

СТАТЬИ

УДК 621.039

К 30-ЛЕТИЮ ПУСКА ВВЭР-1000*

*Асмолов В.Г. (ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва),
Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. (РНИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

30 мая 1980 г. был включен в сеть 5-й энергоблок Нововоронежской АЭС с первым водяным энергетическим реактором электрической мощностью 1000 МВт. Была успешно завершена его затянувшаяся разработка, в которой начальные этапы обозначены такими датами: планомерные работы по ВВЭР-1000 начались в 1966 г., в 1969 г. в ИАЭ им. И.В. Курчатова подготовлено техническое задание на проект реакторной установки для 5-го головного блока на Нововоронежской АЭС, утвержденное научным руководителем А.П. Александровым и руководством 16 ГУ Минсредмаша 31 июля 1969 г. В конце 1969 г. Минэнерго СССР одобрило технико-экономический доклад по четвертой очереди Нововоронежской АЭС в составе двух энергоблоков с ВВЭР-1000. Технический проект реакторной установки ВВЭР-1000, разработанный ОКБ «Гидропресс», был рассмотрен на секции № 1 НТС Минсредмаша в марте—апреле 1971 г., решение которого утверждено министром в ноябре 1971 г. Технический проект 5-го энергоблока Нововоронежской АЭС, разработанный Московским отделением института «Теплоэлектропроект» в 1972 г., на основании главных решений, согласованных руководством Минсредмаша и Минэнерго 5 мая 1972 г., был утвержден в начале 1973 г. Совмином СССР.

Проект создавался в соответствии с разработанными к тому времени Общими положениями обеспечения безопасности АЭС, ориентированными на международные подходы и требования. Принципиальным вопросом, задерживавшим принятие окончательного решения,

было создание герметичной защитной оболочки над реакторной установкой. В результате 5-й энергоблок Нововоронежской АЭС стал первым в отечественной ядерной энергетике с защитной оболочкой, рассчитанной на полное аварийное давление при максимальной проектной аварии.

Увеличенные по сравнению с ВВЭР-440 давление теплоносителя первого контура и диаметр корпуса ВВЭР-1000 поставили вопрос о другой марке стали для обеспечения возможности изготовления на Ижорском заводе и перевозки по железной дороге. Многоэтапный переход на другие марки стали для корпуса и первого контура привел к задержке разработки проекта и изготовления основного оборудования первого контура не менее чем на 3 года. Окончание поставки реактора было отодвинуто на 1976 г.

Уже после принятия в 1966 г. правительственных решений о создании РБМК-1000 неоднократно менялась привязка ВВЭР и РБМК к конкретным площадкам АЭС. Первоначальные проектные задания на сооружение ВВЭР-1000 на Курской и Чернобыльской АЭС в конечном счете были переутверждены на варианты с РБМК-1000.

Проект ВВЭР-1000 прошел в дальнейшем несколько этапов модернизации, которая завершилась созданием серийной установки, определившей базу намеченной программы развития ядерной энергетики Советского Союза. После 5-го энергоблока Нововоронежской АЭС были введены в эксплуатацию в Советском Союзе,

*В связи с 30-летием пуска головного блока АЭС с ВВЭР-1000 редакция журнала предлагаемой статьей начинает публикацию материалов, посвященных водо-водяным энергетическим реакторам, которые являются основой программы развития ядерной энергетики страны до 2020 г. и включены в перечень направлений приоритетного развития ядерных технологий.

Дальнейшие публикации предлагается посвятить ключевым вопросам совершенствования и развития ВВЭР.

России и за рубежом 28 АЭС с ВВЭР-1000 различных модификаций. Продолжается сооружение энергоблоков в Индии, Иране, на Калининской и Ростовской АЭС. Завершающими демонстрационными объектами реализованной эволюции ВВЭР-1000 явились энергоблоки Тяньваньской АЭС в Китае.

Дальнейшим направлением эволюционного развития в нашей стране корпусного водяного реакторостроения для крупномасштабной ядерной энергетики стал проект, получивший название АЭС-2006. Он положен в основу принятой программы строительства АЭС до 2020 г. Выбор параметров и основных характеристик энергоблока и его реакторной установки был подчинен главной целевой установке: максимально использовать опыт и задел серийного сооружения ВВЭР-1000. Вносимые в проект АЭС-2006 изменения, включая форсирование мощности, повышение параметров теплоносителя и паросилового цикла, не должны были требовать существенных и тем самым длительных и дорогостоящих научно-исследовательских и конструкторских работ.

Своеобразным обобщающим критерием для формирования технического облика создаваемого энергоблока стала возможность серийного сооружения начиная с первого блока. Этот концептуальный замысел ограничил максимальную мощность 1200 МВт и вывел за рамки состоявшегося выбора ВВЭР-1500, проект которого был почти завершен и в основу которого были положены все основные технические решения, использованные далее в АЭС-2006. В условиях принятой тактики сооружения головных — серийных энергоблоков АЭС-2006 отодвинута на будущее оптимизация некоторых проектных и конструкторских решений, что создало поле для ближайшей волны модернизаций и усовершенствований проекта. Поэтому есть основание рассматривать в качестве ближайшей целевой задачи формирование проекта с условным наименованием АЭС-2006 М (или АЭС-2010, или АЭС-ВВЭР_ТОИ). Насколько его осуществление уйдет за пределы первых четырех энергоблоков на площадках Нововоронежской и Ленинградской АЭС, будет определяться организацией проектирования и завершением необходимых НИОКР, но в любом случае именно в этом исполнении энергоблока с ВВЭР-1200 сле-

дует завершить объявленную программу до 2020 г.

