

НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ СИСТЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

П.Н. Алексеев, зам. рук. Курчатовского ядерно-технологического комплекса по направлению перспективных энергетических технологий, канд. физ.-мат. наук

В статье показано, что проведенные исследования в области совершенствования структуры ядерной энергетики свидетельствуют о принципиальной возможности внедрения смешанного топливного торий-уран-плутониевого цикла, с целью увеличения нейтронного потенциала системы ядерной энергетики. Ядерный топливный цикл, по сути, является системообразующим для развития всей ядерной энергетики, поэтому важно понять: каким будет ядерный топливный цикл в ближайшие десятилетия, какие реальные проблемы он будет решать и на какие перспективы будет ориентирован.

Требования к реакторам должны формулироваться исходя из возможностей ядерного топливного цикла, их эффективного использования в условиях замкнутого топливного цикла, иначе это может привести к риску неподготовленности к развитию ядерной энергетики после 2020 г. и отставанию от мирового технологического уровня.

Ключевые слова: ядерно-технологический комплекс, ядерный топливный цикл, нейтронный потенциал, ядерная энергетика.

DIRECTIONS OF NUCLEAR ENERGY DEVELOPMENT

P.N. Alexeyev, Deputy Director, Kurchatov Nuclear-Technological Complex for Promising Energy Technologies, Doctor of Physics and Mathematics

The article shows that the studies in the field of improvement of structure of nuclear power engineering indicate the possibility of introduction of the mixed fuel thorium-uranium-plutonium cycle, with the aim of increasing the neutron potential of nuclear energy. The nuclear fuel cycle, in fact, is the backbone for the development of the whole nuclear energy, so it is important to understand: what will the nuclear fuel cycle be in the coming decades, what are the real problems it will solve and what prospects will be targeted.

Requirements for reactors should be formulated based on the capabilities of the nuclear fuel cycle, their effective use in a closed fuel cycle, otherwise it may lead to the risk of lack of preparation for the development of nuclear energy after 2020 and lagging behind the world technological level.

Keywords: Nuclear-Technological Complex, nuclear fuel cycle, nuclear power engineering.

Введение

Корректировка энергетической стратегии России с ее пролонгацией до 2035 г. связана, прежде всего, с тем, что произошла существенная трансформация на мировых энергетических рынках, вызванная ориентацией ряда крупнейших импортеров на энергетическое самообеспечение. Внутри страны снизились темпы экономического роста, в связи с чем, главным приоритетом становится не количественное наращивание объемов производства ТЭК, а качественное обновление (модернизация) энергетического сектора страны. В Энергетической стратегии центральной идеей является переход от ресурсно-сырьевого к ресурсно-инновационному развитию ТЭК. Энергетическая стратегия предусматривает значительное снижение энергоемкости российской экономики.

При целевом росте экономики в 2,5 раза потребление первичной энергии в России увеличится только на 25–27%. При этом наибольшими темпами будет расти спрос на электроэнергию и моторное топливо (в 1,45–1,55 раза за 2010–2035 гг.).

Россия в прогнозируемый период может стать более чувствительной к негативным изменениям рыночной конъюнктуры. В базовом сценарии Стратегии ЭС-2035 экспорт нефти и газа на внешние рынки оказывается заметно ниже официальных отечественных прогнозов.

С учетом этих тенденций, проект энергетической стратегии до 2035 г. предусматривает:

- опережающее развитие электроэнергетики для реализации масштабной электрификации национального хозяйства с ростом установленной мощности электростанций более чем на 1/3, и выработки электроэнергии в 1,6 раза при увеличении доли АЭС с 16 до 22–23%;
- развитие теплоснабжения России и ее регионов преимущественно на базе теплофикации с использованием современных экономически и экологически эффективных когенерационных установок широкого диапазона мощности.

