

С Т А Т Ь И

УДК 621.039.5

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ПО ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРАМ ДЛЯ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

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

Говоря о тенденциях дальнейшего развития ядерной энергетики в последние годы, российские эксперты основное внимание уделяли месту ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе XXI в., новой волне в развитии ядерной энергетики, в связи с этим — требованиям к атомным энергоисточникам следующего периода. Обсуждалось сочетание эволюционного совершенствования освоенных технологических направлений и развития новых направлений, обещающих новое качество и новые движущие факторы в развитии этой энергетической отрасли. Формулировались задачи в различных областях энергопотребления, и обсуждалась способность атомных энергоисточников и всего ядерного топливного цикла соответствовать этим потребностям и новым глобальным задачам.

В таких обсуждениях всегда обращали внимание на преемственность во всем процессе развития. В это понятие вкладывали различные слагающие технической политики:

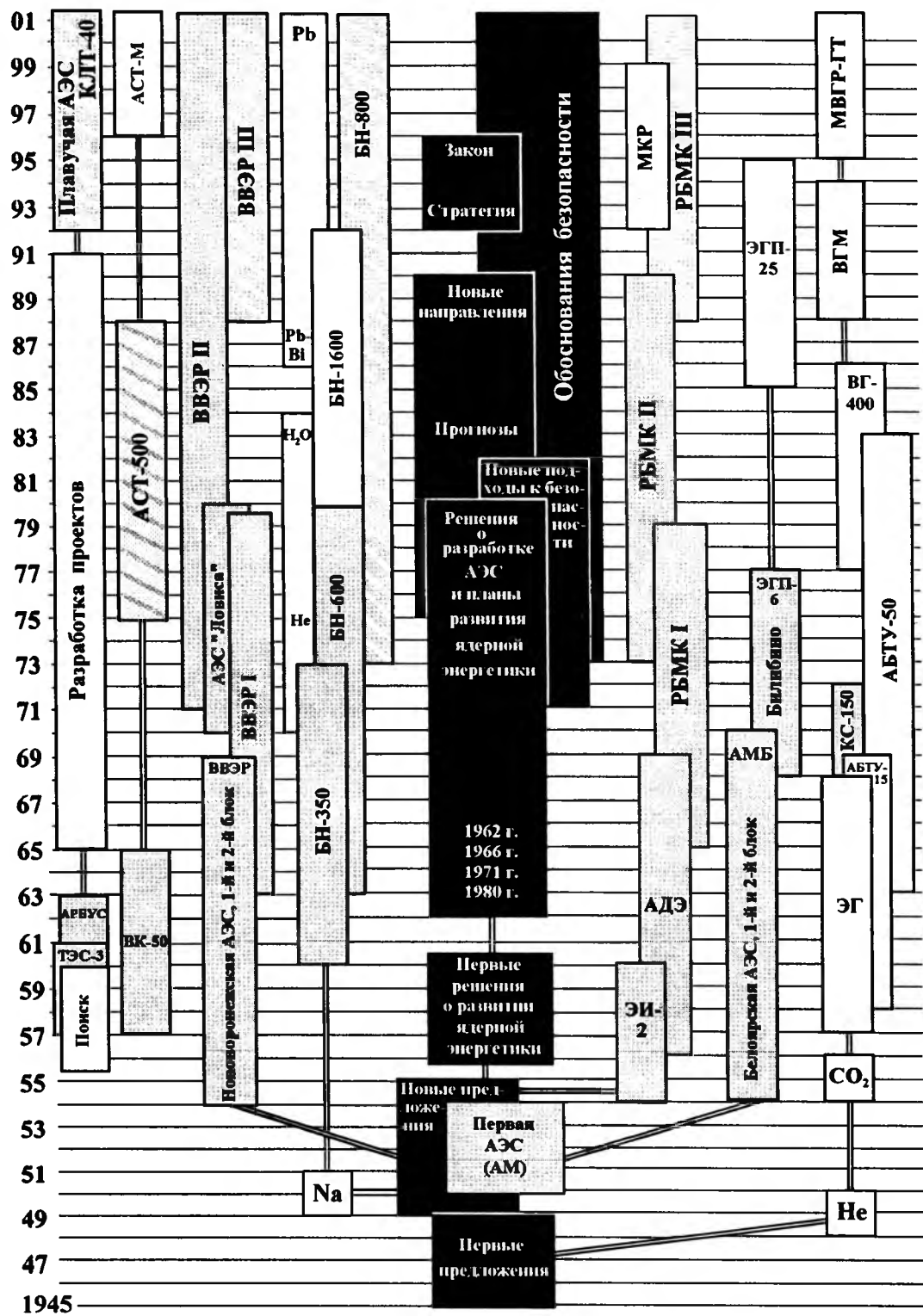
прежде всего технологическую преемственность, направленную на максимальную отдачу аккумулированных средств и накопленного потенциала (что немаловажно в кризисных условиях экономики);

непрерывность процесса разработок и реализации, когда новое создается параллельно с развитием освоенного;

последовательное развитие общих научно-технических и технологических концепций, для ядерной энергетики в первую очередь развитие общей концепции безопасности в связи с растущими требованиями безопасности и разнообразием применения ядерных энергоисточников.

