

СТАТЬИ

УДК 621.039.003:659.3

СТРАТЕГИЧЕСКИЙ ВЗГЛЯД НА ЯДЕРНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ РОССИИ НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ

*Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А.,
Цибульский В.Ф., Шимкевич А.Л., Штромбах Я.И. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

Со времени публикации в журнале «Атомная энергия» позиции экспертов НИЦ «Курчатовский институт» по стратегии ядерно-энергетического развития страны прошло 6 лет [1]. Впоследствии доклад одноименного названия был издан отдельной книгой для широкого ознакомления научной общественности [2]. Одним из ключевых его положений является утверждение, что отечественный технологический потенциал достаточен для эволюционного развития на длительную перспективу существующей многокомпонентной системы ядерной энергетики. Такой путь минимизирует риски, обусловленные неопределенностью ресурсного обеспечения и необходимостью использования новых материалов и технологий, и в полной мере удовлетворяет экономическим предпочтениям рыночного многообразия. Альтернативный (революционный) путь заключается в замене существующего реакторного парка на реакторы со свинцовым теплоносителем после их создания [3].

Новое в стратегии развития ядерной энергетики. Реальное состояние ядерной энергетики страны, ее внутренний потенциал развития и ресурсообеспеченность, потребность в детальной проработке вопросов переходного периода на рубеже 2030 г. определили необходимость новой редакции стратегии, что соответствует позиции экспертов НИЦ «Курчатовский институт» о ее обязательной периодической актуализации. Новая редакция была разработана в 2014 г. и опубликована [4]. К новым позициям редакции следует отнести уточнение возможностей функционирования ядерной энергетики в условиях открытого топливного цикла. На основе анализа трех вариантов на период до 2050 г., которыми установлена сум-

марная мощность АЭС страны и построенных по отечественным проектам за рубежом 100 300 ГВт, получены оценки, подтверждающие выводы о перспективах открытого топливного цикла. Область его применения с учетом зарубежных поставок ограничивается суммарной мощностью АЭС 150 200 ГВт.

В настоящее время основу ядерной энергетики страны и в мире составляют тепловые реакторы с водой под давлением, и, учитывая планы строительства новых АЭС, это положение сохранится долгие годы, вероятно, и к концу столетия в структуре мировой ядерной энергетики будут преобладать тепловые реакторы. Срок эксплуатации таких реакторов уже продлевается до 60, в перспективе — до 80 лет и более. Долговременная стратегия ядерной энергетики рассматривает разные сценарии перехода к замкнутому топливному циклу и включения быстрых реакторов в структуру. Наиболее реалистический — формирование двухкомпонентной системы, в которой одновременно будут работать как тепловые, так и быстрые реакторы с преобладающей долей тепловых. Получаемый в быстром реакторе избыток нейтронов позволяет реализовать расширенное воспроизводство ядерного топлива посредством конверсии в делящиеся нуклиды сырьевых изотопов ^{238}U и/или ^{232}Th . Тепловые реакторы берут на себя решение большей части системных энергетических задач. Они обеспечивают покрытие неравномерной нагрузки, подстраивают мощностной ряд под внешние потребности, решают задачи неэлектрического энергопотребления.

Быстрые реакторы с натриевым теплоносителем в результате 50-летнего отечественного опыта их разработки подготовлены для практической реализации. Однако в современных про-

ектах быстрых реакторов существенно снижена или даже исключена способность избыточного воспроизводства нового топлива. Это означает, что сохранение ядерной энергетики в качестве масштабной энерготехнологии в перспективе возможно только в том случае, если тепловые реакторы почти полностью будут заменены на быстрые с соответствующей сменой инфраструктуры. В настоящее время в мире действуют только два энергетических быстрых реактора БН-600 и БН-800, работающие на топливе преимущественно из обогащенного урана, и 450 тепловых реакторов. В этом состоит одно из принципиальных противоречий с реальностью представлений о развитии ядерной энергетики разработчиков современных быстрых реакторов.

Часть новых или ранее предлагавшихся идей обсуждается при рассмотрении задачи замыкания ядерного топливного цикла, которая имеет широкий спектр решений. Ядерно-энергетическая система с тепловыми реакторами не исчерпала внутренних возможностей более эффективного использования топлива, например, при повышении термодинамической эффективности. Можно организовать в них замкнутый топливный цикл с использованием выделенного из отработавшего топлива плутония или топлива на основе неразделенного уран-плутониевого регенерата. Минимизация радиоактивной нагрузки на предприятия топливного цикла возможна при создании загрузки реактора с пространственным разделением сырьевых и делящихся изотопов [5].

