

Несмотря на то, что при проектировании АЭС в максимально возможной степени предусматриваются необходимые меры безопасности, полностью исключить аварии невозможно. Тем не менее продолжительное время считалось, что атомная энергетика яв-

ляется одним из наиболее безопасных направлений промышленной деятельности человека. Малую вероятность тяжелых аварий показывали расчеты по методу вероятностного анализа безопасности, получившему широкое распространение в реакторостроении после публикации в 1975 г. доклада Расмуссена «Исследование безопасности реакторов» [4]. По расчетам, выполненным в рамках этого метода для АЭС США, вероятность тяжелой аварии с расплавлением активной зоны для реакторов типа PWR (Pressurized Water Reactor — реактор с водой под давлением) изменяется от 10^{-3} до 10^{-6} [5]. При наличии 100 работающих реакторов вероятность аварии с расплавлением активной зоны составляет $5 \cdot 10^{-5}$ на одну установку в год. Вероятность аварии, которая может принести материальный ущерб в размере 1 млрд. долларов, равна 10^{-6} на одну установку в год. Максимальный ущерб в 14 млрд. долларов может причинить авария, вероятность которой не превышает 10^{-9} на одну установку в год [6].

Однако тяжелые аварии, произошедшие на атомных электростанциях в США (Три-Майл-Айленд, 1979 г.) и в СССР (Чернобыль, 1986 г.), во многом изменили мнение о безопасности АЭС. Последствием аварии на Чернобыльской АЭС было расплавление активной зоны, сопровождавшееся выходом топлива за пределы корпуса реактора, повреждением защитной оболочки и выбросом продуктов деления ядер в окружающую среду. Ущерб от аварии составил более 2 млрд. руб. [7], а следствием ее явилось негативное отношение к атомной энергетике.

В связи с указанными событиями обострилось внимание к проблеме предотвращения аварий на ядерных реакторах и обеспечения радиационной защиты населения. Возникли вопросы по усовершенствованию аварийной защиты на действующих реакторах и созданию нового поколения реакторов повышенной безопасности. (Подсчитано, что примерно 10% средств, расходуемых на эксплуатацию современного ядерного реактора, направляются на

обеспечение надежности эксплуатации и на предотвращение аварий.)

После аварии 1979 г. в США был создан Национальный научно-исследовательский совет и составлен план реализации программы по исследованию крупных аварий на АЭС [8]. Была поставлена задача: разработать конструктивные мероприятия, снижающие последствия аварии в случае расплавления активной зоны ядерного реактора. Особое внимание уделялось устройствам для локализации расплавленной активной зоны и защитным оболочкам, системам фильтрации и отвода продуктов деления ядер.

Впоследствии эти работы были расширены, и в 1983 г. Комиссия по нормированию ядерной технологии США (NRC — Nuclear Regulatory Commission) опубликовала долгосрочный план широкомасштабных экспериментальных и теоретических научно-исследовательских работ по вопросам безопасности АЭС, в основном, с легководными реакторами. В программу исследований входили следующие вопросы: оценка вероятности гипотетических аварий, анализ развития крупной аварии, действия операторов во время аварии, выход радионуклидов из поврежденного твэла (тепловыделяющего элемента) и распространение их по помещениям АЭС; генерация водорода и контроль за его количеством; взаимодействие расплавленной активной зоны с конструкционными материалами; надежность защитной оболочки АЭС; утечка радионуклидов из полости защитной оболочки в окружающую среду (возможные повреждения защитной оболочки); контроль за продуктами деления, вышедшими из поврежденной активной зоны реактора; разработка программы по изучению и снижению риска. Общая стоимость работ по изучению гипотетических аварий была оценена в 209,2 млн. долларов на 5 лет [9].

Данная программа научных исследований находилась в тесной связи с другими программами NRC по изучению крупных аварий, в частности, с программой IDCOR (Industry Degraded Core Rule Making Program — промышленные правила установления разрушения активной зоны реактора).

Исследования по программе IDCOR были вызваны несоответствием между реальными последствиями аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» и прежними расчетными оценками подобных аварий. Предыдущие оценки последствий гипотетических аварий, в частности, данные отчета Расмуссена [4], признаны консервативными, вследствие чего возникла необходимость уточнения расчетных оценок. В 1984 г. были опубликованы результаты продолжавшихся более трех лет исследований по программе IDCOR, в выполнении которой участвовало более 60 организаций США, Японии, Финляндии и Швеции. Было заключено 23 контракта по 50-ти научно-техническим проблемам, связанным с гипотетическими авариями. На проведение научно-исследовательских работ было затрачено 15 млн. долларов [9].