ЧТО ДАЛЬШЕ?

Таким образом, можно констатировать, что ближняя перспектива развития ядерной энергетики страны опирается на эволюционное развитие ВВЭР. В направление легководных корпусных реакторов в мире вложено сил, времени и материальных средств больше, чем в любое другое. Накоплен бесценный мировой опыт эксплуатации, имеются проверенные на практике технические, конструкционные, технологические решения, зарекомендовавшие себя как положительно, так и отрицательно. Есть множество предложений и практических разработок их дальнейшего совершенствования. Стало актуальным сформировать образ нового поколения легководных реакторов, приемлемого для последующего этапа развития ядерной энергетики.

Системные исследования перспектив использования энергии деления и потенциала ядерного топлива в мировом энергобалансе указывают на то, что среднесрочная и более отдаленная перспективы должны ориентироваться на новые цели, которые будут определять задачи развития реакторных технологий. Формулируемые в последние годы варианты развития ядерной энергетики страны определяют в качестве центральной задачи формирование оптимальной структуры ядерного топливного цикла, что в итоге определит место ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе. При этом задачи ядерной энергетики заключаются в переходе от использования ~1% добываемого природного урана из экономически исчерпаемых запасов к практически полному использованию изотопов ^{238}U и ^{232}Th , энергетический ресурс которых во много раз больше, чем нефти и газа. Для достижения этой цели первоочередным является создание замкнутого ядерного топливного цикла с необходимой для этого промышленной и социальной инфраструктурой. Замыкание топливного цикла требует одновременно продемонстрировать приемлемые решения обращения с облученным ядерным топливом и радиоактивными отходами при минимизации угрозы неконтролируемого использования ядерных материалов. В обозримое время центральными задачами инновационного развития реакторов следует считать

разработку эффективных реакторов-размножителей на быстрых нейтронах и повышение эффективности топливоиспользования в реакторах на тепловых нейтронах как за счет замыкания топливного цикла по плутонию, совершенствования конструкции активной зоны, так и перехода в дальнейшем на уран-ториевый топливный цикл.

Инновационное развитие быстрых реакторов получило отражение в стратегических ожиданиях ядерной энергетики за пределами 2020 г. Наряду с этим указанный временной интервал должен рассматриваться как период внедрения нового поколения тепловых реакторов с новыми возможностями, среди них логичное приоритетное место могут занять корпусные легководные реакторы как носители традиционной технологии и большого опыта.

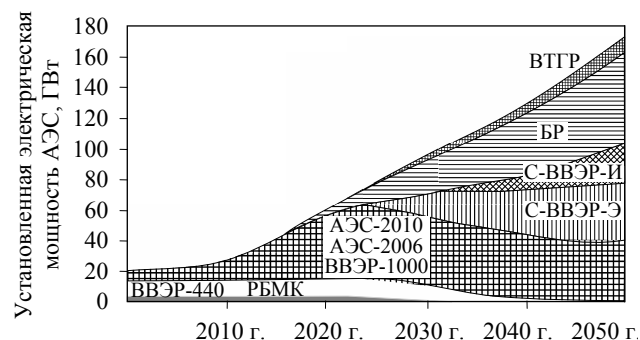
По нашему мнению, было бы целесообразно внести в программу деятельности Росатома на долгосрочный период (2009—2015 гг.) раздел о разработке инновационного легководного реактора для условий эффективной работы в замкнутом ядерном топливном цикле.

Намерения сформулировать облик ВВЭР нового поколения проявились в термине СуперВВЭР. Обнаружилось различное понимание содержания и сроков реализации энергоисточника, обозначаемого этим термином. Для выработки единого подхода в РНЦ «Курчатовский институт» вместе с партнерами-разработчиками ВВЭР было предпринято изучение этой целевой задачи. В укрупненном виде для СуперВВЭР в проведенном рассмотрении были обозначены три основные цели: эффективное использование урана и плутония, снижение инвестиционных рисков, повышение термодинамической эффективности. В рамках реакторов корпусного исполнения с водяным теплоносителем рассматривались следующие направления инновационного развития:

охлаждение водой докритических параметров с возможностью регулирования спектра нейтронов;

охлаждение кипящей водой докритических параметров;

использование воды сверхкритического давления в прямоточном одноконтурном и двухконтурном исполнении реакторной установки;



Предполагаемая структура ядерной энергетики России на период до 2050 г. (С-ВВЭР-И — СуперВВЭР инновационный, С-ВВЭР-Э — СуперВВЭР эволюционный)

пароводяное охлаждение в до- и закритической области давления реактора с быстрым спектром нейтронов.

Сроки реализации замкнутого топливного цикла и внедрения инноваций как в быстрые, так и тепловые реакторы рассматриваются в оптимистическом по мощности и времени внедрения инноваций варианте, который иллюстрируется рисунком.

