

СТАТЬИ

УДК 621.039'58

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: НАСТОЯЩЕЕ И ГАРАНТИИ НА БУДУЩЕЕ

Асмолов В.Г., Сидоренко В.А. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Путь к настоящему. Энергоемкость ядерного топлива диалектически связана с концентрированной опасностью. Поэтому решение проблемы обеспечения безопасности, направленное на исключение неконтролируемого развития ядерных реакций и распространения радиации, с самых первых шагов использования атомной энергии в энергетических установках было предметом особого внимания.

Подходы и решения в обеспечении безопасности ядерной энергетики на первом этапе ее становления естественным образом опирались на опыт, полученный при создании промышленных реакторов, начиная с первой цепной реакции деления, осуществленной И.В. Курчатовым на реакторе Ф-1.

При переходе к новой цели — создание ядерных энергоисточников — первым приоритетом являлась демонстрация возможности создания такого энергоисточника в конкуренции с традиционными, и в обосновании предложений И.В. Курчатова о создании ядерного энергоисточника, представленных в Спецкомитет 27 января 1950 года, было написано: «Основным обстоятельством является экономический фактор — стоимость кВт-часа». Базой являлось сравнение естественных затрат на оборудование, эксплуатацию, топливо с соответствующими затратами на угольных ТЭС. В его оценке наряду с другими учитывались затраты на технику безопасности. Содержанием этих затрат были и защита от излучения и от неуправляемой цепной реакции, и особые требования к качеству и надежности оборудования. Но реальную оценку стоимости безопасности в те годы провести было невозможно.

Накапливаемый опыт эксплуатации показал, что даже самые высокие требования к качеству не способны исключить аварийные ситуации и способствовал формированию подхода к ядерному энерговырабатывающему объекту как к объекту повышенной опасности, требующему применения специальных мер и систем обеспечения безопасности. Система технических требований начинает формироваться вокруг факторов аварийной опасности, разворачиваются специальные научно-исследовательские работы, направленные на понимание процессов, происходящих в переходных режимах и аварийных ситуациях, начинают закладываться основы организационно-нормативного обеспечения безопасности.

Содержание и наполненность трех «блоков» определяют существо усилий, направленных на достижение безопасности:

научно-методическое обеспечение безопасности;

организационно-нормативная база, отражающая ожидания или требования общества к безопасности;

технические средства и меры по обеспечению безопасности.

Содержание каждого последующего блока опирается на результаты усилий в предыдущих блоках.

В Советском Союзе началом организованных действий в развитии научных исследований по безопасности АЭС и ее нормативной базы можно считать выступление А.П. Александрова на НТС Минсредмаша 30 сентября 1968 г. В постановлении НТС была отмечена необходимость разработки нормативной базы международного уровня и рекомендовано «усилить исследовательские, конструкторские и проектные работы по вопросам безопасности:

теоретические и экспериментальные исследования протекания аварийных процессов на АЭС;

изучение условий охлаждения активных зон в аварийных условиях и разработка соответствующих систем;

исследования распространения продуктов деления в аварийных условиях и разработка средств улавливания активности;

исследования и разработка средств локализации аварийных процессов на АЭС».

На начальном этапе безопасность регламентировалась общетехническими нормами и правилами и эксплуатационными регламентами. Первый нормативный документ, в котором были сформулированы концептуальные положения об обеспечении ядерной безопасности — Правила обеспечения ядерной безопасности реакторов, был разработан группой специалистов ИАЭ им. И.В. Курчатова в 1962 г. В 1964 г. этот документ был доложен на Женевской конференции.

Первая редакция документа «Общие принципы обеспечения безопасности АЭС» была разработана по официальному поручению Минсредмаша под руководством ИАЭ им. И.В. Курчатова в 1970 г., в 1971 г. получила статус временного документа, в 1973 г. введена в действие как ОПБ-73. В 1973—1987 гг. в документах ПБЯ-74, ОПБ-82 требования на разработку специальных мер и систем по обеспечению безопасности совершенствовались.

Созданная на первых этапах развития ядерной энергетики система безопасности была основана на подходе, который можно назвать инженерным и для которого характерны:

1) консерватизм, с помощью которого достигался требуемый результат при нехватке знаний, неполноте баз экспериментальных данных и вынужденном упрощении расчетных моделей. Он проявлялся во введении коэффициентов запаса в технические и санитарно-гигиенические решения при неполном знании какого-либо свойства или зависимости;

2) детерминизм, позволяющий при анализе аварийных ситуаций рассмотреть только ту часть исходных событий и сценариев их развития, которые выбирались на основе накопленного в практической деятельности опыта и инженерной интуиции. На основании таких экспертных оценок расставлялись приоритеты важности того или иного события, т.е. субъективно оценивалась вероятность их проявления и возможный отклик системы на основе качественной оценки и детерминистского анализа. Естественно, что набор событий анализировался с помощью имеющегося расчетного инструмента, который постоянно совершенствовался.

Такой подход сыграл важную роль в становлении безопасности на атомных станциях. На его основе был достигнут и продемонстрирован высокий уровень безопасности при нормальной эксплуатации и локализации последствий проектных аварий.

На фоне всеобщего позитивного отношения общества, воспитанного на достижениях (недостатки маскировались), с одной стороны, и секретности, перешедшей от работ по созданию ядерного оружия, с другой, на этом этапе развития ядерной энергетики аварии на предприятиях ядерного топливного цикла в конце 50-х годов (Кыштым, Россия), промышленных реакторах (Уиндскейл, Великобритания), первых АЭС в период их пусконаладочных работ и эксплуатации не задержали ее развитие. Первым серьезным звонком, который прозвучал в 1979 г., стала тяжелая авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» в США. Катастрофические последствия имела авария в Чернобыле в 1986 г. Эти аварии коренным образом изменили ход развития ядерной энергетики и привели к существенному снижению темпов ввода новых мощностей как в нашей стране, так и в большинстве промышленно развитых стран.

Наряду с объективными факторами, сдерживающими дальнейшее развитие ядерной энергетики в России в связи с распадом Советского Союза, еще одним важным фактором стал дефицит безопасности российских АЭС. Недостаточная глубина и широта охвата анализа безопасности, отсутствие практики участия в международной кооперации, отсутствие реальной конкуренции среди разработчиков привели к явному завышению представлений о безопасности отечественных АЭС, что наиболее ярко вскрылось при аварии на Чернобыльской АЭС. Безопасность действующих АЭС не соответствовала нормативным документам, разработанным в начале 80-х годов, как по сути, так и по формальным признакам. Оторванность советской ядерной энергетики от мировой, которая развивалась в условиях более жесткой конкуренции и большего обмена опытом, привела к тому, что накопленная отечественная база знаний о процессах и явлениях, сопровождающих аварийные процессы, не соответствовала запросам разработчиков даже для обоснования безопасности при проектных авариях. База знаний о процессах при тяжелых авариях отсутствовала вовсе, так как запрос на ее разработку не был сформирован. И как следствие этого — неполнота обоснования безопасности действующих АЭС, размытость принципов разграничения ответственности (государственное регулирование) на верхнем уровне, недостаточная проработка как по охвату, так и по глубине системы норм и правил в ядерной энергетике.