За рубежом были развернуты многопрофильные исследования безопасности АЭС, часть из них приобрела международный масштаб (LACE-ACE (LWR Aerosol Containment Experiments — Advanced Containment Experiments — исследования поведения аэрозолей в противоаварийной оболочке реакторов LWR); LOFT (Loss of Fluid Test Facility — установка для ис-

следований тяжелых аварий); MAAP (Modular Accident Analysis Program — модульная программа для расчета аварий на АЭС); PISC (Programme for the Inspection of Steel Components — программа исследования стальных компонент); IRS (Incident Reporting System — информационная система по инцидентам (аварийным ситуациям) и др. [10].

В нашей стране до аварии в Чернобыле работы по исследованию безопасности АЭС велись почти в полном отрыве от остального мира и были ограничены анализом только проектных аварий. Уроки Чернобыля показали необходимость наличия базы знаний о возможных тяжелых авариях. В виду отсутствия такой базы данных единственной возможностью провести в короткие сроки огромный комплекс работ было немедленное включение в международную кооперацию и адаптация разработанных на Западе расчетных программ к отечественным условиям для обоснования проектов отечественных АЭС нового поколения.

Авария на Чернобыльской АЭС не изменила направленности НИР и ОКР, а подтвердила необходимость их продолжения. Проведены экспериментальные и расчетные исследования по обоснованию разработки проектов отечественных АЭС нового поколения, которые позволили ликвидировать разрыв в проектных обоснованиях отечественных и зарубежных АЭС [11].

Роль защитной оболочки реактора в обеспечении безопасности атомной электростанции

Защитная оболочка ядерного реактора (контейнер) — важнейший элемент по обеспечению безопасности реактора, препятствующий распространению радиоактивных компонентов топлива в окружающую среду. Роль защитной оболочки существенно возрастает в случае такого серьезного последствия аварии на реакторе АЭС, как расплавление активной зоны.

Топливо водо-водяного энергетического реактора ВВЭР — диоксид урана UO_2 плавится при 2850 °С [12]. Растворение UO_2 в расплаве циркалоя (сплав циркония с легирующими добавками, используемый в качестве чехлов для твэлов и тепловыделяющих сборок) начинается при 2250 °С [13]. Насыщенный кислородом α -циркалой-4 начинает плавиться при 1900 °С и может растворить при этой температуре до 50% UO_2 , а при 2427 °С — 100% UO_2 [14]. Отсюда следует, что расплавление активной зоны в случае запроектной аварии весьма вероятно. При высоких температурах испарившаяся вода и вода, входящая в состав бетона, взаимодействуют с цирконием [15]:



При этом давление внутри защитной оболочки будет возрастать как за счет испарения воды, так и за счет образования водорода, что в конечном итоге может привести к разрыву и выбросу в окружающую среду значительного количества радиоактивных веществ [16—18].

При проектировании и эксплуатации ядерного реактора особое внимание уделяется проблеме сохранения целостности защитной оболочки. В исследованиях вопроса безопасности АЭС, проведенных после крупных аварий, рассматривались три возможных механизма разрушения защитной оболочки реактора

на ранней стадии развития аварии: паровой взрыв, водородный взрыв и повышение давления внутри защитной оболочки. Работами по программе IDCOR показано, что ни паровой взрыв, ни быстрый рост давления за счет интенсивного парообразования на ранней стадии аварии не могут быть причиной разрушения защитной оболочки. Кроме того, расчеты показали, что не может произойти разрушения большой сухой защитной оболочки АЭС с PWR и при водородном взрыве (другие оболочки при водородном взрыве могут разрушаться) [19].

Следовательно, вероятность серьезного разрушения защитной оболочки АЭС на ранней стадии любой аварии низка. Если оболочка все-таки разрушится, то это произойдет через много часов после аварии. Сохранение герметичности защитной оболочки АЭС в течение длительного времени является гарантией защиты от выбросов больших количеств радиоактивных веществ за пределы реактора и резко снижает ожидаемый риск для населения. Эффективными мерами, предотвращающими превышение давления в защитной оболочке в случае аварии, являются сброс парогазовой смеси в конденсирующую камеру (может быть встроенной и заполненной льдом) и применение спринклерных устройств, распыляющих жидкость в полости, где нужно сконденсировать пар [20].