Представленный здесь вариант с нашей точки зрения учитывает тенденции и динамику развития мирового энергетического рынка, и в нашей стране в том числе и требует интенсивного развития реакторных технологий с учетом перспективы. Опираясь на эти тенденции, регулирующим условием для подготовки рассмотренных предложений была ориентация на возможность практической реализации разработки в 2020—2025 гг. Реальна возможность того, что в практическом развитии ядерно-энергетической отрасли меньшие темпы роста мощности атомных станций приведут к изменению сроков реализации рассмотренной схемы развития и вклада разных реакторных систем в энерговыработку и топливный баланс, но структура развития и целевые задачи сохраняются.

Представляется принципиально важным для надежности и устойчивости ядерно-энергетической системы формирование и сохранение ее многокомпонентности, по крайней мере, двухкомпонентности. В прошедший период развития двумя компонентами являлись ВВЭР и РБМК, в рассматриваемой перспективе параллельно развиваются как минимум две технологии: легководные и быстрые реакторы.

ЧТО ПРЕДЛАГАЕТСЯ?

Улучшенный ВВЭР для работы в замкнутом топливном цикле. За основу принят

ВВЭР-1200, разрабатываемый в настоящее время в соответствии с федеральной целевой программой (АЭС-2006). Кардинальное изменение проекта относительно ВВЭР АЭС-2006 не предполагается. Планируется дальнейшее эволюционное совершенствование как реакторной установки, так и топлива, включая переход к замкнутому топливному циклу по мере прояснения возможностей промышленности в реализации замыкания топливного цикла, разработки и внедрения реакторов-наработчиков делящихся изотопов.

Специального рассмотрения и оптимизации требует переходный период от открытого (частично замкнутого по урану через РБМК) к замкнутому ядерному топливному циклу, когда в развивающейся системе ядерной энергетики будет наращиваться доля быстрых реакторов и продолжится строительство ВВЭР. Для этого периода необходимо определить оптимальную производительность предприятия и технологию изготовления топлива, глубину выгорания в тепловых и быстрых реакторах, продолжить работу по повышению коэффициента использования мощности (КИУМ) и к.п.д., снижению сроков строительства, решить вопросы маневрирования, включая общесистемный вариант, когда маневрирование осуществляется неядерными мощностями, и вариант применения аккумулирующих систем, разработать современные проекты АЭС средней мощности. Требуется снижение финансовых рисков.

Общие направления усовершенствования реакторной установки, топлива и активной зоны следующие:

- возможность работы в открытом топливном цикле с $K_B = 0,8—0,85$ и расходом природного урана 130—135 т/ГВт в год за счет спектрального регулирования изменения реактивности, использования смешанного уран-плутониевого топлива, уменьшения диаметра твэлов, оптимизации глубины выгорания топлива, снижения водно-уранового отношения, изменения температуры теплоносителя, минимизации паразитного поглощения нейтронов;

- повышение термического к.п.д. путем оптимизации конструкции парогенератора и повышения параметров пара;

- возможный переход на двухпетлевую компоновку первого контура;

- возможность реализации перспективных топливных циклов с разной направленностью: максимальная глубина выгорания топлива до 80 МВт-сут/кг урана, длительность кампании до 24 мес., повышение КИУМ;

- обеспечение маневренных режимов эксплуатации блока;

- внедрение концепции «нулевого дефекта» твэлов.

Для изменения спектра нейтронов в ходе кампании реактора в целях увеличения энерговыработки возможно применение ТВС с подвижными вытеснителями, изменяющими водно-урановое отношение в активной зоне. В качестве вытеснителя могут использоваться стержни с диоксидом урана с природным (или отвальным) содержанием ^{235}U . В стержнях-вытеснителях достигается высокий коэффициент воспроизводства — около 2. Средний коэффициент воспроизводства для такой двухцелевой ТВС составит около 0,81, коэффициент конверсии — около 0,94.

К времени замыкания топливного цикла должна быть разработана оптимальная схема топливоиспользования для работы тех типов реакторов, которые будут спроектированы, построены и докажут работоспособность и надежность.

При рассмотрении эволюционного развития в среднесрочной перспективе предполагается, что в ближнесрочной перспективе планируются оптимизация и усовершенствование (модернизация) ВВЭР как по мощности, так и по их экономической эффективности для сохранения и повышения конкурентоспособности на мировом рынке, включая увеличение термического к.п.д. путем оптимизации термодинамического цикла паротурбинной установки и усовершенствования оборудования машинного зала. Эти работы предполагается проводить в рамках проекта АЭС-2010, однако те технические решения, которые не смогут быть реализованы в указанном проекте, целесообразно реализовать на этапе разработки СуперВВЭР.

Параллельно целесообразно разработать проекты энергоблоков широкого мощностного ряда 200—1800 МВт. Энергоблоки должны допускать свободное размещение по условиям безопасности, время сооружения должно составлять не более 3,5—4 лет. При формировании мощностного ряда на базе корпусных легководных реакторов проявились два направления:

традиционная конструкция ВВЭР и привлечение опыта и технологии судового реакторостроения.

Требования унификации и улучшения экономических показателей изготовления оборудования и сооружения энергоблоков сформировали концепцию «стандартного модуля» или «стандартной петли» зафиксированной мощности как для одной, так и для другой конструктивной схемы. Прорабатывается двухпетлевой ВВЭР-600 на базе петли ВВЭР-1200, предлагается компоновка блоков с ВВЭР мощностью от 600 до 200 МВт на базе стандартного модуля, обеспечивающего электрическую мощность 100 МВт.