Обращаясь к этой перспективе как в долгосрочном, так и более близком плане, следует еще раз вспомнить, как формировали сегодняшнее состояние, тенденции его развития и связанные с этим исследования и разработки.

Начальные шаги, направления разработок и научно-техническая база гражданской ядерной энергетики опирались на усилия и возможности, которые были развиты в стране для создания ядерного оружия и затем атомного флота. Созданный потенциал подталкивал к демонстрации возможности использования процесса деления ядер для гражданских целей, затем и для освоения надежных и конкурентоспособных энергоисточников. Эта задача была решена в СССР, как и в других странах, развивавших ядерную технологию для военных целей. Технологический успех естественным образом подтолкнул масштабное развитие данного направления энергетики, тем более что региональные условия экономической целесообразности и устранения зависимости от других источников энергии способствовали этому. В результате проявилось ускоренное внедрение ядерного топлива в топливно-энергетический баланс многих промышленно развитых стран, в том числе и Советского Союза. Сейчас можно утверждать, что наращивание масштабов новой энергетической технологии не соответствовало объективным глобальным энергетическим потребностям и сохраняющимся возможностям экономически и технологически целесообразного наращивания энергетики на органичес-



ких видах топлива. Сформировавшееся в ядерном сообществе суждение о том, что ядерная энергетика достигла «зрелости», оказалось преждевременным. Естественно, настороженное отношение населения и общественного мнения к энергии деления ядер, рожденное ядерным оружием, быстро переросло в отрицание этого направления энергетики в результате крупных аварий на атомных электростанциях. Определяющими в этом повороте стали события на Чернобыльской АЭС. В результате произошел резкий спад в дальнейших планах и реальном развитии ядерной энергетики в мире. В Советском Союзе и далее в России это проявилось самым драматическим образом.

Все это не означало остановки развития новой энерготехнологии, она перешла в фазу «равновесного развития», более соответствующего объективному балансу различных видов топлива, их экономической конкурентоспособности и региональной обеспеченности. Центр тяжести ядерной энергетики стал перемещаться в районы Азии и Дальнего Востока.

Свое место нашли и новые технологические решения, направленные на снижение аварийного радиационного риска от ядерных энергоисточников и последствий их эксплуатации.

Неизбежное дальнейшее развитие ядерной энергетики, наращивание доли ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе получают широкое признание, а изменение общественного мнения должно опираться на практическую демонстрацию реальной «зрелости» и безопасности этой технологии. Переходный период характерен появлением крайних суждений в оценках развитых видов ядерной технологии и характера технологии, необходимой для следующего этапа развития, в требованиях к ядерным энергоисточникам и ядерному топливному циклу следующего этапа ядерной энергетики.

Некоторые специалисты склонны объявлять ошибочным весь набор технических направлений ядерной энергетики, навязанный решением военных задач, склонны объявлять мораторий в поступательном развитии и начать все с начала, подчиняя дальнейшие технические решения требованиям, диктуемым исключительно «мирным» развитием. Представляется, что такой подход является односторонним. Неизбежно развитие и совершенствование ядерных энергоисточников в сторону внутренне безопасных конструкций, демонстрируемых, например, атомными станциями теплоснабжения и модульными газоохлаждаемыми реакторами. Обязательна в этом процессе преемственность развития, включающая эволюционное совершенствование освоенных технических решений и создание новых систем, обеспечивающих новое качество как в топливоиспользовании, потребительских свойствах, так и в демонстрируемой безопасности, принимаемой общественным мнением.

Позволю себе напомнить предлагавшееся вниманию читателя несколько лет назад дерево развития ядерной энергетики в Советском Союзе и России [1, 2] и дополнить его некоторыми результатами рассмотрения событий и тенденций последних лет.

Исторически первые шаги по созданию атомных электростанций были сделаны в направлении реакторов с графитовым замедлителем и охлаждением обычной водой. Именно в этом направлении уже был накоплен опыт работы реакторов для производства плутония. Можно заметить, что реакторная установка, ставшая первой атомной электростанцией в Обнинске в 1954 г., на первоначальной стадии разработки рассматривалась как один из проектов ядерной установки для подводной лодки.