В качестве примера сошлемся на анализ событий в послеварийный период для АЭС «Ловииза» (Loviisa, Финляндия), представленный в докладе [21]. На основании расчетов было показано, что время с момента истощения ледового конденсатора* до достижения проектного давления $1,7 \cdot 10^5$ Па составляет 12 ч.

Существуют различные конструкции защитных оболочек.

В атомной энергетике США используются следующие защитные оболочки (контейнеры): большой сухой контейнер для реактора PWR и контейнеры MARK-I—MARK-III, представляющие собой сочетание оболочки с заполненными водой емкостями (пулами).

На атомных станциях в Германии энергоблоки фирмы «Kraftwerk Union» имеют двойную защитную оболочку, состоящую из двух полусфер. Внутренняя стальная сфера рассчитана на давление разрушения $9 \cdot 10^5$ Па (предельное эксплуатационное давление — $6 \cdot 10^5$ Па [21]). Внешняя полусфера представляет собой железобетонную оболочку толщиной 1,8 м. Между двумя оболочками предусмотрен сферический зазор. Свободный объем контейнента — 70 тыс. м³, внутренняя поверхность — 30 тыс. м² [23].

Французские реакторы PWR мощностью 1300 и 1400 МВт также имеют двойную защитную оболочку. Обе защитные оболочки выполнены из армированного бетона без стальной облицовки. Толщина внутренней стенки 1 м, внешней — 0,5 м. Кольцевой зазор между ними имеет ширину 2 м. В зазоре поддерживается давление ниже атмосферного, для чего газовая среда внутри зазора откачивается и очищается на фильтрах. Энергоблоки мощностью 900 МВт имеют одну стенку из армированного бетона со стальной облицовкой. Расчетное эксплуатационное давление

для защитных оболочек французских АЭС составляет около $5 \cdot 10^5$ Па [24].

Российские реакторы ВВЭР-440 первого поколения имеют защитную оболочку, представляющую собой бетонный параллелепипед со стальной двухскатной крышей, герметизирующий помещения и окружающие первичные контуры, и связанный с бассейном-барботером. Расчетное эксплуатационное давление в оболочке — $2,5 \cdot 10^5$ Па [22, 25]. Большинство контейнентов снабжены спринклерными (орошающими) системами для охлаждения и конденсации образовавшихся паров воды и предотвращения возникновения ядерных реакций [22].

Проектная скорость утечки газовой среды из объема защитной оболочки за счет неплотностей или образовавшихся щелей должна составлять 0,1—1,0% свободного объема в сутки [22].

Газовые выбросы при аварии на АЭС

Основными компонентами газовых выбросов при аварии на АЭС с расплавлением активной зоны реактора являются помимо паров воды и водорода радиоактивные благородные газы, иод, аэрозоли радионуклидов.

Интенсивность выделения продуктов деления из ядерного топлива на начальном этапе аварии зависит от микроструктуры топлива, его температуры и глубины выгорания. В табл. 1 приведены оценочные показатели выхода продуктов деления при расплавлении активной зоны реактора PWR.

Радиоактивные ксенон и криптон относительно легко выходят из топлива вместе с летучими иодом и цезием при температуре 1000 °С и выше.

По разным расчетам количество аэрозольных частиц радионуклидов, выделяющихся при расплавлении активной зоны реактора PWR с тепловой мощностью 1500—2000 МВт, составляет от 700 до 3500 кг [26]. Поступающие в полость защитной оболочки аэрозоли частично выводятся из объема за счет различных процессов. Согласно одному из расчетов [27] через 5 ч после начала выхода радионуклидов в атмосферу защитной оболочки 43% аэрозолей (размеры частиц 0,5 мкм)

Таблица 1

Выход продуктов деления из активной зоны реактора PWR при ее расплавлении (масса урана ~100 т, продолжительность выхода — 3800 с) [24]

Продукт ядерного деления	Масса, кг	Выход элемента из топлива, %
Xe	319	100
Kr	23	100
I	12	100
Cs	167	100
Te	26	6
Sr	61	3
Ba	85	3
Pu	139	0,4
Mo	192	9

* Защитная оболочка реактора «Ловииза» снабжена ледовым конденсатором, обеспечивающим длительное охлаждение образовавшейся в результате аварии парогазовой смеси.