Одноконтурный кипящий реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов (ВК-М). В водоохлаждаемых реакторах ужесточение нейтронного спектра и повышение коэффициента воспроизводства могут быть достигнуты за счет затеснения решетки ТВЭлов и соответствующего уменьшения водно-топливного отношения. Это направление легководной реакторной технологии принято называть реакторами с уменьшенным замедлением нейтронов. Наиболее просто уменьшенное замедление нейтронов реализуется в кипящем реакторе, где сокращение количества замедлителя достигается за счет не только затеснения решетки ТВЭлов, но и резкого снижения плотности кипящего теплоносителя. Концепция кипящего водоохлаждаемого реактора с тесной решеткой ТВЭлов и повышенным коэффициентом воспроизводства была предложена японскими специалистами. Переход от стандартной квадратной решетки ТВЭлов BWR к тесной треугольной (расстояние между ТВЭлами 1—1,3 мм), введение торцевых воспроизводящих бланкетов и внутренней аксиальной воспроизводящей прослойки позволили достичь коэффициента воспроизводства, близкого или даже превышающего единицу (0,95—1,05).

Ключевой физической проблемой для быстрых реакторов как с натриевым теплоносителем, так и в еще большей степени с водяным является обеспечение отрицательного пустотного эффекта реактивности. Для этой цели авторы концепции RMWR (реактор с уменьшенным замедлением нейтронов) так же, как и в быстрых натриевых реакторах, предложили использовать уплотненную активную зону.

Для рассмотрения предлагается энергоблок электрической мощностью 1000 МВт с к.п.д. цикла 33—34%. Вместо уплотнения активной

зоны предлагается специальная гетерогенная компоновка, в которой наряду с ТВС размером «под ключ» 225 мм с тесной решеткой ТВЭлов (диаметром 13,5 мм, расстоянием между ними 1,3 мм, уран-плутониевым топливом) имеются ТВС с уран-ториевым топливом ($\text{UO}_2 + \text{ThO}_2$), малым (~1%) начальным содержанием ^{233}U или ^{235}U и увеличенным водно-топливным отношением, диаметром ТВЭлов 12,6 мм, расстоянием между ними 2,2 мм. ТВС с уран-ториевым топливом и обеспечивают отрицательную составляющую эффекта реактивности при обезвоживании активной зоны.

Органы СУЗ в виде поглощающих стержней из карбида бора с содержанием 80% ^{10}B размещаются только в ТВС с уран-ториевым топливом с низкоэнергетическим нейтронным спектром и соответственно с большей эффективностью бора по сравнению с ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом. В воспроизводящие бланкеты загружается обедненный уран (0,2% ^{235}U).

Новая конструкция тепловых схем для предлагаемого реактора не требуется, поскольку используется классическая тепловая схема одноконтурного кипящего реактора с хорошо известными параметрами теплоносителя. К.п.д. современного кипящего реактора типа ABWR составляет ~34,5%.

Водо-водяной реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя (ВВЭР-СКД) в одноконтурном исполнении и с двухзаходной активной зоной. Многие годы обсуждается и прорабатывается концепция повышения параметров легководного теплоносителя до уровня сверхкритического давления. Для корпусных легководных реакторов это позволит не только повысить термодинамическую эффективность, но и использовать возможности большого уменьшения и оперативного изменения плотности воды для спектрального регулирования процесса в активной зоне с улучшением воспроизводства ядерного топлива. Ожидается, что наибольшее упрощение и удешевление конструкции реакторной установки можно получить в одноконтурном исполнении. В то же время на уровне сверхкритических параметров воды придется столкнуться с радиационным загрязнением паротурбинного контура.

Авторами предлагается создать энергоблок электрической мощностью 1700 МВт при к.п.д. цикла 44%.

В двухзаходном прямоточном ВВЭР-СКД теплоноситель поступает сначала в периферийную зону с резонансно-тепловым спектром, состоящую из 150 ТВС. В этой зоне плотность теплоносителя уменьшается с 700 в среднем до 200 кг/м^3 . Перепад энтальпии в ней составляет в среднем 1300—1400 кДж/кг. Далее теплоноситель попадает в нижнюю напорную камеру, откуда, поменяв направление на противоположное, поступает в центральную зону, состоящую из 91 ТВС. Плотность теплоносителя,двигающегося снизу вверх, в этой зоне уменьшается в среднем до 100 кг/м^3 , что обеспечивает большую долю смешанного топлива и быстро-резонансный спектр нейтронов в ней. Перепад энтальпии составляет в среднем 700—800 кДж/кг.

