

ВВЭР: горизонты близкие и далекие

Текст: Алексей КОМОЛЬЦЕВ

Фото: ТАСС, Росатом

Реакторы семейства ВВЭР стали основой парка ядерной энергетики России и одним из лучших примеров востребованного высокотехнологичного продукта за рубежом. Но что нужно, чтобы так было и впредь? Запасы уранового сырья не безграничны; тепловая энергетика уже освоила сверхкритические параметры давления, и КПД приближается к 50%; активно конкурируют проекты ветро- и солнечной генерации с их бесплатным топливом и, казалось бы, непревзойденным LCOE. Как надлежит развиваться технологии ВВЭР, чтобы сохранить место в реакторных системах будущего?

Уверенное лидерство корпусных водо-водяных реакторов (PWR, BWR и ВВЭР) в атомной энергетике России и всего мира обусловлено объективными причинами. В реакторы с обычной (легкой) водой под давлением вложено больше сил и средств, чем в любое другое направление. Накоплен огромный (тысячи реакторо-лет) мировой опыт успешной эксплуатации, проверены на практике технические, конструкционные, технологические решения; созданы научные и эксплуатационные школы, набиты шишки и обезврежены, пожалуй, все скрытые «грабли».

Развитие ВВЭР продолжается, стремясь достичь нескольких основных целей. Это более эффективное использование топлива, улучшение экономических параметров (в том числе через повышение термодинамической эффективности) и, разумеется, повышение безопасности. По иронии судьбы, первая тяжелая авария на АЭС «Три-Майл Айленд» произошла именно с реактором PWR, однако сравнительно с другими инцидентами ее последствия для окружающей среды оказались минимальными. Последующий опыт Чернобыля поссорил широкую общественность с канальными уран-графитовыми реакторами и прекратил развитие этой технологии.