оседает за счет диффузиофореза, 15% — под действием сил гравитации, а 42% аэрозоля остается в объеме защитной оболочки (под диффузиофорезом понимается движение аэрозолей к вертикальным стенкам помещений вместе с паром, конденсирующимся на этих стенках).

Скорость снижения концентрации аэрозолей существенно возрастает при прохождении парогазового потока через барботажные устройства и при установке спринклерной системы внутри защитной оболочки.

Что касается водорода, то около 85% его генерируется после начала плавления материала чехлов твэлов и тепловыделяющих сборок — циркалоя и через 40 ч с момента возникновения аварии внутри защитной оболочки создается взрывоопасная концентрация водорода. Поступление водяного пара препятствует воспламенению водорода, а конденсация паров воды и снижение давления создают условия для воспламенения водорода. Вентиляция полости оболочки позволяет снизить содержание водорода до взрывобезопасных концентраций [18].

Для снижения взрывоопасности водорода может быть рекомендован метод контролируемого сжигания газа (например, на АЭС «Ловииза» в защитной оболочке установлены 70 воспламенителей водорода [28]), а также заполнение оболочки инертным газом и ее вентиляция.

Остановимся на особенностях поведения продукта деления иода. Иод быстро осаждается на всех металлических и окрашенных поверхностях, а также на частицах аэрозолей внутри реактора и защитной оболочки. Осаждение протекает быстрее там, где происходит конденсация паров воды. Химические реакции, приводящие к образованию нелетучих соединений иода, могут быть фактором снижения радиоактивных выбросов в атмосферу [23]. Тем не менее проблема, вызванная присутствием иода в объеме защитной оболочки и необходимостью его улавливания, остается актуальной, в частности, из-за образования трудноуловимых форм иода, например метилиодида.

Таким образом, при расплавлении активной зоны реактора внутри защитной оболочки накапливается значительное количество летучих радионуклидов и радиоактивных аэрозолей, для предотвращения выхода которых требуется сброс парогазовой смеси через аварийную систему газоочистки.

Аварийные вентиляционные системы

Важнейшим направлением модернизации АЭС в целях уменьшения последствий тяжелых аварий является оснащение станций аварийными вентиляционными системами выведения и очистки газов из защитной оболочки реактора. Ниже рассмотрены некоторые из таких систем.

Одним из первых был разработан проект холодильно-вентиляционной фильтрующей системы CVFS (Chill-Vent Filter System, США) [22, 29]. В этом устройстве пары и горячие газы проходят через толстые слои льда или гранитной гальки, поддерживаемые при температуре $-60\text{ }^{\circ}\text{C}$ с помощью жидкого азота, где они охлаждаются и конденсируются. Газообразные неконденсируемые продукты ядерного деления улавливаются слоем древесного угля, охлаждаемого также до тем-

пературы $-60\text{ }^{\circ}\text{C}$. Часть угля предварительно подвергается специальной обработке для повышения его поглощающей способности по отношению к иоду. Внутренний диаметр и высота системы CVFS составляют до 27 м. Требуемая масса льда при наиболее вероятном сценарии аварии — 2437 т. Загруженные слои обеспечивают удержание продуктов деления в течение недели после аварии.

В США на АЭС с реакторами PWR для ликвидации последствий проектных аварий применяются также фильтрующие системы на основе бассейна-барботера. Они могут быть использованы для очистки парогазовой среды из объема защитной оболочки при авариях с расплавлением активной зоны [29]. Это одна из простейших фильтрующих систем, позволяющая локализовать радиоактивные выбросы при тяжелых авариях. Для фильтрации газов из защитной оболочки реактора PWR предложено использовать выпускной конденсатор (так называемый водяной пул) или гравийно-песчаный фильтр [16].

Другим вариантом вентиляционной системы является проект FILTRA, применяемый на АЭС «Барсебекк» (Швеция). Между двумя энергоблоками с закрытыми защитными оболочками размещается фильтрующая емкость, заполненная кусками гравия (15—30 мм) общей массой 15 тыс. т. При аварии избыточное давление в оболочке снимается за счет конденсации и фильтрации отходящих газообразных продуктов на фильтре с последующим выпуском очищенного воздуха в атмосферу [30—34].