Конструктивный вариант первой в мире АЭС развился в опытно-промышленную установку АМБ, реализованную в двух блоках Белоярской АЭС электрической мощностью 100 и 200 МВт. При освоении этих реакторов пришлось решать много проблем, в том числе и центральную — выбор работоспособной конструкции тепловыделяющих каналов. В результате после пуска 1-го блока в 1964 г., 2-го — в 1967 г. мощность обоих блоков достигла проектной лишь к концу 1969 г. Тем не менее была реализована мечта энергетиков — создана ядерная установка, вырабатывающая перегретый пар в реакторе.

Это направление не получило дальнейшего развития и было лишь повторено в измененном виде в четырех реакторных установках Билибинской АЭС единичной электрической мощностью блоков 12 МВт. В конструктивной схеме реактора использованы естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре и выработка в каналах активной зоны насыщенного пара.

Параллельно с созданием демонстрационной атомной электростанции начались работы по двухцелевым реакторам, которые могли бы сочетать выработку электроэнергии и наработку оружейного плутония. Реальное развитие этого направления также пошло по логичному пути графитовых реакторов с водяным охлаждением. Создание и освоение проектных режимов реакторов заняло период с 1965 по 1969 г.

Начавшийся процесс сокращения ядерных вооружений стимулировал вывод из эксплуатации этих реакторов. К исходу 2000 г. в работе оставалось три реактора, что связано с необходимостью замещения их полезной тепловой и энергетической нагрузки. Исследования последних лет были связаны с изменением конструкции активной зоны и твэлов, устраняющим наработку оружейного плутония при сохранении полезной энергосыработки, т.е. на повестке дня стоит практическая задача конверсии. Окончательная судьба реакторов будет связана с выбором способа обеспечения энергией региональных потребителей.

Промышленное развитие водографитовых реакторов в электроэнергетике пошло по конструктивной линии РБМК — канальных реакторов, генерирующих в активной зоне насыщенный пар. Поступательный прогресс в их конструкции был реализован в семи модификациях реакторной установки. Изменения были связаны с модернизацией трубопроводной системы первого контура, его гидравлических характеристик, эксплуатационных процедур и управления реакторной установки, компоновочно-строительными решениями для упрощения монтажа. Далее последовала серия изменений, связанных с последовательным усилением систем аварийного охлаждения и локализации аварий при введении новых правил по безопасности АЭС. Первая модификация реализована по проекту 1968 г. с доработками до пуска 1-го блока Ленинградской АЭС в 1973 г. и изменениями, введенными по опыту его освоения, — первые два блока (2-й блок пущен в 1976 г.). Вторая модификация — первые два блока Курской и Чернобыльской АЭС, пущенные в 1975—1979 гг. Третья модификация — 3-й и 4-й блоки Ленинградской АЭС, пущенные в 1979—1981 гг., они относятся к второму поколению РБМК, разработанных с учетом новых требований безопасности. Четвертая модификация — 3-й и 4-й блоки Курской, Чернобыльской и первые два блока Смоленской АЭС, пущенные в 1978—1983 гг. Основным отличием этой группы блоков является наличие в системе локализации аварий бассейна-барботера под реактором. Пятая модификация — 3-й блок Смоленской АЭС, имеющий наиболее плотные боксы локализации аварии и упрощенную конструкцию бассейна-барботера. Шестая модификация отличается от других повышенной электрической мощностью — по проекту 1500 МВт, реализовано 1250 МВт (два блока Игналинской АЭС). Форсировка мощности достигнута благодаря интенсификаторам теплосъема на верхних элементах ТВС, изменению числа агрегатов и характеристик основного оборудования, модернизации систем управления, защиты и безопасности. Седьмая модификация — достраиваемый 5-й блок Курской АЭС, в котором для обеспечения неположительного парового эффекта реактивности уменьшено количество графитового замедлителя в активной зоне, а также разработана новая система сброса парогазовой смеси из реакторного пространства в случае разрушения большой группы каналов. Опыт модернизации РБМК позволяет утверждать, что концепция канального графитового реактора с охлаждением кипящей водой может быть вписана в современные подходы и тенденции ядерной безопасности и авария на Чернобыльской АЭС не вытекает из сущности уран-графитовых канальных реакторов.

Вариантом наиболее полной реализации общепринятых мер безопасности, включая создание полноразмерной защитной оболочки, стал существенно продвинутый про-

ект многопетлевого реактора МКЭР первоначально на электрическую мощность блока 800, затем — 1000 МВт. В нем принципиально изменена схема циркуляции теплоносителя и удалось реализовать общепризнанную структуру барьеров безопасности, включающую защитную оболочку. Этот проект разрабатывался в первую очередь для замещения выбывающих из эксплуатации первых блоков канального направления.