В то же время одним из основных элементов безопасности новой технологии со специфической опасностью является ее нормирование и государственный надзор за соблюдением этих норм. Еще в 1985 г. заинтересованными министерствами и ведомствами был утвержден Единый перечень нормативно-технических документов по безопасности в области ядерной энергетики. Авария на Чернобыльской АЭС потребовала провести корректировку этого перечня, которая была проведена в 1987 г. Сводный перечень и план разработки правил и норм в области ядерной энергетики (СППНАЭ-87) состоял из 19 разделов и включал в себя 173 документа по проектированию, сооружению и эксплуатации объектов ядерной энергетики, изготовлению важного для безопасности оборудования этих объектов, защите персонала, населения и окружающей среды от радиационного воздействия. Дальнейшее развитие подходов к обеспечению безопасности АЭС происходило в тесном

взаимодействии с международным сообществом. Стратегия безопасности объектов ядерной энергетики, учитывающая накопленный мировым сообществом опыт проектирования, сооружения и эксплуатации, была сформулирована Международной консультативной группой по ядерной безопасности при Генеральном директоре МАГАТЭ в документе INSAG-3 «Основные принципы безопасности атомных электростанций». В нем фундаментальные принципы безопасности сведены в три основные группы. В первую «Стратегия управления» вошли следующие принципы: культура безопасности, ответственность эксплуатирующей организации, государственный надзор и контроль за безопасностью ядерной энергетики, во вторую «Стратегия глубоководной защиты (защита в глубину)» — глубоководная защита, предотвращение аварий и уменьшение их последствий, в третью «Генеральные технические принципы» — апробированная инженерно-техническая практика, обеспечение качества, человеческий фактор, оценка и проверка безопасности, радиационная защита, опыт эксплуатации и результаты научных исследований.

Разработанная стратегия безопасности реализовывалась в серии документов, подготовленных в рамках программы МАГАТЭ по разработке норм безопасности для АЭС. Специалисты России принимали активное участие в разработке этой серии документов и их пересмотре, который был начат МАГАТЭ после аварии на Чернобыльской АЭС. Соответственно все основные требования документов как по охватываемым вопросам, так и по содержанию нашли отражение в отечественных нормах, по отдельным направлениям содержали не только более детальные и конкретные, но и более жесткие требования. В 1990 г. были введены в действие два основных нормативных документа ОПБ-88 и ПБЯ РУ АС-89. Эти нормативно-технические документы базировались на принципиально новой концепции безопасности, учитывающей уроки прошедших тяжелых аварий на АЭС «Три-Майл-Айленд» и Чернобыльской АЭС.

Старая концепция ограничивалась рассмотрением проектных аварий и постулированных исходных событий. Новая включала рассмотрение запроектных аварий с возможным тяжелым повреждением активной зоны вплоть до ее полного расплавления. В старой концепции при рассмотрении проектных аварий число учитываемых в процессе их развития отказов ограничивалось принципом единичного отказа. В новой концепции для запроектных аварий это ограничение снималось и в обязательном порядке вводилось требование о проведении наряду с детерминистским количественно-вероятностного анализа безопасности, основанного на сравнении с вероятностными критериями безопасности.

К качественным вероятностным критериям безопасности были отнесены следующие положения:

- индивидуум не должен подвергаться значительному дополнительному риску;
- общество в целом не должно подвергаться такому риску;

- риск от объектов ядерной энергетики не может превышать риск конкурирующей технологии;

- никакая единичная категория исходных событий не должна доминировать в вероятности тяжелой аварии;

никакая единичная система безопасности не должна существенно влиять на вероятность разрушения активной зоны.

На базе этих качественных критериев обозначены количественные ориентиры безопасности, нормативно закрепленные в ОПБ-88 и ПБЯ РУ АС-89:

1) для активной зоны — при проектировании объектов ядерной энергетики следует стремиться к тому, чтобы вероятность тяжелого повреждения или расплавления активной зоны не превышала 10^{-5} случаев на реактор в год;

2) для объекта в целом — при проектировании следует стремиться к тому, чтобы оцененная вероятность предельного аварийного выброса радиоактивных продуктов за пределы объекта, приводящего к неприемлемому событию, не превышала 10^{-7} 1/реактор-год.

При этом важно отметить, что показатели безопасности, выраженные в вероятностных терминах, не трактовались как абсолютные критерии безопасности. Их следует рассматривать в качестве целевого ориентира, сформулированного в вероятностных терминах, и выражающего лишь степень доверия к безопасности, достигнутой в проекте данного объекта ядерной энергетики.

Наряду с такими целевыми ориентирами, которые, безусловно, важны для принятия правильных решений, были введены и детерминистские критерии приемлемого уровня безопасности. Одним из важнейших критериев такого рода являлся признак наличия у реактора свойства внутренней самозащищенности. Требование о разработке специальных дополнительных средств для управления авариями могло быть снято только в том случае, если на основе свойств внутренней самозащищенности и принципов устройства реактора запроектные аварии с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны могли быть доказательно исключены.

ПБЯ РУ АС-89 в развитие ОПБ-88 установили требования к эксплуатационным пределам, пределам безопасной эксплуатации и проектным пределам для проектных аварий. Эксплуатационные пределы ограничивали сверху область нормальной эксплуатации, снизу — область нарушений нормальной эксплуатации. Пределы безопасной эксплуатации ограничивали сверху область нарушений нормальной эксплуатации, снизу — область проектных аварий. Проектные пределы для проектных аварий ограничивали сверху область проектных аварий, снизу — область аварий, при которых нарушаются проектные пределы (область запроектных аварий). ПБЯ РУ АС-89 требовали, по меньшей мере, двух систем останова реактора. Каждая из них должна быть способна независимо обеспечивать перевод активной зоны реактора в подкритическое состояние и ее поддержание в подкритическом состоянии с учетом принципа единичного отказа или ошибки персонала. Эти системы должны проектироваться с соблюдением принципов разнообразия, независимости и резервирования. Кроме того, были введены требования, направленные на развитие свойств внутренней самозащищенности активной зоны, а также касающиеся улучшения характеристик топлива и систем управления и защиты.