Для создания реакторной установки со сверхкритическим давлением необходимы исследования и разработки, ориентировочный перечень которых таков:

- разработка конструкции ТВС активной зоны с учетом коррозии оболочек твэлов и существенного снижения давления в пучках ТВС по высоте;

- разработка и верификация прецизионных нейтронно-физических расчетных кодов и прецизионные пространственно-временные нейтронно-физические расчеты активной зоны с подробным пространственно-энергетическим разбиением с учетом обратных связей от термодинамики теплоносителя и термомеханики твэлов. Проведение комплекса расчетов для варианта использования в качестве топлива энергетического плутония;

- разработка и верификация кодов для прецизионных пространственно-распределенных расчетов гидродинамики и теплообмена теплоносителя сверхкритического давления в ТВС активной зоны и реакторе. Проведение 3-мерных расчетных исследований термодинамики ТВС активной зоны и реактора с учетом особенностей конструкции внутрикорпусных устройств;

- моделирование устойчивости ядерной энергетической установки;

- моделирование аварийных процессов ЯЭУ. Экспериментальная проверка аварийных систем установки;

- разработка процедуры пуска, останова и перехода на режимы с пониженной мощностью;

- экспериментальные исследования и расчетные оценки радиолитического разложения систем вывода продуктов радиолитического разложения из реактора;

- экспериментальные исследования и расчетные оценки массопереноса и активации продуктов коррозии, расчетные оценки радиационной безопасности обслуживания оборудования паропроизводящей установки;

- экспериментально-аналитические исследования коррозии оболочки твэлов и других конструктивных элементов реактора;

- разработка водно-химического режима с учетом коррозии и радиолитического разложения в реакторе и массопереноса продуктов коррозии;

- разработка ЯППУ вместе с турбогенератором и тепловой схемой.

Обозначенная здесь направленность НИР сохраняется и для других рассмотренных вариантов реакторов со сверхкритическим давлением теплоносителя.

Двухконтурный вариант ВВЭР-СКД с однозаходной активной зоной (В-670 СКДИ).

Такая схема установки позволяет избежать радиационного загрязнения паротурбинного контура, а одновременное снижение температуры теплоносителя первого контура предполагает существенно облегчить выбор и разработку конструктивных материалов для активной зоны. Тем самым подразумевается поэтапное освоение воды сверхкритических параметров.

В двухконтурной установке реактор имеет интегральную компоновку активной зоны, внутрикорпусных устройств и парогенераторов. Температура на входе в активную зону немного ниже (375°C), на выходе — немного выше псевдокритической (395°C). В реакторе реализуется естественная циркуляция теплоносителя за счет увеличения шага твэлов в топливной решетке и существенного снижения плотности теплоносителя при нагреве в активной зоне. На базе таких решений предлагается энергоблок электрической мощностью 670 МВт при к.п.д. цикла 41%.

В В-670 СКДИ спектр нейтронов в процессе кампании смещается из резонансно-тепловой в тепловую область. Для этого плотность теплоносителя в течение кампании постепенно повышается, что достигается снижением температуры теплоносителя в парогенераторах при заданной тепловой мощности реактора путем увеличения расхода питательной воды. Рост

расхода питательной воды снижает перегрев пара в парогенераторах и повышает теплоотдачу со стороны второго контура. В результате температура теплоносителя на входе в активную зону и средняя по активной зоне снижается. Все ТВС активной зоны имеют одинаковую конструкцию. Материал оболочек твэлов, дистанционирующих решеток и чехла — сталь ЧС-68 или ЭП-172.

Реакторная установка размещена в защитной оболочке в форме цилиндра и сверху ограничена куполом. Диаметр оболочки около 34 м, высота 55 м. Внутри защитной оболочки расположен страховочный корпус с расчетным давлением 0,55 МПа для локализации пароводяной смеси при течи из первого контура.

Ожидается, что по экономическим показателям В-670 значительно превосходит как находящиеся в эксплуатации, так и проектируемые реакторные установки. Связано это с более простой схемой, отсутствием сложного дорогостоящего оборудования, резким уменьшением массы парогенераторов, применением страховочного корпуса при малой протяженности первого контура, сокращением стоимости защитной оболочки, поскольку при наличии страховочного корпуса она рассчитана только на внешние нагрузки (при этом отпадает необходимость в двойной оболочке), снижением расхода электроэнергии на собственные нужды, осуществимостью серийного производства основного оборудования, возможностью приблизить станцию к потребителю и использовать в качестве АТЭЦ вследствие высокой безопасности.

Как показала оценка радиационных последствий в нормальных режимах эксплуатации, проектных и запроектных авариях, санитарно-защитная зона может быть ограничена промплощадкой АЭС и с учетом того, что нормированное (НРБ-99, табл. 6.3 и 6.4, уровни Б) облучение населения при запроектных авариях на расстоянии 500—800 м не будет превышено, возможно их приближение к крупным городам и использование в качестве АТЭЦ. В этом случае к.п.д. турбоустановки (брутто) с учетом отпуска тепла может быть выше 65%.

По сравнению с петлевой переход на интегральную компоновку обеспечивает:

резкое сокращение протяженности первого контура и исключение возможности его быстрого осушения;

исключение аварий, связанных с резким снижением расхода теплоносителя первого контура;

снижение вероятности течи из первого контура во второй благодаря тому, что трубки теплообменной поверхности находятся под давлением сжатия;

саморегулирование расхода теплоносителя через ТВС активной зоны при естественной циркуляции.

Пароводоохлаждаемый быстрый энергетический реактор ПВЭР-650. С 1977 г. в РНЦ «Курчатовский институт» совместно с ВНИИАМ и ОАО ОКБ «Гидропресс» разрабатывается реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов и охлаждением пароводяной смесью в докритической области давления с закризисным паросодержанием ПВЭР.