Одним из аргументов замещения канальных реакторов канальными же были соображения ориентированности эксплуатационного персонала и всей технологической инфраструктуры работающих электростанций на соответствующие технологические решения. Эти соображения не представляются убедительными, особенно с учетом реальных во времени процессов нового строительства на действующих площадках АЭС. Что же касается практических проблем освоения эксплуатационным персоналом новой реакторной технологии, то большие проблемы представляло бы освоение технологии и управления РБМК персоналом АЭС с ВВЭР.

Помимо особенностей канальной конструкции реактора специфичным является управление реактором: для оператора ВВЭР основной формой управления является наблюдение за медленно протекающими процессами, в то время как оператор РБМК непрерывно «ведет» процесс, постоянно реализуя необходимые управляющие действия (можно предложить внешнюю аналогию управления электропоездом, движущимся по железнодорожной колее с односторонним движением, и управлением автомобилем, движущимся по шоссе с двусторонним движением).

Реализация проекта МКЭР в настоящее время представляется маловероятной, и можно полагать, что направление канальных водоохлаждаемых графитовых реакторов себя исчерпало. В то же время в сложившейся экономической ситуации естественно и оправданно по соображениям ядерной безопасности продление эксплуатации действующих АЭС с РБМК, на которых проводится последовательная программа реконструкции и модернизации. Основные направления модернизации, проводившейся в последние годы и продолжающейся в настоящее время, решают следующие технические задачи:

- повышение внутренней защищенности активной зоны при одновременном увеличении выгорания топлива с использованием эрбия как выгорающего поглотителя;
- модернизация систем контроля, управления и защиты реактора с последовательным выполнением канонизированных требований безопасности;
- модернизация систем аварийного охлаждения реактора с добавлением быстродействующей («баллонной») части системы;
- доведение до приемлемого уровня пропускной способности системы аварийного сброса парогазовой смеси из реакторного пространства в случае множественного разрыва каналов активной зоны;
- сооружение на блоках первого поколения систем ограничения выбросов радионуклидов в случаях течей из первого контура;
- автоматизация эксплуатационных систем контроля металла оборудования реакторной установки;
- модернизация систем информационного обеспечения эксплуатации.

Направление энергетических реакторов с водой под давлением — ВВЭР получило первичный импульс от разработки реакторной установки для подводной лодки, и первые предложения были сформулированы в 1954 г.

Можно выделить несколько определяющих этапов в развитии этого направления в Советском Союзе:

разработка первого опытно-промышленного блока на Нововоронежской АЭС, которая завершилась пуском в 1964 г. Освоение и последующий опыт эксплуатации 1-го, затем 2-го блока подтвердили техническую осуществимость надежных промышленных энергоисточников на ядерном топливе. Можно обратить внимание на то, что на момент ввода в эксплуатацию 1-й блок был наиболее мощным в мировой ядерной энергетике (210 МВт);

создание на базе этого опыта первого поколения серийных ВВЭР электрической мощностью 440 МВт (головной блок введен в 1971 г.), продемонстрировавших экономическую конкурентоспособность АЭС;

создание второго поколения серии энергоблоков средней мощности ВВЭР-440, начавшееся разработкой реакторной установки для АЭС «Ловиса» (Финляндия). Оно форсировало формулирование новых требований к безопасности советских АЭС на уровне международных. Второе поколение ВВЭР, к которому относятся и созданные позже ВВЭР-1000, обеспечило устойчивое функционирование ядерной энергетики в Советском Союзе (затем в России и на Украине), особенно в период после аварии на Чернобыльской АЭС, и продемонстрировало возможности присутствия на международном рынке АЭС.

Следующий этап — создание серии энергоблоков большой мощности. Начавшаяся в 1969 г. разработка ВВЭР-1000 завершилась введением в эксплуатацию 5-го блока Нововоронежской АЭС в 1980 г.

За 37-летний срок существования в мире энергетических реакторов было пущено в работу 60 энергоблоков ВВЭР мощностью от 70 до 1000 МВт, из них 51 блок эксплуатируется в настоящее время, ВВЭР второго поколения (440 и 1000 МВт) — в работе 40, достраивается 7.

Разработано и начато сооружение энергоблоков третьего поколения, представляющих собой пример эволюционного развития. В этих проектах в большей мере развиты черты внутренней безопасности, включающие использование естественных факторов и процессов и пассивных технических средств.

Приняты решения о сооружении блоков средней мощности ВВЭР-640 (Кольская АЭС, 5-й энергоблок и в Сосновом Бору) и ВВЭР-1000 (Нововоронежская, 6-й энергоблок, а также в Китае и Индии).