В документах прошлых лет допускались положительные значения составляющих полного мощностного коэффициента реактивности при соответствующем обосновании безопасности. В новой редакции ПБЯ РУ АС-89 требовалось, чтобы не только полный мощностной коэффициент реактивности был отрицательным, но и его составляющие (коэффициенты реактивности по удельному объему теплоносителя, температуре теплоносителя, топлива) не должны быть положительными во

всем диапазоне изменения параметров реактора при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и при проектных авариях. Это было обусловлено необходимостью повышения приемлемого уровня безопасности нового поколения реакторных установок путем придания им в максимальной степени свойств внутренней самозащищенности. В предыдущей редакции не устанавливались требования на определение условий разрушения твэлов при авариях, связанных с быстрым вводом избыточной реактивности. В новой редакции это требование было сформулировано следующим образом: «В техническом проекте РУ должно быть показано, что при проектных авариях, связанных с быстрым увеличением реактивности, удельная пороговая энергия разрушения твэлов на каждый момент кампании не превышает и плавление топлива исключено, а для запроектных аварий приведены условия, при которых возможно плавление топлива и/или превышение удельной пороговой энергии разрушения твэлов».

Существенным в данном требовании являлась необходимость при создании проектов представлять доказательства непревышения определенного уровня энерговыделения, характеризуемого удельной пороговой энтальпией разрушения топлива, причем не только для свежего топлива, но и для выгоревшего в виде зависимости от выгорания. Общее требование, предъявляемое к активной зоне реактора, состояло в том, чтобы любые изменения реактивности при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводили к нарушению соответствующих пределов повреждения твэлов.

С учетом негативной роли органов воздействия на реактивность в аварии на Чернобыльской АЭС в новой редакции Правил обеспечения ядерной безопасности реакторов было сформулировано требование, чтобы введение в активную зону и/или отражатель средств воздействия на реактивность уменьшало реактивность на любом участке движения для любой комбинации их расположения при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях.

Переход к новой нормативной базе был вызван прежде всего необходимостью обобщения международного опыта и извлечения уроков из происшедших тяжелых аварий. Одновременно было стимулировано внедрение в практику ядерной энергетики количественно-вероятностного анализа безопасности. Но использование этого подхода ни в коей мере не означало отказа от детерминистского анализа и детерминируемых норм и критериев.

В конце 80-х годов был проведен тщательный анализ инженерно-технического обеспечения безопасности АЭС со всеми типами реакторов. Наиболее острым был вопрос о представительном анализе характеристик и необходимой модернизации конструкции РБМК, дискредитировавших себя в аварии на Чернобыльской АЭС. Аналог РБМК в зарубежной ядерной энергетике отсутствовал (наиболее близким являлся канадский реактор канального типа с тяжеловодным замедлителем CANDU/PHWR). Направление РБМК развивалось в СССР как самостоятельное в реакторной технике, реализовавшее несомненные преимущества канальных реакторов. Однако развитие этого направления в отрыве от мировых подходов не позволило своевременно учесть в проектах тенденцию к повышению приоритета безопасности. Совокупная мировая научная и практическая база для объективного анализа и обоснования безопасности АЭС с РБМК оказалась значительно уже, чем для АЭС с ВВЭР. Важнейшими первоочередными задачами после аварии на Чер-

нобыльской АЭС являлись выработка и осуществление технических решений, которые позволили бы минимизировать недостатки их конструкции, наиболее существенно повлиявшие на развитие аварии и обусловившие ее масштабы. Урок аварии показал, что наиболее существенными недостатками реактора следует считать, во-первых, положительный коэффициент паровой реактивности и соответствующий положительный эффект реактивности при обезвреживании активной зоны, во-вторых, недостатки в конструкции аварийной защиты. Реализация первоочередных мероприятий по повышению безопасности позволила практически исключить возможность аварии с резким ростом реактивности. Однако оставался недостаточным уровень проектных решений в случае аварий с потерей теплоносителя и отвода тепла. Меры, принимаемые по доведению уровня безопасности РБМК до приемлемого, не могли привести к кардинальному изменению ситуации. Анализ аварии на Ленинградской АЭС в 1992 г. продемонстрировал это в полной мере. Продолжавшаяся эксплуатация блоков РБМК первого поколения до их масштабной реконструкции, несомненно, определялась тем, что форсированный вывод из работы огромных генерирующих мощностей не мог быть убедительно аргументирован не точно оцениваемым риском тяжелой аварии с чувствительными радиационными последствиями.

В то время как мировое сообщество радикально пересмотрело свое отношение как к методологии обеспечения безопасности, так и степени детализации и расширения возможностей расчетного инструмента, т.е. глубине анализа безопасности, в нашей стране в конце 80-х годов в основном сохранялись старые традиционные подходы к этому вопросу, определяемые существующими возможностями.

Применительно к другому направлению реакторов — ВВЭР, которые использовались в ядерной энергетике России и Украины, имелась возможность скомпенсировать недостаточный уровень научно-технического обеспечения безопасности за счет привлечения накопленного зарубежного потенциала и опыта эксплуатации корпусных реакторов. В то же время характерные свойства реакторов существенным образом снижали остроту проблем, возникших после аварии на Чернобыльской АЭС. Отрицательный температурный коэффициент реактивности теплоносителя определял важнейшие свойства этих реакторов: высокую стабильность и саморегулируемость. В Советском Союзе и странах — членах СЭВ работали энергоблоки с реакторами этого типа электрической мощностью 1000 МВт. Проект ВВЭР-1000 был разработан по новым правилам с учетом основных требований безопасности, принятых в международной практике, и выполнен на уровне технических решений, реализованных на АЭС ведущих западных стран, эксплуатирующих реакторы аналогичного типа с близкими характеристиками. В то же время анализ показал, что проектирование АЭС западными разработчиками сопровождается более глубоким анализом по сравнению с отечественными разработчиками. В проектах в обязательном порядке рассматривалась возможность возникновения тяжелой аварии. На качественно ином уровне разрабатывались системы АСУТП и реализовывалась программа обеспечения качества как на этапах проектирования, изготовления и монтажа оборудования, так и при обучении персонала и эксплуатации АЭС. В ходе эксплуатации ВВЭР-1000 были отмечены многочисленные выходы из строя парогенераторов. Дополнительное изучение проблемы показало, что их причины обусловлены недостаточным учетом условий работы металла при конст-

рукторской разработке парогенераторов, технологии изготовления и эксплуатации. Эти недостатки потенциально могли стать причиной тяжелой аварии.