В этой концепции за счет использования теплоты фазовых переходов (испарения влаги в активной зоне) реализуется большая энергоемкость пароводяной смеси и существенно снижается температура стальных оболочек твэлов (до 500—550 °С в горячем пятне), уменьшаются общий расход теплоносителя и затраты на его циркуляцию. Температура пара на выходе из реактора составляет 360—400 °С, давление 10—16 МПа, к.п.д. паротурбинного цикла 36—37%. Путем выбора входных параметров пароводяной смеси (высокое паросодержание и массовая скорость) удастся значительно снизить аксиальный градиент температуры оболочек твэлов, сопровождающий высыхание жидкой пленки на его поверхности.

Экспериментальные исследования теплогидравлики ТВС подтвердили возможность организации теплосъема необходимой эффективности пароводяной смесью с входным паросодержанием 0,35—0,6 при давлении 16 МПа. В данном предложении рассматривается энергоблок электрической мощностью 650 МВт при к.п.д. цикла более 37%.

Технические решения концепции ПВЭР основаны на опыте конструирования и эксплуатации корпусных реакторов под давлением ВВЭР и быстрых. Для активной зоны и воспроизводящих экранов ПВЭР выбрано смешанное диоксидное топливо, совместимое с легководным теплоносителем, без акцента на расширенное воспроизводство, но с приоритетом показателей самозащищенности. Схема АЭС

двухконтурная. Петлевая компоновка первого контура предусматривает наличие главного циркуляционного насоса (ГЦН), парогенераторов и гидроемкостей системы аварийного охлаждения реактора в каждой петле. Оборудование первого контура расположено под защитной оболочкой. Рециркуляция пара через реактор осуществляется совместной работой пародувов и ГЦН, так что приготовление смеси происходит в специальных смешивающих устройствах на входе в ТВС. Индивидуальные для каждой ТВС смесители, расположенные в нижней части активной зоны, могут быть настроены так, чтобы обеспечить наиболее выгодные условия теплосъема в реакторе.

До 1986 г. были проведены теплогидравлические эксперименты по исследованию и обоснованию характеристик пароводяного теплоносителя. В обоснование нейтронно-физических характеристик ПВЭР были проведены эксперименты на критических стендах БТС и БФС, моделирующих различные состояния активной зоны: номинальное, без теплоносителя и состояние активной зоны, залитой водой. Рассматривались варианты активных зон с диоксидным топливом. Результаты экспериментов включены в матрицу верификации расчетных кодов.

Двухконтурный вариант быстрого реактора, охлаждаемого теплоносителем со сверхкритическими параметрами (ПСКД-600). Наилучшие показатели топливоиспользования могут быть достигнуты в реакторах, работающих в быстром спектре нейтронов. Предлагается энергоблок электрической мощностью 590 МВт с к.п.д. 40,2%.

Переход от одноконтурной схемы реакторной установки к двухконтурной позволяет иметь в первом контуре паровой теплоноситель сверхкритического давления с низкой плотностью для достижения быстрого спектра нейтронов. Так, в активной зоне ПСКД-600 при умеренной объемной энергонапряженности (160 кВт/л) и с более низким, чем у быстрых натриевых реакторов, подогревом теплоносителя 100—110 °С средняя плотность теплоносителя не превышает 140 кг/м³.

Используя при этом конструкцию ТВС с плотной решеткой твэлов, удастся обеспечить в активной зоне спектр нейтронов, близкий к спектру в быстрых натриевых реакторах. Появляется возможность реализовать режим само-

обеспечения топливом в замкнутом топливном цикле, используя смешанное уран-плутониевое топливо в активной зоне и оксид отвалного урана в торцевых и боковых бланкетах. Во втором контуре ядерно-энергетической установки ПСКД-600 планируется использовать компактную паросиловую установку с турбиной сверхкритического давления.

Основными принципиальными решениями в конструкции ЯЭУ с ПСКД-600 являются:

двухконтурная схема ядерно-энергетической установки с прямоточным парогенератором;

паровой теплоноситель сверхкритического давления в первом контуре;

жесткие ограничения температуры в первом контуре: для теплоносителя 390/500 °С, для конструкционных материалов не выше 650 °С (с учетом факторов перегрева);

применение аустенитной и ферритно-мартенситной стали в качестве конструкционных материалов;

сниженная по сравнению с быстрым реактором энергонапряженность в активной зоне (160 кВт/л);

тесная топливная решетка с относительным шагом размещения твэлов $s/d = 1,12$;

боковая и торцевые зоны воспроизводства;

перегрузка ТВС без их перестановок в активной зоне.

Расчеты гидродинамики и теплообмена ТВС ПСКД-600 показали, что рабочая температура оболочек твэлов находится в диапазоне 387—575 °С и в результате перегрева по первым оценкам не превысит 650 °С. Чехлы ТВС работают в более мягких условиях — их температура не более 500 °С.

На основе расчетных данных о температурных режимах максимально напряженных ТВС в качестве кандидатов выбраны следующие конструкционные материалы: для оболочек твэлов — сталь аустенитного класса ЧС-68 х.д., для чехлов — ферритно-мартенситная дисперсионно-упрочненная сталь ЭП-450.