Масштабы энергосистем европейской части России и требование конкурентоспособности с электростанциями на органическом топливе (в том числе и на газе) обосновывают тенденцию увеличения единичной мощности блока. Периодически делались концептуальные проектные проработки реакторных установок для энергоблоков электрической мощностью от 1300 до 2000 МВт. Уже в 1983 г. рассматривались практические предложения по блоку 1500 МВт. В настоящее время разработана концепция энергоблока ВВЭР-1500, учитывающая реалии сегодняшнего дня, опирающаяся на возможности российской машиностроительной базы, максимальным образом использующая опыт реализации ВВЭР-1000 и разработки энергоблоков третьего поколения. При благоприятной экономической конъюнктуре такой блок может быть создан к 2010 г. и быть одним из базовых энергоблоков ядерной энергетики последующего десятилетия.

Отечественная ядерная энергетика характеризуется последовательным ориентированием на замкнутый топливный цикл и развитие быстрых реакторов-размножителей, создающих базу неограниченного топливообеспечения при крупномасштабном развитии ядерной энергетики.

Целенаправленные исследования по быстрым реакторам и возможности расширенного воспроизводства начались в 1950 г. Создание экспериментальной базы и исследования по физике быстрых реакторов сопровождалось исследованиями по выбору теплоносителя для таких реакторов. Были проанализированы многие возможные теплоносители: гелий, натрий, натрий—калий, ртуть, свинец, свинец—висмут. В 1956 г. был создан и эксплуатировался до 1957 г. экспериментальный реактор БР-2 мощностью 100 кВт, активная зона которого из металлического плутония охлаждалась ртутью. В 1957—1959 гг. создается реактор БР-5 мощностью 5 МВт, где для первого контура был принят натриевый теплоноситель. Дальнейшие разработки охлаждаемых натрием быстрых реакторов реализовались в экспериментальном реакторе БОР-60 (пущен в 1969 г.), опытно-промышленном реакторе БН-350 тепловой мощностью 1000 МВт с петлевой компоновкой первого контура (пущен в 1973 г.) и прототипе промышленного реактора БН-600 с интегральной компоновкой первого контура (пущен в 1980 г.).

Сформировавшиеся в начале 60-х гг. представления об ожидаемых темпах роста ядерной энергетики, способах ее топливообеспечения и необходимых для этого показателях воспроизводства быстрых реакторов определяли направления оптимизации технических решений и параметров будущих установок. Обсуждалось время удвоения топлива в реакторах-размножителях от 3 до 10 лет, что обуславливало необходимость большой энергонапряженности активной зоны и короткого времени рефабрикации топлива. В дальнейшем развитии новых тенденций ядерной энергетики при существенном сокращении ожидаемых темпов роста эти требования были сняты. Однако уже на стадии первых опытно-промышленных установок БН-350 и БН-600 была продемонстрирована не только реальность создания, но и сравнительно высокие показатели надежности, безопасности и приемлемые экономические показатели быстрых реакторов.

В новых проектах БН-800 и -1600 основной акцент был сделан на дальнейшее повышение уровня безопасности, самозащищенности и улучшение экономических характеристик. Начало разработки проекта БН-800 для электростанции относится к 1976 г. Параллельно велась разработка реактора вдвое большей мощности. С 1992 г. целенаправленные работы по БН-1600 не ведутся.

Сооружение БН-800 по усовершенствованному проекту планируется в первую очередь на площадке Белоярской АЭС, сохраняются планы сооружения таких реакторов на площадке Южно-Уральской АЭС.

С учетом важной роли реакторов-размножителей в будущей ядерной энергетике, с одной стороны, и приемлемости умеренных показателей воспроизводства в ожидаемых сегодня схемах и темпах ее развития, с другой, представляется целесообразным повторить поиск оптимальных решений в технологии быстрых реакторов, вернувшись к выбору наилучшего теплоносителя. За прошедшие годы были разработаны концептуальные проекты с гелиевым и паровым охлаждением в рамках требований того периода. Они не получили развития.

Применительно к ядерным установкам подводных лодок была освоена технология реакторов, охлаждаемых сплавом свинец—висмут, что дало толчок для изучения концепции свинцового теплоносителя.

Основным недостатком натрия является его химическая активность во взаимодействии с водой и воздухом. Лишенный этого недостатка свинец имеет свои проблемы: большая коррозионная активность по отношению к конструкционным материалам, высокая температура плавления и большая плотность. Эти свойства теплоносителя неизбежно усложняют условия эксплуатации, снижают надежность установки и, следовательно, обязательно проявятся в ухудшении безопасности и экономических характеристиках как при создании, так и при эксплуатации промышленных установок. Сегодняшнее сопоставление реакторов на основе натриевого и свинцового теплоносителей может иметь лишь условный характер из-за несопоставимости уровня освоения технологии. Сопоставление всех плюсов и минусов может быть представительно сделано лишь на базе крупного промышленного эксперимента, потребующего средств, сопоставимых с теми, которые были израсходованы на освоение натриевой технологии. В сегодняшней экономической ситуации в России это не простая задача, и продвижение по этому направлению подразумевает сознательную поддержку мирового ядерного общества.