АЭС с ВВЭР-440 можно разделить на АЭС первого и второго поколений, отличающихся системами как аварийного охлаждения активной зоны, так и локализации при аварии. Проекты энергоблоков первого поколения не соответствовали требованиям безопасности, определенным даже в ОПБ-82. В качестве максимальной была выбрана авария с разрывом трубопровода Ду-100 с ограничительной вставкой Ду-32 вместо учета требуемого ОПБ-82 разрыва трубопровода с наибольшим диаметром (для ВВЭР-440 — Ду-500). Проекты не соответствовали требованиям ОПБ-82 и в части реализации проектных решений (по эффективности систем безопасности при сочетании исходных событий с обесточиванием собственных нужд). Не был выполнен принцип территориального разделения оборудования систем обеспечения безопасности для сохранения их работоспособности при пожаре, отсутствовала защитная оболочка в общепринятом понимании этого устройства, имелись трудности с радиационным охрупчиванием корпуса реактора, обусловленным допущенной в технологическом цикле повышенной концентрацией примесей в стали сварных швов, что вызывало необходимость неоднократного отжига корпуса. На основании результатов исследования образцов-свидетелей корпусной стали и данных фактического состава металла корпуса, в первую очередь сварного шва, расположенного в районе активной зоны, были предложены конструктивные и технологические изменения, которые позволили реализовать проектный ресурс корпусов. Были разработаны меры как уменьшения вероятности попадания относительно холодной воды на корпус реактора, так и снижения флюенса нейтронов. Проведенные в конце 80-х годов оценки последствий тяжелых аварий показывали, что уже при расплавлении 10% активной зоны вследствие разрыва трубопровода максимального диаметра даже без наложения дополнительных отказов возникала необходимость немедленного укрытия людей с последующей эвакуацией населения из зоны до 30 км в направлении распространения выброса. Полная реконструкция этих энергоблоков для доведения уровня их безопасности до современных требований не представлялась возможной при экономически целесообразных затратах. Поэтому предотвращение на этих АЭС аварий подобного масштаба пошло по пути улучшения контроля за состоянием металла трубопроводов большого диаметра и корпуса реактора. Тем не менее следует отметить, что заложенные в проекты положительные качества при некоторых сценариях протекания тяжелых аварий делали процессы, их сопровождающие, медленными. Это давало существенное время на необходимые действия для управления ими. К таким качествам в первую очередь относятся большие запасы воды в петлях реактора и парогенераторах и низкие тепловые потоки в активной зоне, следовательно, большие запасы до кризиса теплообмена.

При анализе аварий с полным обесточиванием АЭС, сопровождающихся дополнительно отказом дизель-генераторов и разуплотнением главных циркуляционных насосов, время до осушения активной зоны и начала ее плавления составляло не менее 15 ч. Принятые меры по защите от землетрясений в проекте Армянской АЭС (В-270) оказались настолько эффективны, что позволили первым двум блокам этой станции во время землетрясения 1988 г. (на площадке АЭС была зафиксирована интенсивность 6 баллов) оставаться фактически единственным источником, дающим электрическую энергию в сеть региона.

Проекты современных АЭС с ВВЭР-440 второго поколения (проект В-213) соответствовали ОПБ-82 по конструкции реактора, основного оборудования, критериям безопасности, характеристикам систем аварийного останова и аварийного расхолаживания. Однако проектные показатели, которые характеризуют эффективность систем локализации, предотвращающих выход радионуклидов в окружающую среду, не были обоснованы в рамках полномасштабного эксперимента. Подобные системы локализации никогда не применялись в мировой практике, что являлось предметом опасений. Это и послужило причиной того, что для финской АЭС «Ловиса» в качестве основного элемента системы локализации была применена защитная оболочка с ледяным конденсатором. По всеобщему признанию проект реакторной установки и станции в целом, реализованный для Финляндии, являлся высшим достижением советской ядерной энергетики и превосходил многие зарубежные.

На АЭС с ВВЭР после аварии на Чернобыльской АЭС также были выполнены обширные мероприятия по повышению безопасности. Некоторые существенные серьезные мероприятия в условиях возникновения малых и средних течей были осуществлены ранее, после аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд». Так, в проектах ВВЭР-1000 была реализована система принудительного снижения давления в первом контуре, облегчающая подачу раствора борной кислоты в контур при неблагоприятном развитии аварии с течью. Были предусмотрены дополнительные возможности сброса водорода в случае его накопления под крышкой реактора и в коллекторах парогенераторов и дренирования U-образного участка в холодной нитке главного циркуляционного трубопровода.

Авария на Чернобыльской АЭС заставила еще раз обратиться к способности активной зоны реактора предотвращать повреждение ядерного топлива за счет внутренних защитных свойств и достаточности мер по безопасности населения при аварии с расплавлением активной зоны, если она все-таки произойдет. В качестве дополнительных средств локализации радионуклидов в пределах герметичных помещений в случае тяжелой аварии в новых проектах ВВЭР предложено предусмотреть меры и системы по управлению ею:

- устройство под корпусом ловушки специальной конструкции для удержания расплавленной массы топлива;

- организованный отвод из-под защитной оболочки через фильтры паровоздушной среды, загрязненной радиоактивными элементами;

- организация сжигания водорода под оболочкой или постоянная принудительная вентиляция герметичного объема оболочки с удалением взрывоопасных газов.

Чернобыль заставил осознать приоритет безопасности и необходимость овладения знаниями о процессах, сопровождающих тяжелые аварии на АЭС. Для проведения в короткие сроки и при минимальных затратах огромного комплекса работ требовался доступ к западной базе знаний, ее освоение, выявление различий материалов и процессов, «белых пятен» и соответствующих точек общего интереса, создание интегрированной (единой для России и Запада) базы данных о процессах и физических свойствах материалов, а также аккумулированной базы знаний в виде сквозного комплекса детальных расчетных кодов. Для достижения этих стратегических целей были выбраны следующие организационные формы проведения работ:

участие в международных программах, проводимых западными партнерами, для обеспечения доступа к базам данных и расчетным кодам;

иницирование международных программ исследований, представляющих интерес для России, в том числе организация работ на западных экспериментальных установках;

привлечение западных инвестиций для исследований, проводимых в России и представляющих взаимный интерес.

Для реализации действий по первому направлению были подписаны соглашения с Комиссией ядерного регулирования США об участии в международных программах по теплогидравлике (ICAP) и тяжелым авариям (CSARP), в результате чего был обеспечен доступ к соответствующим обновляемым базам данных и получен полный набор американского расчетного инструмента. В рамках программы ACE EPRI — исследовательского центра американских эксплуатирующих организаций был получен доступ к банкам данных по тяжелым авариям.

В рамках взаимодействия с OECD и ее Агентством по атомной энергии (NEA) была получена возможность российского участия в Международных стандартных проблемах (ISP). Это позволило, используя западные реперные эксперименты, провести верификацию расчетных кодов и проверить профессионализм российских пользователей расчетных программ в сравнении с западными участниками («эффект пользователя»). Работы по некоторым ISP были организованы по инициативе России на базе российских экспериментов. Было налажено взаимовыгодное сотрудничество с ведущими западными исследовательскими организациями: IPSN (Франция), GRS (Германия), JRC (Италия), DOE и NRC (США), JAERI (Япония). Также широко была использована возможность проведения необходимых для нашей страны исследований на зарубежных экспериментальных установках. В США была доставлена и испытана в рамках программы ACE российская фильтрующая система для сравнения с шестью западными аналогами. Проведены исследования характеристик взаимодействия расплав—бетон (скорость эрозии, выход аэрозолей и неконденсирующихся газов). Для этого компоненты бетона с Запорожской АЭС массой 6 т были доставлены в Аргоннскую национальную лабораторию (США). Исследования взаимодействия расплав—бетон также были проведены на установке ВЕТА в Исследовательском центре ZFK (Германия). С этим же центром была достигнута договоренность об испытании двух сборок тепловыделяющих элементов ВВЭР в условиях тяжелой аварии с потерей теплоносителя на установке CORA, а также элементов фильтрующей системы на установке «Тайфун». На установке HDR (Германия) были проведены эксперименты по исследованию распространения водорода в помещениях защитной оболочки.