В целом, как показывают расчеты, эти и другие мероприятия могут привести к заметному сокращению потребления природного топлива в ВВЭР с 180 до 130 т урана в год и ниже, что значительно увеличит ресурсную базу.

Перспективы использования тория в ядерной энергетике изучаются почти на протяжении всей истории ядерной энергии [6]. Исследования включают применение тория в действующих реакторах, использование в открытом и замкнутом топливном цикле, а также в системе тепловых и быстрых реакторов и в перспективных жидкосольевых реакторах. Основной вывод о разработке реакторов на ториевом топливе только после обострения проблемы исчерпания ресурсов дешевого урана отнюдь не отрицает целесообразности дальнейших исследований о

включении тория в систему ядерной энергетики страны.

Следует отметить, что принципиальным является обоснованное многолетними исследованиями предложение о включении в инновационную стратегию в дальней перспективе термоядерного источника нейтронов, предназначенного для обеспечения топливной базы крупномасштабной ядерной энергетики деления [7]. О возможности создания термоядерного реактора для наработки делящихся веществ писал еще И.В. Курчатов [8].

Потенциал по производству топлива в термоядерных реакторах существенно выше, чем в любых других. Это связано с тем, что при одинаковой мощности в термоядерном реакторе нейтронов, которые можно использовать для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся, производится примерно на порядок больше, чем в реакторах деления. При такой высокой интенсивности наработки нового делящегося материала доля термоядерных реакторов в системе должна быть небольшой, на уровне 10%, если будет реализована переработка отработавшего топлива тепловых реакторов, то и меньше.

Конечно, столь мощных источников термоядерных нейтронов пока нет, однако уже строится международный реактор ИТЭР, ориентированный на демонстрацию производства электроэнергии с помощью управляемого термоядерного синтеза. По сравнению с этой задачей создание гибридного термоядерного реактора для производства топлива для ядерной энергетики многократно проще. Для термоядерного реактора, нарабатывающего топливо для реакторов деления, нет надобности в высоком коэффициенте умножения энергозатрат за счет термоядерной реакции, достаточно $Q \sim 1-2$. Основную долю энергии будут производить реакторы деления на новом топливе. Нет надобности придерживаться жестких требований о непрерывности работы с коэффициентом нагрузки на уровне 0,8 и выше. Реактор может прерывать работу по мере собственных надобностей, поскольку произведенный им продукт отправляется на склад. С учетом малой доли в системе такие реакторы будут приемлемы даже в случае значительно более высокой цены в сравнении с реакторами деления. Наконец, работа гибридного термоядерного реактора предполагается в режиме непрерывной очистки топ-

ливной композиции, в которой нарабатывается новый делящийся изотоп, в условиях максимально подавленного деления ядер. Это гарантирует почти полное отсутствие остаточного энерговыделения в бланкете гибридного реактора, следовательно, продуктов деления. Предварительные оценки показывают, что для производства 1 г нового делящегося изотопа в гибридном реакторе будет высвобождаться радиоактивность, примерно в 100 раз меньшая по сравнению с вариантом получения того же 1 г делящегося изотопа после переработки отработавшего топлива быстрого реактора.

Производство топлива в термоядерных реакторах для его использования в реакторах деления снимает вопрос о структуре ядерной энергетики, быстрые и тепловые реакторы выступают как равноправные конкуренты, и их наличие в энергетической системе обусловливается преимуществами в части безопасности и экономичности.

Обсуждение в ядерно-энергетическом сообществе новой редакции предложений экспертов НИЦ «Курчатовский институт» показало необходимость сосредоточиться на ключевых задачах предстоящего этапа реализации стратегии ядерной энергетики страны.

Ключевые задачи предстоящего этапа.

Очевидно, что развитие ядерной энергетики должно происходить в рамках общей энергетической стратегии. Стратегические ориентиры производства электроэнергии в течение последних 10 лет корректировались в сторону снижения с 2500 в 2005 г. до 1500 млрд кВт·ч в 2015 г. На сегодня проектом энергетической стратегии-2035 в силу экономических причин предполагается, что страна энергоизбыточна и главной задачей является повышение энергоэффективности [9]. При этом производство электроэнергии к 2030 г. увеличится в 1,2—1,3 раза при среднем темпе роста экономики по инновационному сценарию около 4%. Такое развитие событий с точки зрения энергетики как основы и базиса экономики представляется маловероятным.

Исходя из состояния отечественной экономики, ориентироваться на высокие потребности в атомном энергопроизводстве не приходится, поскольку газовая избыточность продлится не менее чем до середины XXI в. По этой причине альтернативные газу энергоисточники на этом временном интервале будут рассматриваться

прежде всего для обеспечения энергобезопасности страны и в качестве задела на перспективу. В этих условиях, по-видимому, следует исходить из роста производства атомного энергопроизводства примерно до 35—40 ГВт к 2035 г. и практические меры по реализации стратегии рассматривать для такого энергетического сценария.