Своеобразную судьбу имеют исследования и разработки, связанные с газоохлаждаемыми реакторами. Остались на стадии проектов и первичных планов намерения создать атомные электростанции с газографитовыми реакторами, охлаждаемыми углекислым газом. Построенная в Чехословакии станция с тяжеловодным замедлителем и охлаждением углекислотой завершила развитие этого направления аварией с серьезным повреждением активной зоны. Энтузиазм разработчиков, поддерживаемый волевыми действиями руководителя отрасли, длительное время продвигал разработку и

сооружение реакторной установки с теплоносителем, диссоциирующим в теплосиловом цикле. Прекращение разработок подтвердило его бесперспективность, понимаемую большинством знакомых с ним специалистов.

Наибольший и закономерный прогресс был достигнут в разработке различных вариантов высокотемпературных гелийохлаждаемых реакторов. Первые разработки графитового реактора с гелиевым охлаждением относятся к 1948 г. и, как и другие разработки, имели своей целью создание корабельной ядерно-энергетической установки. В 1957—1958 гг. начались работы по созданию блочно-транспортальной установки для энергообеспечения удаленных районов электрической мощностью 15 МВт (АБТУ-15). Позже этот проект трансформировался в проект АБТУ-Ц-50 с мощностью установки 50 МВт и комплексным использованием тепловой энергии и γ -излучения циркулирующих по контуру шаровых твэлов в радиационном облучателе для производства радиационно-химической продукции. Реализация этого проекта была окончательно заторможена после 1983 г.

Наиболее продвинутом к середине 80-х гг. оказался проект энерготехнологической установки с реактором ВГ-400 для комплексного производства высокопотенциального тепла (950 °С) и электроэнергии. После аварии на Чернобыльской АЭС работы по этому реактору были прекращены, но созданная богатая экспериментальная и технологическая база позволила продолжать разработки в направлении высокотемпературных гелиевых реакторов совместно с зарубежными партнерами. На первый план вышли модульные одноконтурные высокотемпературные реакторы с гелиевой турбоустановкой. Российские разработчики, не реализовавшие у себя такого реактора, имеют возможность опираться на опыт стран, эксплуатировавших такие установки, и на собственный научно-технический и технологический потенциал, накопленный в ходе выполнения всех предшествовавших проектов. Последние разработки несут в себе возможность демонстрации нового уровня безопасности, базирующегося на развитых характеристиках внутренней самозащищенности.

Предложенную схему дерева развития ядерной энергетики следовало бы дополнить самостоятельной линией малой ядерной энергетики. Внимание к ней определялось специфическими территориально-климатическими условиями страны и в период динамичного поиска полезного применения атомной энергии сопровождалось изучением и созданием разнообразных установок.

На стадии технического поиска в период до 1960 г. было выполнено около 20 проектов малых АЭС в различных модификациях: на железнодорожных платформах, плавучих средствах, гусеничном ходу, стационарных блочно-транспортальных. Три проекта реализованы. В 1961 г. пущен в эксплуатацию демонстрационный полномасштабный прототип крупноблочной транспортируемой АЭС, размещенной на четырех самоходных гусеничных платформах (электрическая мощность 1,5 МВт при тепловой 11 МВт). В начале 60-х гг. была создана с прицелом использования в Антарктиде и районах Крайнего Севера энергетическая установка электрической мощностью 750 кВт с реактором, в котором теплоносителем и замедлителем служит высококипящая органическая жидкость. Установка АРБУС пущена в Димитровграде в 1963 г. Она имела много заманчивых достоинств: конструкционный материал активной зоны — алюминиевый сплав, конструкционный материал первого контура — углеродистая сталь, уникальная возможность обслуживания первого контура на любом уровне мощности и безопасность протечек теплоносителя из-за отсутствия наведенной активности. При освоении установки были опробованы различные теплоносители, выбран оптимальный вариант, отработана технология очистки активной зоны от продуктов коксования теплоносителя. И все же дальнейшего развития это направление не получило, поскольку технология органического теплоносителя плохо увязывалась с требованиями надежности локального энергоисточника в удаленном районе.

По конструктивно-строительной схеме стационарной атомной теплоэлектроцентрали была создана Билибинская АТЭЦ с четырьмя блоками электрической мощностью

по 12 МВт (первый блок введен в эксплуатацию в 1973 г.). Технологическая схема Белярской АЭС применительно к Билибинской АТЭЦ была упрощена (без перегрева пара и с естественной циркуляцией теплоносителя), что позволило обеспечить надежное энергоснабжение изолированной энергосистемы.