Большое внимание было уделено привлечению западных инвестиций для проведения исследований, представляющих интерес как для Запада, так и для России, в рамках российских исследовательских программ. Яркими примерами таких работ являются:

исследования процессов горения и детонации водорода на крупномасштабных установках КОПЕР и РУТ (РНЦ «Курчатовский институт»), в которых участвовали специалисты США, Германии и Франции;

исследования взаимодействия расплава активной зоны с корпусом реактора в рамках международной программы «Расплав» и «Маска», которые проводились под эгидой NEA OECD;

исследования поведения твэлов с высоким выгоранием в авариях с резким возрастанием реактивности и в авариях с потерей охлаждения при участии США и Франции;

разработка моделей и расчетных кодов по тяжелым авариям при участии США, Франции и Германии и других стран OECD.

Реализация комплекса интегрированных исследовательских работ позволила обосновать применение мировой базы знаний о тяжелых авариях к условиям российских АЭС. Кроме того, мировая база знаний была пополнена новыми данными, полученными в ходе российских исследований. Эта база знаний стала важным элементом в аргументации безопасности действующего и развиваемого парка ядерных энергоисточников.

Управление опасностью. У специалистов не вызывает сомнения факт, что индивидуальный риск, связанный с ядерной энергетикой, мал по сравнению с риском в добывающей промышленности, на транспорте или в химической промышленности. Тем не менее опасность АС, которая с точки зрения общества может вести себя непредсказуемо, психологически воспринимается им гораздо более остро по сравнению с привычными для общества областями деятельности. Для общества более опасным воспринимается не тот объект, при эксплуатации которого возможны осознаваемые катастрофические последствия и превышение установленных индивидуальных пределов безопасности, а тот, на котором возможны непредвиденные неконтролируемые или неуправляемые ситуации. Человек, как правило, спокойнее относится к опасности, если владеет или видит возможность воздействия на нее. Прошлые ожидания бурного развития ядерной энергетики были поколеблены наиболее ощутимо реальной демонстрацией непредвиденной опасности. Признаваемая теперь незрелость ядерной энергетики проявилась в незрелости обеспечения безопасности. Нужно попытаться ответить на вопрос: на какие гарантии безопасности могут опираться будущие ожидания развития ядерной энергетики? В этой связи назрела необходимость сформулировать подход к управлению опасностью, реализация которого обеспечила бы возможность показать АС как безопасный объект, понятный и управляемый во всех режимах, включая тяжелые аварии. Основой предлагаемого подхода может являться предположение о том, что на определенном этапе развития любой сложной и опасной технологии, в том числе и ядерной накапливается уровень знаний о процессах и явлениях, который позволяет решить проблему ее безопасного функционирования, т.е. проблему управления опасностью, априори присущей данной технологии. Управление опасностью становится тем содержательным основанием, на которое могут опереться ожидаемые обществом гарантии безопасности ядерной энергетики. Это управление должно реализовываться на всех стадиях развития технологии.

При создании объектов энергетики действует «система управления», включающая в себя:

законы, регулирующие взаимодействие и ответственность участников;
принципы, определяющие единые подходы к достижению поставленной цели;

нормы и правила, регулирующие эффективность и полноту технических решений для достижения целей;

систему обеспечения качества, гарантирующую выполнение норм и правил.

Технические решения, закладываемые на стадии создания установки и реализуемые на стадии ее эксплуатации, должны опираться на знания и понимание ожидаемых процессов и тех состояний, в которых может оказаться установка в процессе аварии. Может быть предложена определенная структуризация всей системы знаний, необходимых для уверенного управления аварией. Например, развитие тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР можно представить как последовательность состояний АЭС, в которой каждое следующее состояние является более тяжелым, т.е. характеризуется большим разрушением физических барьеров безопасности, чем предыдущее. Для АЭС с ВВЭР представляется естественной и наиболее вероятной следующая последовательность состояний (стадий) развития аварии с потерей охлаждения:

потеря эффективного охлаждения активной зоны;

плавление активной зоны, перемещение расплава на днище корпуса и образование бассейна расплава;

выход расплава за пределы корпуса реактора;

повреждение защитной оболочки и выход продуктов деления за ее пределы.

Для каждого состояния аварии имеется возможность определить специфическую цель безопасности, на достижение которой должны быть направлены стратегия и тактика управления:

предотвращение повреждения топлива;

удержание топлива в корпусе реактора;

предотвращение повреждения защитной оболочки.

Построение пирамиды управления безопасностью основывается на формулировании хорошо понимаемых целей безопасности для каждой стадии развития аварии. Появляется понятие «дерева целей безопасности». Под деревом целей безопасности понимается взаимосвязь конкретных действий по контролю и управлению складывающейся ситуацией на каждый момент развития тяжелой аварии. Эта взаимосвязь необходима для определения требуемых противоаварийных мер на основании знания физических механизмов и условий развития аварийного процесса. Сформулированным целям безопасности соответствуют конкретные функции безопасности. Утрата функции безопасности формирует запрос на ее восстановление, исходя из сложившейся ситуации, определенной соответствующими конкретными параметрами физических процессов. Исходя из знания конкретных параметров процессов и явлений, сопровождающих тяжелую аварию, выбирается эффективная стратегия и процедура восстановления утраченной функции, т.е. стратегия и процедура управления аварийной ситуацией. Если уровень знания на той или иной стадии развития аварии недостаточен, формируется запрос на дополнительные исследования соответствующих процессов и явлений.

Рассматриваемая наиболее вероятная последовательность состояний развития аварий может быть реализована в ходе протекания большого разнообразия сценариев аварии с потерей теплоносителя при любом из учитываемых проектом исходном событии с наложением независимых от исходного события отказов или ошибки оператора. Предположения о работе или отказах систем безопасности, действи-

ях оператора, характеристики оборудования и уставки срабатывания автоматики формируют граничные условия рассматриваемого аварийного процесса.

Развитие переходного теплогидравлического процесса с учетом изменения мощности реактора (нейтронной кинетики) может приводить к двум различным результатам. Если технические средства и организационные меры, предусмотренные в проекте станции, оказываются работоспособными и эффективными, то ограничивают последствия аварии в проектных рамках (непревышение проектных пределов безопасной эксплуатации). Если за счет исходных событий, не учитываемых для проектных аварий, или дополнительных отказов систем безопасности сверх принципа единичного отказа авария переходит в категорию запроектных, проектные пределы безопасной эксплуатации превышаются, требуются специальные системы безопасности и меры по управлению такой аварией (ограничение последствий аварии).

К настоящему времени в нашей стране, как и во всем мире, сложилась система необходимых и достаточных элементов, которые составляют основу концепции безопасности (рис. 1). Одним из элементов этой концепции является законодательный блок из федеральных законов, системы норм и правил и государственной разрешительной системы, которая осуществляет независимый надзор и регулирование.