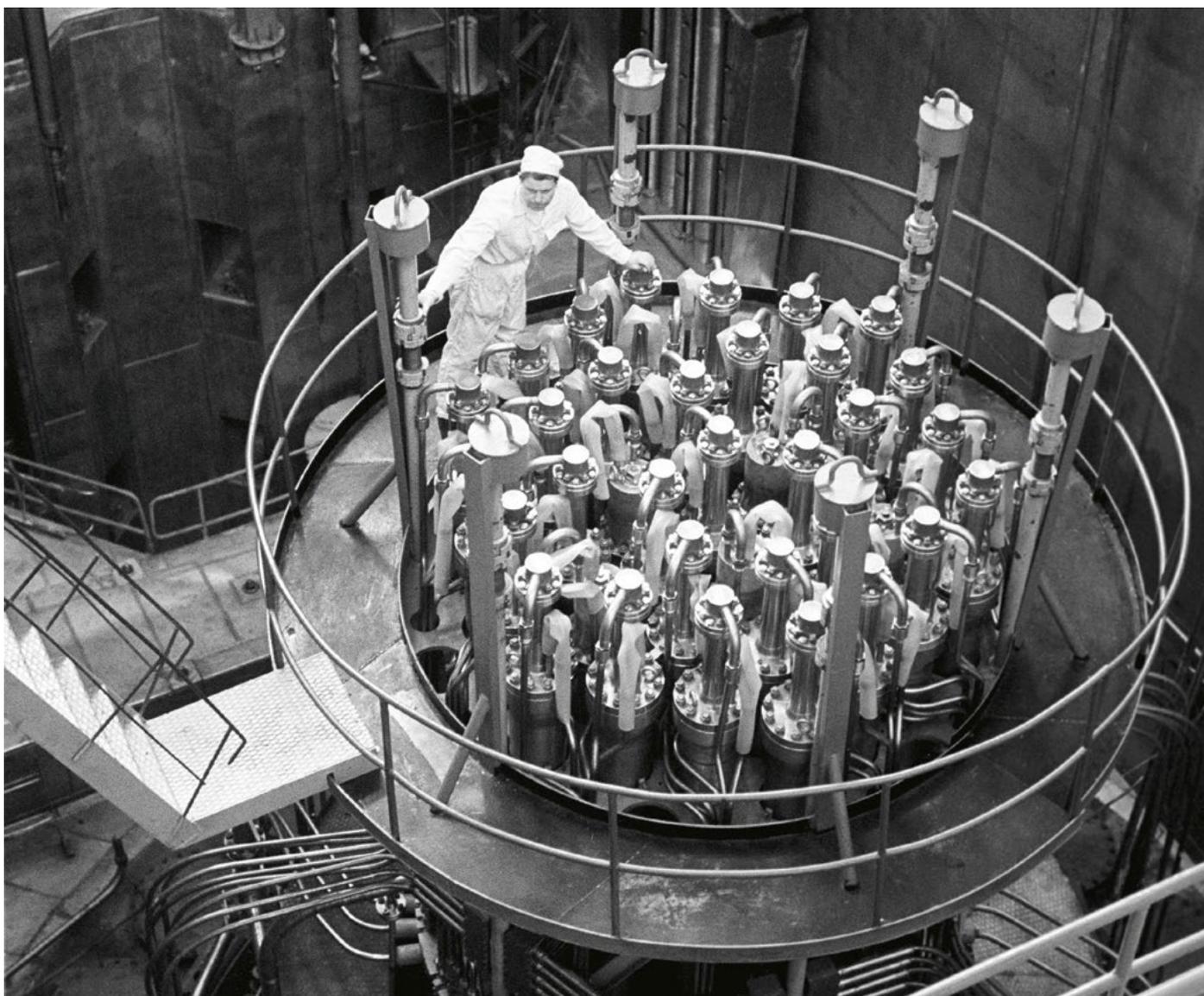
Повторение — мать учения

Импульсом для создания первого ВВЭР послужила инициатива Игоря Курчатова и Анатолия Александрова. Идея реактора была предложена в Курчатовском институте Савелием Фейнбергом. 27 июня 1955 года министру среднего машиностроения СССР А. П. Завенягину были представлены предложения о развитии атомной энергетики, в том числе — о строительстве блока с замедлителем и теплоносителем из «простой» воды полезной мощностью 150 тыс. кВт. Наряду с прообразом ВВЭР отцы-основатели также предложили оценить на опыте линейку канальных реакторов — тяжеловодного и графитового — с газовым теплоносителем.

Практика показала, что наиболее жизнеспособны линейки ВВЭР и канальных графитовых аппаратов с кипящей водой в качестве теплоносителя. Анализ документов периода разворота серийного производства основного оборудования говорит, что одна из причин, по которой ВВЭР не победил сразу и безоговорочно, дав дорогу и канальному направлению, — сложность изготовления основного оборудования для ВВЭР. РБМК, рожденный в недрах Минсредмаша, опирался на полный цикл необходимой промышленности (цирконий, реакторный графит и др.).

Был накоплен весомый опыт эксплуатации — не только Обнинская АЭС, но и промышленные установки. И хотя канальный реактор более сложен в монтаже и управлении, опора на промышленность и опыт позволили создать первые образцы сопоставимых по мощности канальных реакторов раньше, чем соответствующих корпусных, в том числе наиболее востребованного народным хозяйством блока 1000 МВт. Впрочем, двойной потенциал РБМК, затруднявший экспорт этой технологии, равно как и очевидные сложности строительства (сборка аппарата фактически на стройплощадке, в противовес возможностям крупноблочного монтажа), перекрыли дорогу корпусному направлению.

Прототип ВВЭР тепловой мощностью 76 МВт, известный как «грузинский кувшин» из-за специфической формы, был создан совместными усилиями ОКБ «Гидропресс» и ЛИПАНа — сегодняшнего Курчатовского института; мы опираемся на публикации экспертов именно этих организаций. Понятно, что ведущая кооперация разработчиков, проверенная временем, останется ведущей и в перспективе. Более сложно формировалась промышленная кооперация: головные образцы рождались трудно, серийное освоение шло еще труднее. Компетентный и в то же время внеотраслевой взгляд на становление большой атом-



ной энергетики содержат, например, дневники министра энергетики СССР Петра Непорожного, где рассказано о не всегда триумфальной поступи атомной энергетики в частности и единой энергосистемы в целом.

Тем не менее технология эволюционировала, постепенно наращивая мощность, набирая опыт, применяясь к требованиям безопасности. И за полвека ВВЭР возмужал от первого образца на Нововоронежской АЭС до лучшего экспортного продукта российской атомной отрасли — ВВЭР-1200 поколения III+, который реализован в проекте АЭС-2006 и в ближайшей перспективе начнет работать в формате ВВЭР-ТОИ (ВВЭР-1300).