На других атомных станциях Швеции используется система газоочистки, состоящая из многоступенчатых скрубберов Вентури — система FILTRA-MVSS (Multi-Ventury Scrubber System — скрубберная система мульти-Вентури). Система представляет собой ряд промывателей для улавливания газов и аэрозолей, выполненных в виде труб Вентури (газоходы с сужающимся сечением). Трубы Вентури погружены в бассейн с водой. Газовый поток, пройдя через бассейн, поступает в сепаратор влаги, в качестве которого используется гравийный фильтр [35].

Во Франции для фильтрации отходящих газов на АЭС применяется насыпной фильтр, заполненный песком, диаметр частиц 0,6 мм. Фильтрующий материал размещается в стальном корпусе диаметром 7,3 м и высотой 0,8 м [24].

В Германии разработана фильтрующая система, которая включает трубы Вентури, устройство для сепарации влаги и фильтр на основе волокон из нержавеющей стали. Вода, в которую погружены трубы Вентури, содержит каустическую соду и другие добавки для связывания иода. Для улавливания иода предполагается также использовать угольный фильтр [23].

В Канаде принято оригинальное конструктивное решение аварийной выпускной системы фильтрации отходящих газов, реализованное на четырех реакторах CANDU-PHW (Canada Deuterium-Uranium Pressurized Heavy Water reactor) — канадский урановый реактор с тяжелой водой под давлением). Отходящие газы отводятся в большой вакуумированный объем, в котором в течение нескольких часов удерживается низкое давление. Система очистки отводимого воздуха состоит из сепаратора влаги, стекловолнистого фильтра HEPA (высокоэффективный воздушный фильтр), иодного

Характеристики аварийных вентиляционных систем ядерных реакторов

Система	Эффективность очистки, %, (улавливаемые продукты деления)	Ориентировочная стоимость, млн. долларов
Гравийная колонна (Швеция)	99,9 (аэрозоли и иод)	25 [38], 30 [39]
Скруббер мульти-Вентури (Швеция)	99,9 (аэрозоли и иод)	5 [38]
Песчаный фильтр (Франция)	90 (аэрозоли)	1 [38], 5 [39]
Фильтр на основе волокон из нержавеющей стали (Германия)	99,99 (аэрозоли)	0,5 [38]
Скруббер + фильтр на основе волокон из нержавеющей стали (Германия)	99,99 (аэрозоли)	3 [38], 8 [39]
Вакуумированное здание (Канада)	99 (аэрозоли и иод)	> 100 [38]

абсорбера с импрегнированным активированным углем, второго фильтра НЕРА и вентилятора [24].

В России принята концепция системы аварийной газоочистки, которая предусматривает последовательную установку узлов предварительной аэрозольной очистки, высокоэффективных тонковолокнистых аэрозольных фильтров и аппаратов иодной очистки на основе активированных углей. Предлагаются различные технические решения, в том числе использование материала «Термоксид-58» на основе анатаза и рутила [36].

Некоторые характеристики, а также ориентировочная стоимость фильтрующих систем приведены в табл. 2.

Удержание расплавленной активной зоны

В соответствии с одним из сценариев тяжелой аварии чрезвычайная ситуация возникает вследствие разрыва главного трубопровода теплоносителя и его утечки из циркуляционного контура отвода тепла. В другом сценарии за начальное событие принято обесточивание АЭС и отказ систем аварийного охлаждения. По обоим сценариям возникшие нарушения приводят к расплавлению активной зоны реактора, стеканию образующегося расплава и распространению его в подреакторной зоне (так называемый «китайский синдром») [23]. Для удержания расплава реакторных материалов при тяжелых авариях на АЭС и для предотвращения его неконтролируемого распространения разрабатываются различные устройства локализации расплава — ловушки. Такая ловушка должна обеспечивать удержание и охлаждение расплава в течение продолжительного времени. Для наполнения ловушек используются защитные огнеупорные материалы, наиболее пригодны керамика и бетон на основе диоксида циркония. Материалом поддона (ковша) может служить также оксид магния [36]. В большинстве устройств-ловушек применяются одно- и многослойные покрытия. Толщина основного теплозащитного слоя подбирается такой, чтобы исключалось попадание расплава на фундаментную плиту, обычно она составляет ~0,3 м [37]. Рассматривается возможность и целесообразность применения покрытия из керамики на основе ZrO_2 существенно меньшей толщины (примерно несколько миллиметров), в частности, нанесенного методом плазменного напыления [38].