В развитии ядерного сектора энергетики определяющее место приобретает его экспортная составляющая. Она опирается на приемлемость для рынка развиваемых в России атомных станций, демонстрирующих рыночную конкурентоспособность и общественно значимую безопасность, и сопровождается полным набором услуг ядерного топливного цикла. В связи с возрастающей конкуренцией на реакторном рынке большое значение имеет создание нового продукта в достаточно сжатые сроки, определяемые ожидаемой динамикой рынка.

Таким образом, ключевыми задачами предстоящего этапа представляются:

эволюционное развитие реакторных технологий при обеспечении их значимости для экспорта в качестве проверенных технологий;

целенаправленное создание на базе проверенных технологий нового продукта с меньшими удельными капитальными затратами в сроки, диктуемые рынком.

Наряду с этим необходимо продвижение в дополняющих и альтернативных технологиях, например, новое топливо и конструкционные материалы, быстрые реакторы с ненатриевым теплоносителем, ВТГР, жидкосолевые реакторы, внедрение тория, альтернативные источники нейтронов.

Результатом такого развития отечественной ядерной энергетики в перспективе станет практическое освоение основных технологий и ее развитие как в решении собственных проблем, так и в готовности к использованию освоенных технологий, отвечающих запросам рынка.

При этом центральной задачей для технологии ВВЭР следует считать создание в сжатые сроки нового продукта, пригодного для конкурентного предложения на рынке. Эта стратегическая задача разбивается на конкретные цели и разработки:

повышение потребительской привлекательности (надежность, безопасность, маневренность, когенерация электричества и тепла, отказ

от борной кислоты в теплоносителе, гибкий топливный цикл) в рамках эволюции базового проекта;

улучшение технико-экономических характеристик (уменьшение затрат на сооружение и эксплуатацию, сокращение удельной материалоемкости, повышение к.п.д. энергоблока и др.);

развитие отдельных технологий ВВЭР (парогенератор новой конструкции, повышение водородной безопасности, устойчивости к сейсмическим и ударным нагрузкам и др.);

улучшение топливоиспользования — новые виды топлива, обеспечивающие снижение его температуры и повышение теплостойкости (жаропрочности оболочек), повышение обогащения топлива для реализации двухгодичной кампании реактора, внедрение смешанного уран-плутониевого топлива или топлива на основе неразделенного уран-плутониевого регенерата, в перспективе — ториевого топлива;

расширение мощностного ряда, разработка проектов с гарантированным преимуществом на внутреннем и внешнем рынках: ВВЭР-1200, -1800, ВВЭР-600, -900, интегральный ВВЭР малой мощности, ВБЭР-300, -450, -600;

разработка модификаций ВВЭР-Супер (ВВЭР-С);

ВВЭР со спектральным регулированием для эффективной работы в открытом и замкнутом топливном цикле;

ВВЭР-СКД с критическими параметрами теплоносителя для работы в замкнутом топливном цикле с самообеспечением топливом.

В области быстрых реакторов с натриевым теплоносителем в число ключевых задач входят:

развитие и совершенствование технологии быстрых реакторов на базе опыта БН-600, -800;

выбор базового и перспективного топлива, конструкционных материалов и теплоносителей, в том числе с эвтектической модификацией натрия;

определение системных технико-экономических требований к БН-1200 с учетом их жизненного цикла и границ конкурентоспособности как части системы ядерной энергетики (как уже отмечалось, современные проекты быстрых реакторов не ориентированы на снабжение тепловых реакторов топливом);

оценка экспортного потенциала БН-1200.

При любых геополитических или региональных изменениях отношение к ядерной энергетике с точки зрения социально-экономического доверия к ней будет по-прежнему базироваться на фактической оценке радиационной безопасности, организации всех этапов обращения с высокоактивными материалами таким образом, чтобы риск неконтролируемого выхода радионуклидов был минимизирован до уровня приемлемости. По этой причине будет инициирован поиск материалов, конструкций и процессов, заметно снижающих радиационный риск, в том числе и при тяжелых авариях на АЭС и предприятиях топливного цикла.

В области замыкания топливного цикла, переработки отработавшего топлива и изоляции отходов должны решаться следующие задачи:

переработка накопленного отработавшего топлива и использование выделенного урана и плутония в ВВЭР и быстрых реакторах с натриевым теплоносителем;

производство топлива из регенерированных материалов;

минимизация радиационной нагрузки на этапах регенерации, рефабрикации, транспортировки и загрузки топлива в реакторы, в том числе рассмотрение концепции гетерогенной топливной композиции;

постановка экономических проблем ядерного топливного цикла на уровне микро-, макро- и институциональных моделей экономики.