Проводившиеся в последние годы многочисленные технико-экономические исследования, разработки новых конструктивных разновидностей ядерных реакторов для малой энергетики так и не продвинули распространение ядерных энергоисточников в этот казался бы очевидный сектор потребителей. Анализируя причины торможения, можно было сделать вывод, что они находятся в области организации, инфраструктуры, эксплуатации и обслуживания, ответственности и владения ядерными установками, требующими высокой квалификации и формирующими особые требования безопасности, а не принципиальных научно-технических и конструкторских решений.

С учетом этого понимания в начале 90-х гг. было принято принципиальное решение: для реальной демонстрации достоинств ядерных энергоисточников в отдаленных изолированных районах сосредоточиться на атомной электростанции на плавучем средстве (барже), создаваемой на заводе, перемещаемой к потребителю на длительный срок, возвращаемой в соответствии с технологическим циклом на завод для ремонта и замены топлива (при нескольких находящихся в обращении однотипных установках) и находящейся во владении и обслуживании специализированной эксплуатирующей организации, представляющей потребителю на определенных условиях необходимую энергию. В качестве ядерной установки для такой плавучей АЭС была выбрана энергоустановка атомных ледоколов КЛТ-40, накопившая большой опыт эксплуатации и продемонстрировавшая высокий уровень надежности и безопасности. Препятствием для быстрой реализации этой цели (в течение 4 лет) оказался экономический спад, из-за чего в последнее время было даже изменено место первоочередной привязки установки (вместо порта Певек район Мурманской области). В то же время реализация проекта в районе Певека имеет большое значение для оптимального решения энергообеспечения региона, включая дальнейшую судьбу Билибинской АЭС. Вариант ее расширения блоками повышенной мощности того же типа потерял реальность и в первую очередь вследствие неопределенности перспектив экономического развития района. Также нельзя считать, что опыт Билибинской АЭС подтвердил экономическую целесообразность создания в изолированном северном районе атомной станции по модели стационарной установки со строительством на месте.

Еще один пример того, как внедрение ядерных энергоисточников в малую энергетику формирует свои системно-экономические проблемы.

Для специальных нужд флота была создана автономная необслуживаемая ядерная энергоустановка с водо-водяным саморегулируемым реактором и термоэмиссионными электрогенерирующими элементами. Прототип такой установки работает и изучается в РНЦ «Курчатовский ин-т». На его базе была разработана автономная установка «Елена» для небольшого потребителя электрической мощностью 100 кВт, тепловой — 3 МВт. При экономически оправданной эксплуатации серии таких энергоисточников безусловно на началах владения и централизованного обслуживания эксплуатирующей организацией неизбежно для высокого уровня надежности и безопасности эксплуатации создание и постоянная «сопровождающая» эксплуатация представительного натурного образца этой установки в центре технологического обеспечения. Понимание этой необходимости тянет за собой шлейф финансовых проблем начального периода внедрения такой линии малой ядерной энергетики.

Таким образом, центральная задача развития малой ядерной энергетики — убедительная демонстрация достоинств и приемлемости для потребителя любого варианта автономного ядерного энергоисточника. А области потребления возникают не только в приполярных районах, но и в жаркой зоне, имея в виду и опреснение воды.

Первоначальный период развития ядерной энергетики характеризовался широким охватом вариантных и подстраховывающих направлений. Именно в результате этого

был создан богатый и разнообразный научно-технический потенциал отрасли. Как видно из изложенного, спектр изучавшихся реакторов был широк. Некоторые объекты начинали сооружаться, но не реализовывались, другие реакторные системы остались в единичных опытных или опытно-промышленных экземплярах. В некоторых случаях возникли специфические конструктивные направления, прекратившие, однако, дальнейшее развитие. На новом витке развития, формируя новую перспективу, разработчики иногда возвращаются к прежнему опыту с новыми целями и конструктивными решениями.

В единственном экземпляре работает корпусной легководный реактор ВК-50 с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя, введенный в эксплуатацию в 1965 г. Это направление не заняло места в большой ядерной энергетике, где доминировали ВВЭР и РБМК, однако научно-технический опыт и технологические решения ВК-50 были использованы при создании РБМК, а позже послужили отправной точкой при разработке установок для централизованного теплоснабжения АСТ. Создание атомных станций теплоснабжения стало специфическим этапом в ядерной энергетике до аварии на Чернобыльской АЭС. Его содержанием стала разработка качественно новых подходов в обеспечении безопасности атомных станций и создание на базе этих подходов ядерной установки для теплоснабжения крупных жилых агломераций. Сооружение двух таких станций было близко к завершению под Нижним Новгородом и Воронежем, но волна антиядерных настроений остановила их строительство. Парадоксальность ситуации в том, что использованные в проектах свойства самозащитенности реактора и пассивные системы и средства безопасности составляют сегодня основу безопасности новых поколений станций следующего столетия во всем мире. Детальное изучение этого проекта экспертами из 13 стран в 1988 г. подтвердило высокую безопасность установки. Общая концепция АСТ была разработана в 1975—1978 гг., и первоначальный срок пуска блоков был ориентирован на 1985 г. Некоторая возможность реализации проекта АСТ существует при выводе из эксплуатации двухцелевых промышленных реакторов под Томском.