Технологический блок построен на базе принципа эшелонированной защиты, основой которого является многократность барьеров безопасности и многообразие уровней защиты этих барьеров. При реализации принципа глубокоэшелонированной защиты важна правильная расстановка приоритетов. В безопасности первоочередное внимание уделяется предотвращению аварий. Однако, несмотря на все принимаемые меры по предотвращению аварии, на станции и за ее пределами должны быть подготовлены меры по ее ослаблению, т.е. меры управления аварией.

Важнейшим условием эффективности системы обеспечения концепции безопасности является осознание ее приоритета, т.е. восприятие принципа «культура безопасности» как фундаментального управляющего принципа. Все это опирается на базу знаний о процессах и явлениях.



В копилку базы знаний. Рассмотрим развитие такой базы знаний применительно к двум типам аварий.

В случае аварии с неконтролируемым ростом мощности (реактивной аварии) применение процедуры управления аварией ограничено, поэтому в проекте АЭС должно быть обосновано, что при всех возможных исходных событиях не могут быть превышены условия тяжелого повреждения тепловыделяющих элементов (фрагментация или плавление). Экспериментальные исследования поведения твэлов в реактивных авариях при высоком выгорании были начаты в 1983 г. под руководством ИАЭ им. И.В. Курчатова. К реализации намеченной исследовательской программы были привлечены Объединенная экспедиция ПНИТИ на Семипалатинском ядерном полигоне, НИИАР, НПО «Луч», НИКИЭТ, ВНИИНМ, впоследствии к работам был привлечен ВНИИЭФ. Структура исследований представлена на рис. 2.



Р и с. 2. Структура исследований реактивных аварий

На импульсных реакторах ИГР (Семипалатинск), ГИДРА (РНЦ «Курчатовский институт»), БИГР (ВНИИЭФ) были экспериментально определены пороги разрушения твэлов в различных условиях проектных и запроектных аварий до выгорания 60 000 МВт-сут/т и создана соответствующая база данных. Механические испытания твэлов в горячих камерах НИИАРа позволили сформировать базу данных об их механических свойствах. Разработанные расчетные программы по нейтронной физике совместно с теплогидравликой и термомеханике позволили провести анализ возможных сценариев развития аварий на АЭС и создать каталог расчетных сценариев.

В ходе исследований было показано, что для твэлов ВВЭР пороговая энтальпия разрушения фактически не зависит от глубины выгорания в изученном диапазоне, что обеспечивает их преимущество в сравнении с твэлами PWR в условиях реактивной аварии. Это обусловлено различиями в изменении свойств при облучении нейтронами циркониевых сплавов, используемых для оболочек твэлов в соответствующих реакторах.

В случае аварий с потерей охлаждения активной зоны АЭС с ВВЭР первая стадия развития тяжелой аварии сопровождается процессами осушения и разогрева

активной зоны, дополнительным разогревом за счет пароциркониевой реакции, выходом водорода и продуктов деления, плавлением оболочки и топлива. Исследования этих процессов формируют базу знаний, определяющую правильность выбора мер по восстановлению охлаждения активной зоны и достижению поставленной цели: предотвратить плавление активной зоны. Необходимая база знаний о перечисленных ключевых процессах была получена в рамках исследований моделей российских ТБС на установке CORA в Германии (рис. 3).

Экспериментальные работы проводились совместно Россией (РНИЦ «Курчатовский институт», ВНИИНМ, НИИАР, НПО «Луч») и Германией (FZK, Карлсруэ). К теоретическим работам были привлечены 11 стран OECD. К середине 90-х годов поставленная цель была достигнута и создан интегрированный банк данных для общего пользования.



Р и с. 3. Вид ТБС после испытаний и установка CORA

Следующая стадия развития тяжелой аварии может привести к разрушению корпуса реактора. На этой стадии образуется энерговыделяющий бассейн расплава на днище, формирующий тепловые нагрузки на корпус. Цель управления — удержать расплав внутри корпуса за счет его охлаждения либо внутри корпуса, либо снаружи. Моделированию и исследованию этих процессов в мире в последние 10—15 лет уделено большое внимание и проведено множество экспериментальных программ (рис. 4).

Россия взяла на себя решение самой сложной задачи — исследование реальных композиций расплава, где наряду с основными компонентами активной зоны U, Zr,



Р и с. 4. Экспериментальные программы по исследованию процессов в бассейне расплава активной зоны на днище корпуса реактора

О присутствуют конструкционные материалы (железо), продукты деления и материалы регулирующих стержней (карбид бора). Эти исследования проводились на экспериментальных установках РНЦ «Курчатовский институт» (до 200 кг расплава), НИТИ им. А.П. Александрова, НПО «Луч» при участии ИБРАЭ. В работах программ «Расплав» и «Маска» принимают участие 16 стран под эгидой OECD.

На рис. 5, 6 показаны экспериментальные установки и слитки, полученные в крупномасштабных экспериментах. В результате этих опытов впервые в мировой практике получены уникальные результаты, имеющие большое практическое значение: создана база данных о теплофизических свойствах расплава при температуре до 3100 К, база данных, описывающих ключевые параметры поведения бассейна расплава, а также расчетный инструмент.

Многообразие процессов, приводящих к большим нагрузкам на защитную оболочку, определяет следующую стадию развития тяжелой аварии и следующий этап ее моделирования, — здесь и взаимодействие расплава с водой, бетоном, горение и детонация водородно-паровоздушной смеси, прямой нагрев защитной оболочки расплавом. Цель управления — сохранить целостность защитной оболочки — последнего барьера на пути распространения радионуклидов. На этой стадии создание специальных устройств является необходимой мерой по управлению аварией.

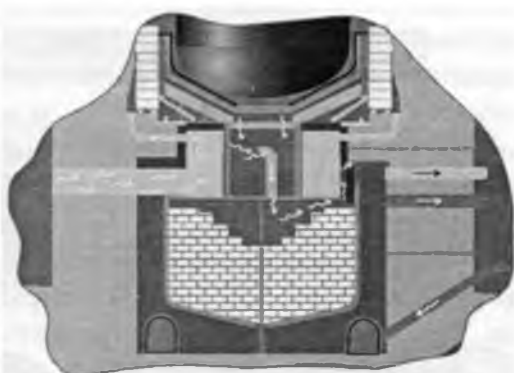
В результате работ, выполненных усилиями многих организаций страны (НИТИ им. А.П. Александрова, СПБАЭП, ИБРАЭ, НПО «Луч», конструкторские организации «Росэнергоатома») под научным руководством РНЦ «Курчатовский институт», впервые в мире на Тяньваньской АЭС с ВВЭР-1000 (Китай) реализована концепция долговременного удержания расплава активной зоны в ограниченном объеме шахты реактора — создано устройство локализации расплава (рис. 7).