В направлении развития дополняющих и альтернативных технологий должны быть определены потребности в НИОКР, возможные этапы и сроки подтверждения технологий и их коммерциализации. Развитие любой из новых технологий должно учитывать возможность и перспективность использования соответствующих разработок на внешнем рынке и возможности международного сотрудничества для их поддержки.

Предстоящий период экономической жизни страны не требует быстрого роста производства энергии. Настало время вдумчивого совершенствования реакторных технологий, составляющих основу ядерного сектора энергетики страны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 г. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 4, с. 183—196.
2. О стратегии ядерной энергетики России до 2050 г. М., НИЦ «Курчатовский институт», 2012.
3. Адамов Е.О., Джалабян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 6, с. 319—331.
4. Сидоренко В.А., Алексеев П.Н., Асмолов В.Г. и др. Ключевые положения ядерной энергетики России до 2050 г. и далее. XXI Александровские чтения. 13 февраля 2015 г. М., НИЦ «Курчатовский институт», 2015.
5. Андрианова Е.А., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Перспективные топливные загрузки реакторов для замкнутого топливного цикла. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 5, с. 243—247.
6. Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle. OECD/NEA, № 7224, 2015.
7. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А. и др. Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.
8. Курчатов И.В., Головин И.Н. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. — В кн.: И.В. Курчатов. Собрание научных трудов. Т. 5. М.: Наука, 2012, с. 78—81.
9. Основные положения проекта Энергетической стратегии России на период до 2035 г. Министерство энергетики Российской Федерации (<http://minenergo.gov.ru/node/1913>).

Поступила в Редакцию 31.10.16

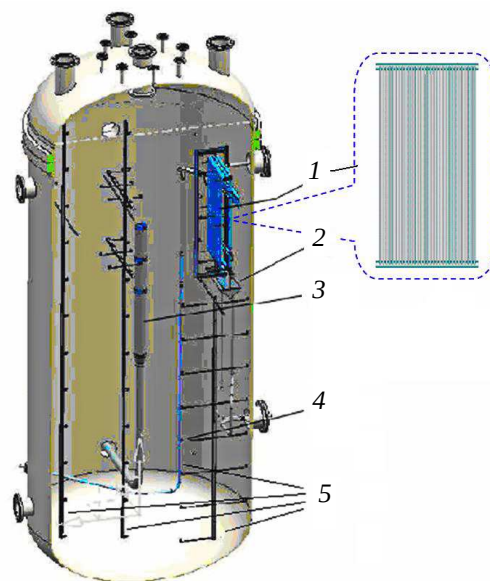
УДК 621.039.58

ЧИСЛЕННЫЙ АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТОВ S1, S2 НА УСТАНОВКЕ СПОТ 30 МЕТОДАМИ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ ГИДРОДИНАМИКИ

Тарасов О.В., Киселев А.Е., Филиппов А.С., Юдина Т.А. (ИБРАЭ РАН, г. Москва)

Неравномерное распределение и стратификация водорода в защитной оболочке при тяжелой аварии реактора являются одной из приоритетных задач современных исследований по безопасности АЭС с ВВЭР, поскольку образующаяся взрывоопасная газовая смесь представляет угрозу ее целостности. Распределение водорода определяется тепломассообменом в защитной оболочке и может зависеть от работы систем безопасности, используемых для управления авариями. К их числу относится система отвода тепла, основным элементом которой является конденсатор-теплообменник. Экспериментальное изучение формирования стратификации водорода и влияния на нее конденсатора-теплообменника проводилось в международных параллельных проектах ERCOSAM—SAMARA [1—4]. В настоящей статье обсуждаются результаты анализа методами вычислительной гидродинамики экспериментов, выполненных на установке СПОТ 30 АО «ОКБМ Африкантов» в рамках отечественного проекта SAMARA, для оценки согласованности данных, интерпретации протекающих явлений, а также выявления направлений дальнейшего совершенствования физических моделей CFD-кодов для задач водородной безопасности на АЭС.

Исходные данные для численного моделирования. Расчетная модель экспериментальной установки СПОТ 30 построена на основе данных [3, 4] (рис. 1). Основными моделируемыми элементами являются сосуд давления внутренним объемом 59 м³, внутренней высотой 7,8 м, диаметром цилиндрической части 3,2 м,



Р и с. 1. Рабочий участок установки СПОТ 30 [5]: 1 — конденсатор-теплообменник; 2 — поддон для конденсата; 3, 4 — трубка подачи пара и газа соответственно; 5 — стойки для термопар