Разработана концепция ловушки для проектируемого странами ЕС реактора нового поколения EPR (European Pressurized Water Reactor — европейский реактор с водой под давлением). Согласно этой концепции, ловушка представляет собой два связанных между собой отсека: тигель и емкость для растекания и последующего удержания расплава. Защитные огнеупорные покрытия отсеков ловушки и соединительного канала предполагается выполнять из огнеупоров также на основе диоксида циркония. В тигле расплав проходит подготовительную стадию, обеспечивающую хорошую его растекаемость и длительное удержание во втором отсеке ловушки. Для этого в тигель на поверхность огнеупорного покрытия из ZrO_2 дополнительно укладывается слой специального так называемого жертвенного бетона на основе Fe_2O_3 и SiO_2 . Взаимодействие этого бетона с циркониевым сплавом приводит к полному окислению содержащегося в сплаве циркония, растворению в образовавшемся расплаве ядерного топлива UO_2 , снижению плотности и температуры затвердевания расплава. Во втором отсеке ловушки происходит растекание расплава по большой горизонтальной поверхности (~180 м²). Бетонное основание этого отсека защищено тремя слоями (сверху вниз): слоем бетона на основе оксида железа и боросиликатного стекла с компонентами SiO_2 , B_2O_3 , Al_2O_3 , защитным слоем стали и слоем огнеупора ZrO_2 . Дополнительным защитным барьером служит слой стали (~100 мм), плавящийся при контакте с растекающимся расплавом и препятствующим контакту оксидной части расплава с огнеупорным слоем. Охлаждение расплава в отсеке предполагается производить снизу через бетонное основание и сверху путем заливки водой [39]. В качестве варианта улавливания расплавленного топлива рассматриваются приемные резервуары, устанавливаемые под активной зоной и охлаждаемые специальными змеевиковыми холодильниками [20].

Для послеварийного отвода тепла от обломков разрушенной активной зоны с целью нарушения компактности расплава активной зоны и для улучшения теплоотвода предлагалось также создать на дне реакторного бака насыпной слой округлых стальных частиц или огнеупорных материалов (ThO_2 , Al_2O_3) с размерами от 1,5 до 20 мм [39].

Аварийная система защиты водо-водяного энергетического реактора обеспечивает в любых предусмотренных

ренных проектом ситуациях подкритичное состояние реактора путем равномерного распределения в активной зоне достаточного количества поглотителей нейтронов в виде стержней защиты, выгорающих поглотителей и введения борной кислоты в теплоноситель. Опасность возникновения повторной критичности при запроектных авариях с потерей теплоносителя и последующим плавлением активной зоны возрастает, когда нарушается необходимое соотношение топлива и твердых поглотителей. В этом случае залив активной зоны водой для охлаждения топлива может привести к образованию надкритичной системы. Снижение риска от повторной критичности может быть осуществлено путем наложения определенных (в зависимости от степени повреждения активной зоны) ограничений на подачу воды в реактор и содержание растворенного в ней поглотителя нейтронов [40].

Потенциальная опасность реакторов на быстрых нейтронах, в которых в качестве теплоносителя используется натрий, связана с тем, что в случае попадания натрия в среду, содержащую кислород, может возникнуть пожар, приводящий к образованию аэрозолей и повышению давления в защитной оболочке. Наиболее эффективной мерой предупреждения этих событий является создание в защитной оболочке атмосферы инертного газа. Под емкостями и трубопроводами, содержащими натрий, устанавливаются поддоны для сбора пролитого теплоносителя [41].

Для исключения проблем, связанных с аварийным поведением натрия, в реакторах нового типа предполагается использовать негорючий свинцовый теплоноситель [42]. Естественная конвекция свинцового теплоносителя способствует разрушению компактных конфигураций топлива, что снижает тяжесть протекающей аварии.

Помимо расчетных исследований в разное время проводились крупномасштабные эксперименты по изучению последствий расплавления активной зоны. Были созданы стенды для изучения взаимодействия расплава с бетоном: в Великобритании — на 25 кг расплава UO_2 , в Германии — до 500 кг расплава активной зоны, для исследования паровых взрывов в США — до 1000 кг расплава [23].