Однако необходимо отметить, что имеющиеся на сегодняшний день жаропрочные стали и сплавы еще не могут с уверенностью использоваться в активных зонах реакторов со сверхкритическим давлением. Создание нового поколения слабо поглощающих конструкционных материалов, которые могли бы надежно работать в агрессивных условиях высокой темпера-

туры и большого давления теплоносителя в сочетании с интенсивным воздействием флюенса нейтронов, является задачей глубоких исследований.

ЧТО ВЫБИРАТЬ?

Центральным вопросом, на который необходимо ответить, является отнесение выбранного варианта к условной категории СуперВВЭР: предложенное концептуальное решение формирует оптимальную линию перспективного развития на последующие 15—20 лет корпусного водо-водяного направления или представляет собой самостоятельную технологию энергетического реакторостроения?

Научно-технические и технологические проблемы, которые могут быть сформулированы для каждого варианта, позволяют предложить такую их оценку.

1. Наиболее близкая к отечественной линии корпусных легководных реакторов в мировой ядерной энергетике и накопившая не меньший опыт, чем PWR—ВВЭР, является линия кипящих корпусных BWR. Проблемы, мешавшие их распространению за прошедшие десятилетия, были решены, достоинства, связанные с одноконтурной схемой реакторной установки, реализованы в благоприятных эксплуатационных и технико-экономических показателях. Привлекает внимание инновационный потенциал движения к названным целям. Основные направления инноваций связаны с естественной циркуляцией теплоносителя и ожидаемым от этого упрощением конструкции и повышением безопасности, а также с переходом на быстрый нейтронный спектр с увеличением коэффициента воспроизводства топлива до 1 и более.

Инициативные предложения российских специалистов направлены на реализацию разновидности корпусного кипящего реактора, обеспечивающего высокий коэффициент воспроизводства вторичного ядерного топлива за счет перехода на высокоэнергетический спектр нейтронов и опирающегося на опыт создания корпусных ВВЭР и использования кипящей воды в РБМК.

Какой может быть оценка этого предложения с позиций инновационного развития ВВЭР?

Наша страна не владеет тем багажом освоения технологии, который накоплен разработчиками BWR. Общий научно-технический потен-

циал позволяет успешно пройти весь необходимый путь для такого освоения, но следует признать, что в этом движении всегда будем оставаться в позиции догоняющих даже при выделении достаточных ресурсов на самостоятельное освоение нового направления. В этих условиях не просматривается перспективы присутствия на международном рынке реакторных технологий с результатами этого развития. Конечно, всегда остается возможность сотрудничества и совместных разработок с зарубежными партнерами, но они будут определяться в первую очередь совокупностью коммерческих факторов.

2. Переход в реакторе на быстрый спектр нейтронов сдвигает это предложение в сторону оптимального выбора быстрого реактора-размножителя. Представляется, что поиск оптимального варианта важен, но избыток оптимальных решений вреден, если он привязан к конкретным коротким срокам. Можно прийти примерно к такой же оценке и других предложений создания реакторов с паровым охлаждением и быстрым спектром нейтронов как в докритической, так и закритической области давления теплоносителя. Это — сфера оптимизации развития быстрых реакторов-размножителей со своими специфическими критериями, и она лишь в малой степени затрагивает развитие технологии уже существующего корпусного легководного направления.

3. Особое внимание и разнообразные инициативы вызывает желание перейти в легководном реакторе на сверхкритическое давление. Привлекательность этого направления проявилась, в частности, в том, что оно включено в набор систем Международной программы «Поколение-4».

На поверхности лежит набор проблем, которые предстоит решить при освоении этого направления. Это, во-первых, необходимость полного понимания термогидравлики теплоносителя. Знания, полученные при широком внедрении сверхкритических параметров пара в энергетике на органическом топливе, недостаточны для ответа на все вопросы, которые ставит реакторная установка. Экспертные оценки обозначают минимальный срок получения необходимого понимания 7—8 лет при целенаправленном обеспечении исследований. Вторая проблема рассматривается как более сложная и

требующая до 15 лет для успешного решения — конструкционные материалы активной зоны. В связи с этим появилось предложение поэтапного освоения сверхкритических параметров — начинать с двухконтурной установки с умеренной температурой теплоносителя, что облегчит выбор конструкционных материалов и приблизит срок реализации.

Наличие в области сверхкритического давления узкой зоны изменения температуры теплоносителя с большим изменением плотности дает возможность оперативного изменения нейтронного спектра и регулирования воспроизводства вторичного ядерного топлива. Однако термогидравлические проблемы в этой области параметров требуют специального целенаправленного изучения с непредсказуемым результатом.

В итоге можно оценить, что переход на сверхкритическое давление теплоносителя легководных реакторов представляет собой логичное направление их инновационного развития, но по масштабу стоящих проблем диктует международную кооперацию для их решения. Оцениваемые время и усилия для реализации не позволяют рассматривать эти инициативные предложения как приоритетные в рамках инновационного развития корпусного легководного направления, обозначенного как СуперВВЭР. По всем признакам это — самостоятельное перспективное направление, которое требует целенаправленных усилий и организации НИР/ОКР, выводящих рассмотренные предложения за рамки простого инновационного подхода.