Не забытое старое

Основные принципы управления ядерной реакцией в ВВЭР сложились еще на этапе отработки головных образцов, в 1960-х. Для компенсации изменения реактивности, а также для регулирования мощности и прекращения цепной реакции была отработана комбинация трех систем: подвижных стержней-поглотителей,

стационарных выгорающих поглотителей и борного регулирования. Во всех случаях используются материалы, обладающие высокой способностью к поглощению нейтронов; наиболее известен бор — он и дал имя способу. Соединения бора используются в системах аварийного охлаждения при ликвидации запроектных аварий: зрители всех фильмов о Чернобыле теперь знают, что реактор надо гасить именно раствором борной кислоты.

В теплоносителе ВВЭР-210 (1-й блок НВАЭС) бор первоначально не использовался. Штатные элементы СУЗ имели сравнительно небольшой запас отрицательной реактивности, поэтому при перегрузке топлива применялись дополнительные, сложные механические устройства поддержания подкритичности. Затем для сохранения подкритичности при останове стали вводить борную кислоту в теплоноситель. Борное регулирование через теплоноситель первого контура в режиме эксплуатации на мощности стали использовать с 1969 года, начиная с ВВЭР-440/179 (блоки №№ 3, 4 НВАЭС), и распространили на

Первый советский ВВЭР (ВВЭР-210) был введен в эксплуатацию в 1964 г. на Нововоронежской АЭС

последующие установки с ВВЭР-440. В новых реакторах это позволило уменьшить количество элементов СУЗ.

Вот уже полвека при нормальном режиме эксплуатации регулирование осуществляют добавкой раствора борной кислоты в воду первого контура. В течение топливной кампании запас реактивности ядерного топлива меняется: сразу после загрузки он уменьшается по мере выгорания и накопления продуктов деления — стабильных долгоживущих нуклидов, которые начинают захватывать нейтроны, не принося пользы. Существенное превышение запаса реактивности нежелательно — это минус для безопасности установки: чем больше превышает этот показатель, тем более развитыми должны быть средства и системы торможения реакции. В процессе работы реакцию деления нужно удерживать при коэффициенте размножения, максимально близком (а в идеале равном) единице: реактор работает стабильно, не разгоняется и не остывает.

Итак, запас реактивности в начале кампании максимальный. На этом этапе реактивность активной зоны сдерживается с помощью как выгорающих поглотителей (вначале тоже использовали бор, сегодня — гадолиний), так и добавления в воду первого контура раствора борной кислоты. Безусловный плюс жидкостного регулирования по сравнению с использованием неподвижных поглотителей — в том, что можно регулировать реактивность при работе на мощности. Работа неподвижных поглотителей предопределена — они по мере кампании выгорают и, предсказуемо уменьшая влияние, уступают свою функцию наработанным шлакам. Количество поглотителя в воде можно менять — и по мере наработки продуктов деления, когда активная зона начинает сдерживать самое себя, борная кислота изымается.

За удобство приходится платить. Работа системы борного регулирования обеспечивается системой подпитки и водоочистки первого контура. Борная кислота со склада и подготовленная вода подаются в узел приготовления растворов; раствор накапливается в системе хранения. Через систему дегазации он поступает в устройство подачи растворов и обессоленной воды в первый контур. Поскольку борная кислота, как и все кислоты, не прочь «закусить» конструкционными материалами, кислотно-щелочной баланс регулируют, вводя в первый контур щелочь — аммиак и гидроксид калия. Максимальная концентрация борной кислоты в растворе — до 16 граммов на литр. Для снижения ее концентрации затем используются отбор и энергозатратная дистилляция воды первого контура, кислота при этом регенерируется. По мере прохождения топлив-

ной кампании концентрация борной кислоты должна стремиться к нулю — тогда использование топлива максимально эффективно.

Система борного регулирования доказала свою эффективность за десятки лет — тысячи реакторо-лет эксплуатации ВВЭР и PWR. Но у этой технологии есть и обратная сторона: дороговизна, инерционность. Системы внесения и изъятия борной кислоты из воды первого контура требуют денег, сам процесс — постоянного внимания и управления. Выведение борной кислоты из первого контура занимает несколько часов. Наконец, использование поглотителей все-таки невыгодно: поглощенные в активной зоне нейтроны — это нейтроны, не сработавшие для нужд народного хозяйства, не награвшие теплоноситель, не отдавшие энергию второму контуру и турбине. Есть ли другие возможности управления реакцией?