Принципы обеспечения безопасности АЭС

Среди основных принципов безопасности АЭС особое место занимает принцип глубоко эшелонированной защиты. Этот принцип заключается в том, что на пути распространения радиоактивных веществ и ионизирующих излучений ставится система барьеров, а также проводится комплекс технических и организационных мер по защите персонала и населения. Принцип глубоко эшелонированной защиты АЭС предполагает также реализацию ряда последовательных уровней защиты от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала.

Первый уровень защиты — это качественно выполненный проект АЭС, а также эффективность подготовки и переподготовки обслуживающего персонала.

Второй уровень защиты — обеспечение надежности работы оборудования путем своевременного выявления и устранения отказов.

Третий уровень защиты — обеспечение инженерными системами безопасности, осуществляющими аварийную остановку реактора, отвод тепла от активной зоны, а также удержание радиоактивных веществ в заданных границах помещений и сооружений.

Четвертый уровень защиты — выполнение персоналом при авариях заранее запланированных и отработанных мероприятий по управлению ходом развития запроектной аварии.

Пятый уровень защиты — проведение противоаварийных мер за пределами площадки АЭС с реализацией планов защиты населения и ликвидации последствий аварии на местности вокруг АЭС [43].

Теория и практика показывают, что идея полностью безаварийного режима функционирования систем с ядерными технологиями нереальна. Но надо признать, что ядерная энергетика в целом положительно зарекомендовала себя как технология, которая вносит большой вклад в производство электроэнергии в мире (17% общемирового производства), а меры по своевременному предупреждению аварийных ситуаций и ликвидации их последствий обеспечивают высокую экологичность АЭС.

Среди оценок безопасности ядерных реакторов заслуживает внимания мнение авторов работ [44, 45].

«Ошибки персонала приводили к авариям в том случае, если они накладывались на несовершенство оборудования или организации процесса обращения с ядерными материалами. Производственные процессы и оборудование критических систем совершенствовались и продолжают совершенствоваться, это уменьшает вероятность ошибок. Нарушение же регламентов или инструкций по безопасности может привести к аварии и при самом совершенном оборудовании и производственном процессе, т.е. в первую очередь необходимо повышение технического уровня и ответственности обслуживающего атомные объекты персонала» [44].

«Сегодня главным приоритетом должны быть научно-исследовательские работы, направленные на предотвращение нарушений, отбор и обучение операторов. Дальнейшее существование атомной энергетики и атомного производства зависит от безопасности, которая в настоящее время может быть обеспечена исследованиями в области таких разнородных дисциплин, как психология, медицина, социология и т.д., совокупное воздействие которых способно повысить культуру безопасности всех лиц, участвующих в производстве» [45].

В заключение отметим, что при разработке нового поколения энергетических ядерных реакторов необходимо не только добиваться снижения вероятности радиационных аварий, но и обеспечить на случай аварии техническую возможность ликвидации ее последствий, которая с экономической точки зрения должна быть приемлемой.

ЛИТЕРАТУРА

1. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. Безопасность атомных электростанций: проектирование, Требования. N NS-R-1. Вена, МАГАТЭ, июнь 2003.