Р и с. 5. Установка «Расплав-AW»

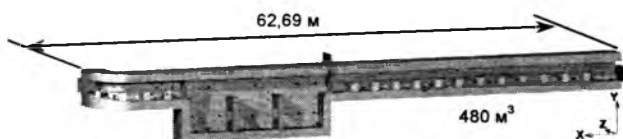


Р и с. 6. Установка «Расплав-RCW»



Р и с. 7. Схема устройства локализации расплава активной зоны на Тяньваньской АЭС

На установках большого масштаба проведены уникальные работы по исследованию горения и детонации водородно-паровоздушной смеси (рис. 8). Вместе с РНЦ «Курчатовский институт» в этих работах принимали участие специалисты США, Германии и Франции. По результатам работ были разработаны критерии режима распространения пламени, созданы газодинамические компьютерные коды (турбулентное горение и детонация газовых смесей), разработаны системы водородной безопасности.



Р и с. 8. Разрез установки РУТ

Проведенные в период 1987—2003 гг. работы позволили России интегрироваться в мировое содружество стран, развивающих ядерную энергетику, продемонстрировать умение российских исследователей добиваться уникальных результатов при проведении сложнейших экспериментальных и теоретических работ. Главным результатом является создание и совместное пользование обширной базы знаний, относящихся к безопасности. Эта база знаний позволяет разрабатывать необходимые технические решения, которые способны обеспечить ожидаемую гарантию безопасности ядерных энергоисточников.

Взгляд на будущее. Сложившаяся методология управления безопасностью основана на мировом опыте эксплуатации объектов ядерной энергетики, который составляет более 10 000 реакторо-лет, и базе знаний о процессах и надежности оборудования с учетом человеческого фактора. Применяемые на настоящий момент подходы и принципы безопасности удовлетворяют требованиям безопасности как при продлении срока эксплуатации действующих АЭС, так и при разработке новых проектов. При этом следует отметить, что на любом этапе развития любой сложной технологии существуют как эволюционно развивающиеся технические предложения, направленные на достижение нового уровня безопасности и экономических показателей, так и революционные идеи, базирующиеся на внедрении в практику новых физических подходов и технических решений. Однако привлекательность немедленного внедрения в практику революционных идей должна постоянно соизмеряться с реальной их подготовленностью к внедрению. Всестороннее технико-экономическое обоснование новых идей должно удовлетворять сложившимся требованиям и делает необходимым проведение большого объема

научных исследований и получения соответствующих баз знаний. Для будущего развития уже сейчас прорабатываются различные реакторные системы, имеющие характер инновационных, а иногда и революционных. В них ожидается широкое проявление свойств самозащищенности, что является естественным продолжением тех тенденций, которые сформировались в прошедшие десятилетия.

Сегодня в реализации стратегии глубокошелонированной защиты определено повышенное внимание к свойствам внутренней безопасности и приоритет пассивных технических средств нейтрализации возможных аварий перед активными. При этом в каждой такой реакторной системе формируется свой представительный набор сценариев тяжелых аварий и соответствующий ему характер мер управления авариями. При повышении уровня внутренней безопасности ожидается облегчение набора мер управления, но, безусловно, это может происходить только на основе глубоких знаний и понимания возможных процессов. Это определяет ответственное отношение к революционным инновациям, поскольку чрезмерная самонадеянность в конструировании будущих моделей не менее опасна, чем незрелость в прошлом.

Применительно к последующему ожидаемому этапу развития ядерной энергетики МАГАТЭ в 2001 г. была разработана Международная программа по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (INPRO). В 2003 г. в рамках этой программы сформулированы основные принципы, требования пользователей и критерии по инновационным реакторам и топливным циклам. Сформулированы основные принципы и требования по безопасности ядерных установок.

Существующие на сегодня в ядерном сообществе требования безопасности сформулированы в документах, ориентированных на эволюционные и усовершенствованные конструкции электрогенерирующих реакторных энергоблоков. «Будущие» требования распространяются как на ядерные реакторы, ожидаемые в эксплуатации следующие 50 лет, так и на связанные с ними ядерные установки топливного цикла, включающие установки следующего этапа, характеризующиеся как инновационные. Видимое разнообразие реакторных систем содержит водо- и газоохлаждаемые, с жидкометаллическим теплоносителем и на расплавах солей различных размеров и для различных целей. Подразумевается, что широкое и долговременное использование атомной энергии будет основываться на стратегии топливообеспечения, содержащей расширенное воспроизводство, переработку облученного топлива и рециклирование делящихся материалов, т.е. на стратегии замкнутого топливного цикла на уране и тории, которая может сочетаться в отдельных регионах мира с открытым циклом.

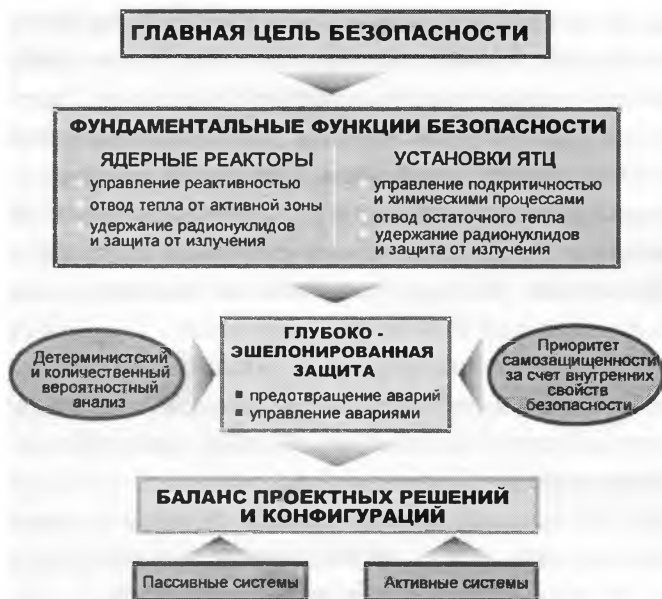
Знания и технология постоянно совершенствуются, и, естественно, следует ожидать, что требования безопасности ядерной технологии будут меняться. Требования к инновационным ядерным реакторам, опирающиеся сегодня прежде всего на опыт электрогенерирующих пользователей и распространяющиеся на инновационные установки топливного цикла, в дальнейшем будут совершенствоваться из-за расширения сферы применения (теплоснабжение, обессоливание воды, новые промышленные направления), а также вовлечения в ядерную энергетику новых групп развивающихся стран. Тем не менее в документе МАГАТЭ формулируются устойчивые положения, отражающие накопленный опыт и тенденции будущего инновационного развития. Подход, применяемый ко всем без исключения иннова-

ционными системам, иллюстрируется схемой на рис. 9. В качестве всеобъемлющей стратегии в достижении основных целей и выполнении фундаментальных функций безопасности в ядерных реакторах и установках топливного цикла называется, как и в признаваемых сегодня требованиях и правилах безопасности, глубокоэшелонированная защита. При этом особое внимание обращается на большую независимость различных уровней защиты, что позволяет избежать распространения отказов на последующие уровни.