К новым горизонтам

В современных АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ, которые стали основой программы строительства новых энергоблоков, максимально используется опыт эксплуатации ВВЭР. Однако среднесрочная и более отдаленная перспективы ставят новые цели. Небесконечный ^{235}U должен использоваться с максимальной эффективностью; еще отцы-основатели указывали: мирная атомная энергетика должна выйти на самообеспечение топливом. В силу перспектив использования регенерированного топлива управление реакцией становится более сложным. Кроме того, объективные изменения в энергосистемах: появление нестабильно работающих ВИЭ, необходимость реагировать на суточные перепады потребления и т. д. — требуют освоения маневренных режимов. Каковы инновационные, а может быть, даже революционные возможности ВВЭР?

Определяющая задача атомной энергетики — переход от природного урана (^{235}U) к основному изотопу ^{238}U , а также вовлечение в топливный цикл ^{232}Th . Энергетический ресурс запасов природного урана и тория достаточен для нескольких тысячелетий. Магистральный путь, которым идет отрасль для решения этой задачи, — это создание двухкомпонентной системы из быстрых реакторов-размножителей, работающих в сочетании с тепловыми реакторами, с переработкой и обменом топливом. Но все варианты «быстрых» технологий имеют свои сложности и тоже развиваются эволюционно. Наиболее амбициозные направления — «свинцовая» линейка БРЕСТ и линейка БН с уже освоенными мощностями 350, 600, 800 МВт — имеют ряд сдерживающих факторов, требуют денег и времени. Поэтому одновременно с развитием вариантов «быстрого» направления рассматри-

вается усовершенствование легководных реакторов, в том числе в аспекте перехода к более жесткому спектру нейтронов.

Реактор с возможностью регулирования спектра нейтронов — это основная идея ВВЭР-С. В публикациях 1990-х направление развития ВВЭР в целом подавалось под названием «супер-ВВЭР», объединяя идеи более технологичного регулирования реактивности и освоения сверхкритических параметров давления. По мере осознания сложности задач и в силу здоровой отраслевой консервативности литера «с», изначально имевшая значение «супер», изменила смысл: ближайшим шагом признано освоение спектрального регулирования, и «ВВЭР-С» теперь — реактор со спектральным регулированием. А следующий амбициозный этап — освоение ВВЭР со сверхкритическими параметрами давления теплоносителя в первом контуре — это ВВЭР-СКД. Таким образом, инновационная линия развития «Супер-ВВЭР» — это ВВЭР-С, а революционная — ВВЭР-СКД.

Работа над отказом от борного регулирования — одна из составляющих оптимизации как топливного цикла, так и операционных затрат, борьба за LCOE — экономическую эффективность с учетом стоимости топлива на всем жизненном цикле. Ищутся возможности повысить теплоотдачу от активной зоны, увеличить коэффициент наработки вторичного топлива за счет использования более жесткого нейтронного спектра. Достичь этого (то есть уменьшить замедление нейтронов) можно, изменив соотношение топлива и объема воды в активной зоне. Сравнительно просто (но порождая ряд других сложностей) регулируемое замедление нейтронов реализуется в кипящем реакторе, когда сокращение объема замедлителя достигается через уменьшение плотности кипящего теплоносителя.

Спектр возможностей

ВВЭР-С оценивается как эволюционно-модернизированный тепловой реактор, отвечающий требованиям системы ядерной энергетики в среднесрочной перспективе. Проект рассматривается как основной вариант дальнейшего эволюционного развития ВВЭР и диверсификации ядерной энергетики в переходный период при реализации замкнутого топливного цикла (ЗЯТЦ).

Цель освоения спектрального регулирования — создание установки с пониженным расходом естественного урана в открытом топливном цикле — 130–135 г/МВт в сутки; возможность работы в ЗЯТЦ с использованием сырьевого потенциала ^{238}U — с полной загрузкой активной зоны МОХ-топливом с КН-(0,7–0,8); повышение экологической при-

Концептуальный ВВЭР-С

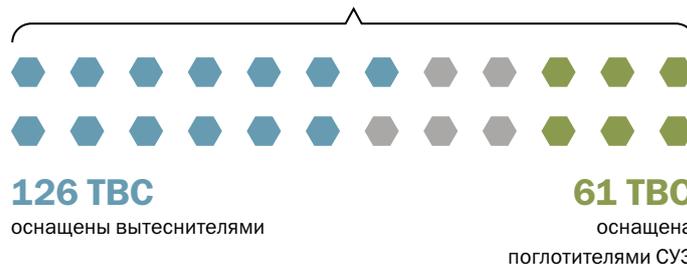
12 месяцев

кампания активной зоны

6 лет

кампания топлива

241 ТВС



емлемости (отказ от борного регулирования, снижение жидких РАО).