2. The International Nuclear Event Scale (INES). User's manual 2001 edition. Jointly prepared by IAEA and OECD/NEA International Atomic Energy Agency. Vienna, 2001.
3. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97. НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 14.11.1997 г. № 9.
4. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risk in US Commercial Nuclear Plant. WASH-1400 (NUREG-75/014), 1975.
5. Атомная техника за рубежом, 1988, № 12, с. 18—22.
6. Reactor Safety Study: an Assessment of accident Risks in United States commercial nuclear Power Plants. Perspectives on Energy, New York, 1978, p.291-304.
7. Воробьев Ю.Л., Локтионов Н.И., Фадеев М.И. и др. Катастрофы и человек. Книга 1. Российский опыт противодействия чрезвычайным ситуациям. М.: АСТ — ЛТД, 1997, 256 с.
8. Klopp G.T., Goesser D.A., Kortier W.E. Proc. Illinois Institute of Technology Center American Power Conf. Chicago, 1981, v. 43, p. 830—831. Перевод, ГПНТБ Пер. 83/34931.
9. Атомная техника за рубежом, 1986, № 8, с. 16—18.
10. Демидова М. Н. Зарубежные программы НИР и ОКР по безопасности АЭС с водо-водяными реакторами. ЦНИИ-Атоминформ, М., 1989, 44с.
11. Асмолов В.Г. Атомная техника за рубежом, 1994, т. 76, вып. 4, с. 282—301.
12. Химическая энциклопедия, т. 5. М.: Большая Российская энциклопедия, 1998.
13. Хофман П., Уетсука Х., Вильгельм А.Н., Гарсиа Е.А. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988 г. Сб. докл. (переводы), ч. V, с. 888—908.
14. Райт Р.В. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988 г. Сб. докл. (переводы), ч. I, с. 81—102.
15. Букринский А.М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР. М.: Энергоиздат, 1982, 141 с.
16. Chakraborty S., Covelli B., Hertrich P.M. Nucl. Technol., 1986, v. 73, № 3, p. 278—285.
17. Гуйо С., Кувра-Деверн А., Берлин М., Дюфрель Ж. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988. Сб. докл. (переводы), ч. III, с. 464—484.
18. Allison C. e. a. Progr. Nucl. Energy, 1987, v. 20, № 2, p. 89—132.
19. Theofanous T. G., Najafi B., Ramble E. Nucl. Sci. and Eng., 1987, v. 97, 4, p.259—281.
20. Ионайтис Р. Р., Шведов Н. Л. Системы безопасности ядерных реакторов, 1984 г., АИНФ 614. Обзор. М.: ЦНИИ Атоминформ, 1984, 100 с.
21. Пеккаринен Е., Килли К., Туомисто Х. и др. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988. Сб. докл. (переводы), ч. II, с. 354—369.
22. Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок: Учебное пособие для вузов. М.: Энергоатомиздат, 1989, 280 с.
23. Варли Дж. Атомная техника за рубежом, 1987, № 10, с. 31—34.
24. Делаланде Ж. Там же, 1987, № 10, с. 25
25. Теги З., Хорват Л.Г., Лайта Г., Генеж Г. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988. Сб. докл. (переводы), ч. II, с. 397—411.
26. Albrecht H., Alsmeyer H., Reimann M., Shock W. Recent Results on Sequences and Consequences of Severe Reactor Accidents. Nuclear Europe, 1986, 11, p. 24—28.
27. Атомная техника за рубежом, 1987, № 3, с. 17.
28. Еврота Т., Райман Л., Аро И. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988. Сб. докл. (переводы), ч. II, с. 383—396.
29. Booley J.L., Hammond R.P. Proc. of the Int. ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety. San-Diego, California, USA, Feb. 2—6, 1986, v. 3, XV.4—1.
30. Атомная техника за рубежом, 1988, № 10, с. 24—25.
31. Persson Eke H. Nucl. Technol., 1985, v. 70, № 2, p. 158—160.
32. Крукшенк А. Атомная техника за рубежом, 1987, № 4, с. 38—39.
33. Хегберг Л. Межд. симп. по крупным авариям на АЭС. Сорренто, Италия, 21—25 марта 1988. Сб. докл. (переводы), ч. V, с. 1007—1027.
34. Атомная техника за рубежом, 1987, № 5, с. 24—25.
35. Elisson K., Waltersten T. Nucl. Eng. Int., 1988, v. 33, № 404, p. 34—35.
36. Радионуклиды и минералы. Сосуществование в природных и техногенных условиях. Апатиты: Изд-во Кольского научного центра РАН, 1992, 146 с.
37. Минеев В.Н., Боровкова Л.Б., Акопов Ф.А. и др. Атомная энергия, 1998, т. 85, вып. 2, с. 119—125.
38. Минеев В.Н., Акопов Ф.А., Вирник А.М. и др. Там же, 2000, т. 89, вып. 5, с. 350—355.
39. Стивен Дж. Атомная техника за рубежом, 1984, № 12, с. 14—22.
40. Филимонов П. Е. Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 1, с. 71—73.
41. Власичев Г.Н., Усынин Г.Б., Кузавков Н.Г. Там же, 1994, т. 77, вып. 3, с. 180.
42. Лиханский В.В., Лобойко А.И., Гераскин Н.И. и др. Там же, 1995, т. 78, вып. 1, с. 13—21.
43. Субботин В.Е., Баева В.Е. Чрезвычайные ситуации на объектах ядерного топливного цикла. Учебное пособие, ч. 2. Волг. ГТУ, Волгоград, 1997, 120 с.
44. Парфанович Д.М. Атомная техника за рубежом, 2001, № 1, с. 13—23.
45. Гордон Б.Г. Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 5, с. 403—407.