Особо подчеркивается, что предотвращение аварий в будущих ядерных установках основывается на повышенных внутренних характеристиках безопасности. Это должно достигаться выбором физических и химических свойств ядерного топлива, теплоносителя, использования соответствующих естественных процессов в реакторе. Термин «внутренняя безопасность» применим к отдельным характеристикам, но не к станции в целом. Примером внутренней безопасности по отношению к внутренним пожарам является использование негорючих материалов, реактор частично внутренне безопасен по отношению к вводу реактивности, если избыточная реактивность мала и общая обратная связь по реактивности отрицательна, в результате чего невозможен большой всплеск мощности, реактор внутренне безопасен по отношению к потере теплоотвода, если теплота распада может быть отведена в окружающую среду теплопроводностью, тепловым излучением и естественной конвекцией без повреждения топлива, установка топливного цикла внутренне безопасна в части критичности, если в ней не может образоваться критическая конфигурация материала и т.д.

Характеристики внутренней безопасности и пассивные противоаварийные системы повышают эффективность всех уровней глубокоэшелонированной защиты. Приоритетной всегда остается цель предотвращения аварии, за ней следует задача нейтрализации и уменьшения последствий.

Стратегия глубокоэшелонированной защиты, провозглашенная для реакторных установок, должна использоваться и в установках топливного цикла с учетом основных различий в источниках опасности. В установках топливного цикла потенциальная энергия, реализуемая в авариях возникновением цепной реакции, меньше, чем в реакторах, выброс радионуклидов при механических повреждениях или в результате химических процессов может быть больше, выше вероятность выхода химической энергии, плотность мощности меньше, чем в активной зоне реактора.



Р и с. 9. Схема реализации требований безопасности в инновационных ядерных установках

В результате реализации всей стратегии безопасности в инновационных установках не должно возникать необходимости эвакуации или перемещения населения за пределами промышленной площадки. Радиационный риск от функционирования ядерной установки во всех возможных состояниях и режимах, включая эксплуатационные состояния, аварии и снятие с эксплуатации, должен быть сопоставим с риском от других промышленных установок, используемых для аналогичных целей. Тем самым не должно возникать дополнительных ограничений на размещение ядерных установок по сравнению с другими промышленными объектами.

В связи с этим следует обратить внимание на то, что уже в 70-е годы в Советском Союзе была сформулирована необходимость разработки нового класса реакторных установок, обладающих такими внутренними чертами, которые бы исключали тяжелые последствия повреждений конструкции или внешних воздействий. Это связывалось с ожидавшимся развитием ядерной энергетики, которая должна была решать новые целевые задачи, и ее масштабами, которые, как ожидалось, намного превысят масштабы первого периода.

В условиях Советского Союза на начальном этапе развития ядерной энергетики возможности территориального размещения атомных станций позволяли использовать фактор расстояния от крупных скоплений населения как один из факторов безопасности при тяжелых аварийных ситуациях. В то же время в европейских странах этому фактору не придавалось такого значения из-за существенно большей плотности населения. Масштабы ожидаемого дальнейшего развития ядерной энергетики в СССР требовали более плотного (менее ограничиваемого) размещения станций в промышленных регионах, создание атомных станций теплоснабжения подразумевало по их назначению размещение в непосредственной близости от крупных населенных агломераций. На очереди были намерения территориально совместить ядерные энергоисточники с промышленными предприятиями (ядерно-технологические комплексы).

Применительно к атомным станциям теплоснабжения в 1977—1978 гг. были разработаны специальные дополнительные требования к их безопасности, позволявшие должным образом снизить возможный дополнительный риск для населения при близком расположении ядерного энергоисточника. Проектные и конструкторские решения, в максимальной мере использовавшие естественные процессы и пассивные технические средства, сводили к пренебрежимому уровню тяжелые последствия возможных аварийных событий. Это было реальное развитие нового поколения ядерных энергетических установок с внутренне присущими свойствами безопасности, диктуемое стратегическими задачами ожидаемого (и планируемого) развития ядерной энергетики. Уже после аварии на Чернобыльской АЭС существо этих технических решений и обеспечиваемый ими уровень безопасности установок были рассмотрены специальной международной экспертизой (с участием экспертов 13 западных стран), которая признала безопасность предложенной программы. В связи с этим неуместной выглядит упорная отсылка некоторых авторов к инициативе Вейнберга, который после аварии на Чернобыльской АЭС (в других текстах — после аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд») сформулировал цель создания

внутренне безопасных реакторов, конструкция и свойства которых исключали бы тяжелые аварии, подобные случившимся. В то же время характерно, что западное ядерно-энергетическое сообщество сдержанно относилось к предлагаемой нами логике разработок нового поколения установок, демонстрирующих новый уровень безопасности, боясь поставить под сомнение достаточную безопасность существующего и планируемого в ближайшей перспективе парка атомных станций, оснащенных всеми принятыми на Западе средствами безопасности. Лишь в последние годы в условиях реального спада в развитии ядерной энергетики и начавшегося процесса формирования стратегии нового этапа в ее ожидаемом развитии стали формироваться требования к новым поколениям ядерных энергетических установок, которые за счет повышенного внимания к свойствам их внутренней самозащищенности позволяют устранить опасность тяжелых последствий аварийных событий и декларировать возможность исключить дополнительные ограничения в размещении ядерных энергоисточников по сравнению с любыми другими. Это возвращает нас к логике разработанных в нашей стране к 1978 г. правил размещения атомных станций теплоснабжения и требований к их безопасности.

Следует выделить специфическую роль объектов малой энергетики в признании гарантий безопасности. Можно обратить внимание на несколько разнородных факторов:

места потенциального размещения станций малой мощности, как правило, характеризуются обостренными проблемами энергообеспечения, когда проявляются фактор необходимости ядерного источника и недостатки других источников энергоснабжения;

установки малой мощности требуют сравнительно меньших разовых инвестиций и меньшего времени реализации;

малые реакторные установки содержат меньшие объемы радионуклидов, несут опасность;

в реакторных установках малой мощности возможна более уверенная реализация свойств внутренней безопасности, связанных с естественными процессами теплоотвода.

Иногда последние два фактора представляются аргументами для снижения требований безопасности в системе соответствующих нормативных документов. В качестве одного из контраргументов можно назвать фактор более тесного, как правило, расположения по отношению к потребителю ядерного энергоисточника, когда минимизируются размеры промышленной площадки. Но основным контраргументом является необходимость использования единой стратегии безопасности и единых принципов ее обеспечения. Конкретные технические решения, гарантирующие реальную безопасность конкретной ядерной установки, определяются ее конструкцией, характеристиками и соответствующей базой знаний, используемой при разработке и эксплуатации. В стратегической цели расширения масштабов использования ядерного топлива малая энергетика должна сыграть свою полезную роль, способствуя признанию эффективности и безопасности ядерной энергетики.