При выходе на мощность необходимо поддерживать четыре составляющие запаса реактивности: на разогрев, на выход на мощность, на ксеноновое отравление и на выгорание. Первые три слабо изменяемы; запас на выгорание в начале кампании компенсируется выгорающими поглотителями (гадолиний в ТВЭгах), как сейчас — бором в теплоносителе. Но возможен и альтернативный способ компенсации — вытеснение лишней воды. Этот метод заставляет эффективнее работать ^{238}U , присутствующий в топливной матрице, — в более жестком спектре он активнее преобразуется сначала в ^{239}Np , затем в ^{239}Pu .

Каким образом регулировать соотношение топлива и замедлителя? Способов несколько. Первый выглядит наиболее реализуемым и практически определен как основной — это использование подвижных вытеснителей-стержней, подобных элементам СУЗ. Но, в отличие от стержней-поглотителей, их основная задача — либо вытеснить воду (если используется нейтральный материал, такой как цирконий), либо (если в качестве материала используется ^{238}U) поглотить часть нейтронов и запасти их энергию на будущее в качестве вторичного топлива. Поглотители объединены в кластеры; каждый кластер помещается в канал специальной ТВС. Внутри решетки таких ТВС предлагается разместить дополнительные каналы: в начале топливной кампании в них вводятся регулирующие элементы, вытесняющие воду и тем самым регулирующие водно-

топливное соотношение. По мере выгорания топлива эти элементы извлекаются — меняется соотношение топлива и воды, а также спектр нейтронов.

Есть и другие способы спектрального регулирования, но они менее практичны. Один из них — подмешивание в теплоноситель тяжелой воды: она стоит денег, обладает худшими замедляющими свойствами по сравнению с обычной, повышает вероятность резонансного захвата избыточных нейтронов «четными» изотопами с последующим воспроизводством изотопов делящихся. Но энергопотенциал топлива и длительность кампании повышаются: энерговыработка вырастает до 13–15 % по сравнению с «борной» технологией, просто изымающей нейтроны из работы. У тяжелой воды есть и еще один плюс — невозможность положительного теплового коэффициента реактивности для активной зоны ВВЭР, — позволяющий отказаться от твэгов и других выгорающих поглотителей. Однако наработка, подмешивание и изъятие тяжелой воды потребуют соответствующей инфраструктуры, от производственной до технологической. Это более существенные трудности, чем при борном регулировании.

Еще один теоретически возможный, но тоже мало практичный способ — изменение плотности теплоносителя за счет кипения. Однако мы уже знаем, что кипящий реактор — не самая удобная и перспективная установка; неспроста эта технология уступила место ВВЭР — PWR.

Специалисты Курчатовского института и Гидропресса предлагают опереться на существующие наработки. В первую очередь, максимально использовать опыт создания топливных элементов. Всего в активной зоне концептуального ВВЭР-С, аналогичного по мощности АЭС 2006, 241 ТВС. Из них вытеснителями оснащаются 126 ТВС и еще 61 — поглотителями СУЗ. Кампания активной зоны рассчитана на 12 месяцев, кампания топлива — на шесть лет. Если использовать современные твэлы с внешним диаметром 9,1 мм, их будет 264 в сборке. Дистанционирующая решетка аналогична используемой в ТВС-2М, лишь незначительно уменьшается шаг твэлов.

Вытеснители — их в составе ТВС, предназначенной для спектрального регулирования, 19 — представляют собой пучки по шесть элементов, по форме аналогичных твэлам, диаметром 8,6 мм, из обедненного урана, закрепленные на циркониевом прутке. Они размещаются в 19 каналах круглого либо шестигранного сечения (при круглом сечении требуется также канал инструментального назначения, что несколько усложняет конструкцию). Находясь в нейтронном потоке внутри

сборки, вытеснители благодаря ^{238}U забирают лишнюю энергию и накапливают плутоний, который затем будет извлечен для полезного использования. Если в качестве вытеснителей использовать чисто циркониевые стержни (такие проработки тоже рассматривались), то за счет более жесткого спектра возрастает наработка плутония в твэлах.

Понятно, что появление вытеснителей требует изменений в соответствующих ТВС. Существенно меняются конструкция головки ТВС, узлы стыковки с блоком защитных труб, поглощающие стержни СУЗ. Дальнейшая оптимизация конструкции предполагает освоение более тонких твэлов, но критики справедливо указывают, что каждое изменение в этом самом ответственном элементе будет требовать детального обоснования.

Почему ВВЭР-С, более сложный по конструкции, должен оказаться более конкурентоспособным по сравнению с современными аппаратами?