Опыт создания АСТ был использован при разработке интегрального варианта ВВЭР для АЭС средней мощности — ВПБР-600. При этом была использована логика сооружения второго (страхующего) корпуса применительно к параметрам энергетического реактора (давление 16 МПа в первом контуре). Такое «прямое» распространение логики безопасности АСТ, работающей при низких параметрах теплоносителя, пока осталось нереализованным, хотя присутствовало в планах создания АЭС средней мощности параллельно с линией ВВЭР-640.

Нельзя не упомянуть периодического возвращения к исследованиям и разработкам жидкотопливных реакторов, которые в последние годы рассматриваются как один из элементов многокомпонентной ядерной энергетике, оптимальным образом исполняющих роль реакторов, трансмутирующих отходы ядерного топливного цикла.

Еще раз возвращаясь к преемственности развития и неоднократно упоминавшегося использования импульсов от других ветвей ядерной энергетике, хотел бы обратить внимание на продуктивное использование накопленного потенциала для успешного продвижения современных исследований, развиваемых в формах международной кооперации. Один пример — участие в международных разработках высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, где используется российский потенциал в технологии твэлов, российская экспериментальная база для изучения физики активных зон и др. Другой пример — международный проект «Расплав» и его продолжение для изучения процессов в необычных условиях тяжелых аварий водо-водяных реакторов, где эффективно использовались технологические возможности и достижения, накопленные в период активной работы над ядерными установками для космоса.

Таким образом, на рубеже нового века можно констатировать сохраняющуюся активность в исследованиях и разработках по ядерным реакторам для гражданской энергетике России в различных технологических направлениях, которые различаются

между собой по практическим целям, ожидаемому месту в перспективе развития ядерной энергетики, возможным срокам реализации, степени соответствия возможностям прогнозируемого экономического развития страны, требуемым средствам для внедрения и возможностям кооперации усилий с другими странами, идущими по пути использования ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сидоренко В.А. Атомная энергетика. — В сб.: Ядерной науке и технике России — 50 лет. М., 1996, с. 184—196.
2. Sidorenko V.A. Nuclear power in the Soviet Union and in Russia. — Nucl. Engng Design, 1997, v. 173, p. 3—20.

Поступила в Редакцию 27.03.01

УДК 621.039.58+621.039.50

ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ ТЯЖЕЛЫХ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ РБМК И ПОДХОДЫ К УПРАВЛЕНИЮ ИМИ

*Василевский В.П., Никитин Ю.М., Петров А.А.,
Черкашов Ю.М. (НИКИЭТ)*

Признание принципиальной возможности тяжелых радиационных последствий в результате аварий на атомных станциях предопределило разработку стратегии управления тяжелыми запроектными авариями, которая существенно зависит от особенностей проектных решений реакторной установки. Такими особенностями для РБМК являются отсутствие общей внешней защитной оболочки, дезинтегрированность контура циркуляции и многоканальность активной зоны, положительный паровой коэффициент реактивности, большая масса теплоемкого графитового замедлителя. Отсутствие общей внешней защитной оболочки предполагает минимизацию выхода продуктов деления при тяжелых авариях, которая должна основываться прежде всего на уменьшении степени повреждения активной зоны, что является ключевым фактором для радиационных последствий аварийных ситуаций для РБМК.

Степень повреждения активной зоны определяет такая характеристика РБМК, как дезинтегрированность контура циркуляции и многоканальность активной зоны. Так, повреждение ТВС в зависимости от типа аварии может оставаться локализованным в границах одного топливного канала, группы каналов, подключенных к одному раздаточному групповому коллектору, каналов одной петли (половина активной зоны) или распространиться при полной потере охлаждения на всю активную зону. Поэтому степень тяжести повреждения активной зоны РБМК зависит как от степени повреждения ТВС, так и их числа. «Компактно» активная зона ведет себя только в авариях с полной потерей охлаждения.

Канальность активной зоны делает невозможным процесс ее разогрева до плавления при высоком давлении, так как прочность канальных труб при высокой температуре (650—800 °С) ограничена. В свою очередь, это свойство РБМК требует рассмотрения дополнительного класса аварийных последовательностей, которые потенциально могли бы привести к потере целостности реактора при множественном разрыве канальных труб.

Особенностью РБМК является также использование графитового замедлителя. Положительным свойством его использования является большая теплоаккумулирующая способность, увеличивающая время разогрева обезвоженной активной зоны. За счет этого возрастает интервал времени, которым располагают операторы для управления аварией. Вместе с тем наличие графита требует дополнительного анализа его поведения при высокой температуре.