4. Обсуждавшиеся предложения относятся, конечно, к дальней перспективе, уходящей за 2020—2025 гг., и заслуживают в терминологическом ряду в большей степени отнесения скорее к разряду революционных, а не к категории инновационных проектов. Если в практическом процессе планируемого развития ограничивать профиль СуперВВЭР инновационными рамками с оправданным использованием традиционной технологии ВВЭР, представляются реальными следующие конкретные цели и задачи:

возможность работы в открытом топливном цикле с $K_B \sim 0,8—0,85$ и расходом природного урана 130—135 т/ГВт в год;

повышение термического к.п.д. путем оптимизации конструкции парогенератора и максимального повышения параметров пара;

максимальное уменьшение количества поглотителей в активной зоне в процессе выгорания;

промышленное производство модулей энергоблока и сокращение времени сооружения до 3,5—4 лет;

обеспечение широких эксплуатационных возможностей (маневрирование, топливные циклы до 24 мес.) и КИУМ более 90%;

обеспечение широкого мощностного ряда (500—1800 МВт);

свободное размещение энергоблоков по условиям безопасности.

Реально снижение расхода природного урана до 130—135 т/ГВт путем перехода на частично замкнутый топливный цикл с использованием смешанного уран-плутониевого топлива. Для современной конструкции ТВС при глубоком выгорании топлива коэффициент воспроизводства составляет 0,35—0,49, при не очень глубоком затеснении топливной решетки коэффициент воспроизводства может достичь 0,8.

В перспективном реакторе следует довести до практической реализации регулирование спектра нейтронов в процессе эксплуатационной кампании, что повысит воспроизводство и улучшит использование топлива. Способы регулирования спектра нейтронов связывались с возможностью работы на смеси легкой и тяжелой воды, но в первую очередь исследовались способы изменения водно-уранового отношения наличием в определенные периоды кампании вытеснителей, в качестве которых могут рассматриваться как нейтральные композиции, так и воспроизводящий плутоний природный и обедненный уран, торий. Заслуживает внимания использование в целях спектрального регулирования опробованной в ВВЭР-440 системы подвижных ТВС.

Фактически одновременно необходимо совершенствование топлива с достижением выгорания до 80 МВт·т/кг.

При разработке инновационного проекта необходимо определить текущую задачу ВВЭР — высокий коэффициент воспроизводства или глубокое сжигание делящихся изотопов. Стремление накопить больше делящихся изотопов для их использования после переработки для увеличения темпа ввода быстрых реакторов значительно ухудшает характеристики текущей

кампании по энерговыработке. И наоборот, стремление к хорошим показателям энерговыработки в текущей кампании приводит к сжиганию делящихся изотопов и малому коэффициенту воспроизводства.

Задачи совершенствования топлива должны включать, кроме совершенствования диоксидного с повышением обогащения выше 5%, инертные топливные матрицы, кермет и торий.

В будущем для замыкания топливного цикла в проектах необходимо предусмотреть транспортно-технологические операции с учетом радиоактивного свежего топлива.

5. При выборе СуперВВЭР предлагается сосредоточиться на двух направлениях исследований и разработок: эволюционное развитие с модернизацией и совершенствованием традиционных технологий ВВЭР и инновационное с переходом на теплоотвод водой сверхкритических параметров.

Возможные временные рамки эволюционного развития СуперВВЭР представляются следующими:

2009—2011 гг. — технические предложения по проекту инновационной активной зоны и формирование программы НИОКР для АЭС;

2011—2015 гг. — предпроектные и базовые НИОКР для АЭС с СуперВВЭР (материалы, коды, базы данных, бенчмарк-эксперименты, стендовая база);

2012—2016 гг. — проектирование АЭС (концептуальный проект, техническое предложение, технический проект, технико-экономическое обоснование, рабочая документация);

2016—2021 гг. — сооружение головной АЭС.

Возможные временные рамки инновационного развития СуперВВЭР представляются следующими:

2009—2011 гг. — изучение обобщенных базовых проблем ВВЭР-СКД нового поколения, технические предложения по ЯППУ, формирование требований и программы НИОКР для АЭС;

2012—2019 гг. — предпроектные и базовые НИОКР для АЭС (материалы, коды, базы данных, бенчмарк-эксперименты, стендовая база, экспериментальные исследования);

2017—2021 гг. — проектирование АЭС (концептуальный проект, техническое предложение, технический проект, технико-экономическое обоснование, рабочая документация);

2022—2026 гг. — сооружение головной АЭС.

Основным содержанием работ по корпусным легководным системам следующего поколения на ближайшие 2—3 года должно быть выполнение базовых НИОКР, которые:

для эволюционного направления позволят сформировать технические предложения по проекту активной зоны, реакторной установки и АЭС;

для инновационного направления обеспечат изучение обобщенных базовых проблем создания ВВЭР-СКД, выбор конструктивно-проектного облика ЯППУ и создание научно-технического задела для перехода к конкретному проектированию.

Проводимые параллельно вариантные конструктивные проработки в основном должны выявлять приоритетные исследования и разработки. На этом начальном этапе должны быть подготовлены технические задания на конкретное конструирование и проектирование объектов.

Следует отметить важность своевременного научно-технического обоснования возможных проектно-конструкторских и технологических решений, чтобы выбрать оптимальные варианты реакторной установки, соответствующие конкретным условиям их внедрения в ядерно-энергетическую систему.

Поступила в Редакцию 30.04.10