Основных «фишек» четыре:

- уменьшение потребления природного урана до 30 %;
- отказ от борного регулирования в нормальных условиях эксплуатации;
- возможность полной загрузки активной зоны МОХ-топливом;
- лучшие характеристики блока при маневренности.

Несомненный выигрывает для капитальных и операционных затрат проекта — отказ от борного регулирования на всех эксплуатационных этапах, включая перегрузку топлива. Необходимая подкритичность обеспечивается с помощью органов регулирования СУЗ и вытеснителей при любом состоянии установки. Мы выходим на больший оперативный простор в маневренных режимах.

Для решения этих задач проработана возможность установки реактора с габаритами корпуса ВВЭР-1500 в компоновку проекта ВВЭР-ТОИ. Предложены конструкция топливной сборки СПЕКТР, позволяющая осуществлять спектральную компенсацию избыточной реактивности на выгорание, и конструкция поглощающих стержней СУЗ для работы в активной зоне с ТВС-СПЕКТР. В активной зоне появляются новые элементы — вытеснители, позволяющие регулировать водно-урановое соотношение в ходе кампании. Выполнена оценка применимости приводов СУЗ типа ШЭМ для маневрирования сборки (кластерами) поглотителей. Проведен ряд расчетов активной зоны (анализ нейтронно-физических характеристик ТВС, теплогидравлический анализ первого контура РУ ВВЭР-С при нормальной эксплуатации). Доказана принципиальная возможность спектральной компенсации

запаса реактивности на выгорание в реакторе с активной зоной, включающей 241 ТВС.

Однако есть и сложность: в ходе кампании увеличится неравномерность энерговыделения по активной зоне. Чтобы избежать роста линейных нагрузок на ТВЭЛы, планируется уменьшить среднее линейное энерговыделение по сравнению с ВВЭР-ТОИ (со 173,4 Вт/см до 106,9 Вт/см). Для сохранения тепловой мощности (3300 МВт) количество ТВЭЛов в активной зоне и их длина должны быть увеличены. Высота активной зоны составит 4200 мм.

Спектральное регулирование предполагается осуществлять за счет механического извлечения вытеснителей из ТВС активной зоны в процессе кампании реактора. Для этого в одном из вариантов предполагается использование 132 из 187 приводов, размещенных на крышке реактора (остальные 55 предназначены для СУЗ).

Модернизации подверглись ТВС, поглощающие стержни СУЗ, блок защитных труб. По результатам нейтронно-физического расчета активной зоны и флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора намечена оптимизация размеров корпуса и внутрикорпусных устройств. Потребуется значительное изменение крышки реактора — на ней нужно разместить 187 патрубков для приводов СУЗ и вытеснителей. Конструкция БЗТ должна быть оптимизирована для уменьшения гидравлического сопротивления.

Понятно, что даже эволюционная в целом концепция имеет не только сторонников, но и критиков. Вот лишь некоторые вопросы: необходимо подтвердить возможность совмещения системы СУЗ и вытеснителей. Коэффициент воспроизводства не идеален: расход делящихся изотопов в реакторе с поглотителями выше, и, чтобы наработать 300 кг плутония за пять лет, потребуется дополнительно потратить 250 кг ^{235}U в первоначальной загрузке. Выгоднее нарабатывать плутоний в бланкетах быстрых реакторов: продукт чище, нарабатывается в два-три раза быстрее. Более жесткий спектр нейтронов в старом добром ВВЭР потребует обоснования применения более стойких материалов — особенно для внутрикорпусных устройств и ТВС. Дальнейшее увеличение эффективности активной зоны предполагается посредством изменения степени обогащения топлива, уменьшения диаметра ТВЭЛов, повышения стойкости оболочки — всё это также требует проработки, обоснования, подтверждения. Таким образом, как магистральное направление развития парка реакторов в замкнутом топливном цикле, ВВЭР-С получит развитие, лишь если направление «быстрого» реакторостроения столкнется с существенными трудностями, считают критики.

Возможные преимущества будущего ВВЭР-СКД

- более высокий коэффициент выгорания, оптимизация расхода природного урана;
- увеличение КПД до 44–45 %;
- увеличение подогрева в активной зоне от 280 до 540 °С и как следствие — уменьшение расхода теплоносителя;
- уменьшение расходов на проект в целом.

Однако проработка варианта ВВЭР-С-1200 в корпусе ВВЭР-1500 — это сегодня так называемый «стеклянный» проект, под которым нет площадки. Реальная площадка для строительства ВВЭР нового поколения — Кольская АЭС, которой такие мощности не нужны. Поэтому разработка проекта ВВЭР-С-1200 отходит на второй план, и с 2020 года АО «Гидропресс», НИЦ «Курчатовский институт» и АО «Атомэнергопроект» приступили к разработке эскизного проекта ВВЭР-С в корпусе ВВЭР-1000 ориентировочной мощностью 600–700 МВт (тепл.) для реализации двухблочной АЭС на Кольском полуострове.

Впрочем, конструктивная критика сопровождает любой проект. А как насчет сверхкритики?

Сверхкритика

Сложности спектрального регулирования — лишь разминка по сравнению с ожидаемыми сложностями освоения сверхкритического давления — желанного ВВЭР-СКД, входящего в перечень систем «Генерации-4», то есть признанного амбициозной международной целью.

Одна из особенностей современных блоков ВВЭР — сравнительно невысокий КПД. В эволюционном проекте АЭС-2006 этот показатель максимален и равен 36 %. Практический интерес представляет повышение КПД до уровня, уже достигнутого в тепловой энергетике: так, угольные энергоблоки мощностью 600 МВт, первый из которых был запущен в 2008-м, вышли на параметры свежего пара 28,5 МПа, 600 °С и нетто КПД = 46 %. С переходом на Ni-сплавы возможно дальнейшее увеличение температуры пара до 700 °С и давления — до 37,5 МПа с повышением КПД дополнительно на 6 %. Экспериментально оцениваются перспективы суперсверхкритического давления.

КПД современных ядерных установок можно повысить до 45 % путем перехода на водяной теплоноситель сверхкритических

параметров либо применения натриевого, свинец-висмутового, свинцового, газового теплоносителя первого контура, с разогревом до сверхкритических параметров воды во втором контуре. Также возможны технологии ядерного перегрева пара, в том числе частично освоенные на первых блоках Белоярской АЭС. Однако преимущества воды перед остальными теплоносителями известны, и, следовательно, заманчива перспектива развития именно водного реактора.

Инновационная реакторная установка ВВЭР-СКД по сравнению с существующими АЭС должна иметь ряд преимуществ.

В первую очередь это более жесткий быстро-резонансный спектр нейтронов, позволяющий достичь более высокого КВ, оптимизировать расход природного урана; эти задачи будут частично решены на этапе освоения ВВЭР-С, являющегося не только самостоятельной ценностью, но и ступенью к ВВЭР-СКД.

Во-вторых, увеличение КПД до 44–45 % с достигнутых на АЭС 34 %. Повышение КПД приведет не только к экономии топлива, но и к улучшению экологических параметров (снижению теплового загрязнения, испарений).

В-третьих, будет уменьшен расход теплоносителя через активную зону, благодаря возможности увеличения подогрева в активной зоне от 280 до 540 °С, с перепадом в 270 °С. Этот перепад почти на порядок выше по сравнению с подогревом в ВВЭР (30–35 °С). Обеспечение такого подогрева позволит сократить проходные сечения трубопроводов (в 2,5–3,0 раза) и запорно-регулирующей аппаратуры, мощность и размеры ГЦН, снизить затраты энергии на прокачку теплоносителя, уменьшить количество петель до двух.

В-четвертых, появится много возможностей сэкономить. Использование прямоточной схемы АЭС (именно такая технология рассматривается как основная, поскольку потери при теплообмене контуров «обнулят» значительную часть достигнутого в реакторе) позволит отказаться от парогенераторов и в целом оборудования второго контура, что существенно удешевит установку. Появится возможность применить освоенное передовое оборудование машинного зала, которое уже используется в тепловой энергетике (турбины, подогреватели и т. п.). Поскольку предполагается отказ от использования циркониевых сплавов в пользу радиационно и термически стойких сталей, упростится система безопасности по сравнению с действующими ВВЭР — значительно снизятся проблемы водородной безопасности. Можно будет сэкономить и на объеме защитной оболочки при той же мощности АЭС, на меньшей металлоемкости РУ ВВЭР-СКД по сравнению с существующими ВВЭР, на упро-

щении конструкции, на сроках и стоимости комплектации и строительства. Предполагается сокращение эксплуатационных затрат: меньше оборудования — меньше затрат на диагностику и ремонт.

Так за чем же дело стало, если можно получить такой выигрыш? За решением целого набора сложнейших задач.

Прежде всего, необходимо полное понимание термогидравлики. Опыта работы на сверхкритических параметрах тепловой энергетике недостаточно. Так, огромный вызов для активной зоны реактора — обеспечение нагрева теплоносителя с перепадом на порядок больше, чем сегодня, — почти 300 °С вместо примерно 30 °С. Давление с освоенных сегодня 16 МПа должно вырасти до 24 МПа. На тепловыделяющие и другие элементы активной зоны будет влиять разница температур: на входе в пучок твэлов и на выходе температура будет различаться, соответствующий градиент температуры будет воздействовать на сами твэлы. Риск возникновения зон ухудшенного теплообмена также несет крайне неприятные последствия для топлива. Необходимо найти безопасные конфигурации потока теплоносителя в активной зоне. Так, рассматриваются двойная и тройная схемы прохода теплоносителя через группы твэлов, то есть фактически в одном корпусе нужно будет организовать несколько активных зон: тогда искомые 270 °С перепада температуры можно разделить на три раза по 90 °С — всего лишь втрое больше сегодняшнего нагрева.

Целый комплекс проблем связан с будущими конструкционными материалами активной зоны ВВЭР-СКД. Эти проблемы в первую очередь касаются корпуса, топлива и оболочек твэлов. Доступные сегодня материалы испытывались в потоке быстрых нейтронов при разработке и эксплуатации реакторов БР-10, БОР-60, БН-600, БН-800; необходим анализ их поведения в другом спектре нейтронов. Материалы оболочек твэлов также нужно оценить в плане величины распухания при соответствующих интенсивностях облучения.

Особенность теплогидравлических процессов в сверхкритическом реакторе — значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах. Зависимости соотношений для расчета коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления хорошо исследованы применительно к каналам разной формы, но при околокритических параметрах эти характеристики измерить труднее. Сегодня неопределенность (погрешность) в расчетах коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы — около 15 %, поэтому необходимо проведение дополнительных экспериментов в каналах про-



стой и сложных форм, в первую очередь на пучках стержней с тесной упаковкой (например, с шагом 1,1–1,15). Эксперименты по исследованию теплообмена в тесных пучках стержней необходимы для создания более совершенных методик расчетов и приемлемых методов интенсификации теплообмена. Так, появление режима ухудшенного теплообмена можно предотвратить закруткой потока, дистанционирующими решетками и т. п. Предстоит исследовать процессы перемешивания струй «холодной» и «горячей» воды для выявления неустойчивых режимов.

Если в тепловой энергетике особенности водно-химического режима при СКД отработаны, то специфика применения воды околокритических параметров в ядерных реакторах связана с воздействием радиационного излучения — это приводит к радиолизу. На действующих ВВЭР с радиолизом бороться умеют, но предстоит экспериментально исследовать это явление в более жестком спектре нейтронов. Также нужно учитывать массоперенос продуктов коррозии, радионуклидов при сверхкритических параметрах работы. В целом все эрозионные, коррозионные, вибрационные процессы и явления должны получить переоценку на новом уровне. При этом исследования коррозии материалов, намеченных к применению в ВВЭР-СКД, должны быть проведены как в «чистых» условиях, так и в поле излучения, реакторных петлях.

Научно-технические решения по конструкции ВВЭР-СКД необходимо проверить на моделях, а отдельные конструкции узлов — испытать на натуральных образцах. Многие вопросы можно будет решать в петлевых установках перспективного реактора МБИР, если в нем будет сооружена необходимая исследовательская петля. Но для обоснования ВВЭР-СКД, даже экспериментального (тепловой мощностью 30 МВт, а лучше 100 МВт), необходимо решить все те же проблемы, что и при разработке реактора любого типа. Основные задачи: определение приемлемых значений коэффициента воспроизводства топлива (КВ) и выгорания, обеспечение отрицательных коэффициентов реактивности в разных режимах, достижение самозащитности реактора.

Предстоит разработка и верификация программных средств, включая коды улучшенной оценки, для связанных расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ВВЭР-СКД, которые будут учитывать сложный характер изменения свойств теплоносителя в пределах рабочих температур.

И, возможно, критика перспективных быстрых реакторов на этапе формирования проекта «Прорыв» покажется лишь разминкой перед боем тяжеловесов. Словом, работы предстоит немало. Но атомной отрасли не привыкать к решению сложных проблем, которые ставит перед ней человечество.

Монтаж первого яруса внутренней защитной оболочки реактора энергоблока № 1, сооружаемого по проекту ВВЭР-ТОИ на площадке Курской АЭС-2