Тезисы Энергетической стратегии не противоречат положениям Стратегии ядерной энергетики России до 2050 г, предложенной «Курчатовским институтом», цели которой были определены следующим образом:

- формирование полномасштабной структуры атомного промышленного комплекса, как энергетической базы устойчивого развития страны в стратегической перспективе;
- обеспечение геополитических интересов страны на мировом атомном энергетическом рынке в области реакторостроения и услуг замкнутого топливного цикла;
- создание структуры атомного энергопромышленного комплекса, обеспечивающего потребности ядерной энергетики в топливе на длительную перспективу, приемлемое обращение с облученным ядерным топливом и радиоактивными отходами.

Приоритетные задачи Стратегии ядерной энергетики России до 2050 г.:

- обеспечение электрогенерации на АЭС к 2050 г. до 20% от общего объема выработки электроэнергии (что несколько отличается от предусмотренных Энергетической стратегией показателей);
- формирование замкнутого топливного цикла ядерной энергетики;
- развитие неэлектрического компонента ядерной энергетики в перспективе после 2030 г. для производства искусственного моторного топлива и водорода в объеме около 30% современных потребностей;
- создание системы обращения и надежной изоляции радиоактивных отходов, и промышленных технологий выведения ядерных объектов из эксплуатации.

Основные положения Стратегии ядерной энергетики России до 2050 г.

Среди целевых задач дальнейшего развития ядерной энергетики, выделяются:

- формирование в общем топливно-энергетическом комплексе страны сектора региональной ядерной энергетики с широким диапазоном единичных мощностей ядерных источников. Его создание опирается на наличие в России достаточного потенциала необходимых реакторных технологий и машиностроения;
- внедрение атомных мощностей в энергоемкие отрасли промышленности и коммунального сектора, наряду с наращиванием производства электроэнергии. Это может обеспечить значительное замещение органического топлива в энергоемких отраслях промышленности и коммунального сектора к 2050 г. На базе освоенных технологий должны быть выбраны и разработаны ядерные энергоисточники коммунального тепла (АТЭЦ, АСТ), а в промышленном производстве начата разработка высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), которые продемонстрировали способность производить тепло с температурой до 950°C.

Стратегия предусматривает наличие и развитие следующих типов реакторов и их назначение:

- реакторы на тепловых нейтронах: производство энергии для различных потребителей (электроэнергия, коммунальное тепло, технологии, водород), широкий диапазон мощно-

стей (малые – автономные, средние – региональные, большие – сети), работа в режиме регулирования нагрузки, гибкий топливный цикл (Pu, U, Th);

– реакторы на быстрых нейтронах (БР): базовое производство энергии, расширенное воспроизводство топлива (Pu, U-233), замыкание топливного цикла по U, Pu и минорным актинидам.

Ближайшей целевой задачей модернизации ядерной энергетики по первому стратегическому направлению, является создание на базе АЭС-2006 усовершенствованного блока АЭС-ВВЭР-ТОИ электрической мощностью 1250 МВт (эл.) с внедрением до 2020 г. Одновременно по инициативе Курчатовского института поставлена задача создания четвертого поколения реакторов ВВЭР для работы в замкнутом топливном цикле. Это направление инновационного реактора с кардинально улучшенным использованием топлива получило название «СУПЕР-ВВЭР» (Эволюционный Супер-ВВЭР со спектральным регулированием – ВВЭР-С; инновационный Супер-ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя ВВЭР-СКД). С определенного периода, наращивание мощностей следует переключить с реактора ВВЭР-ТОИ на реактор ВВЭР-С, а затем на реактор ВВЭР-СКД.

В ВВЭР-С улучшение топливоиспользования будет реализовано за счет спектрального регулирования изменения реактивности в процессе выгорания топлива путем изменения водо-уранового отношения примерно в половине свежих кассет тепловыделяющих сборок (ТВС) с использованием подвижных вытеснителей и/или тяжелой воды. В этом случае возможен полный отказ от жидкостного борного регулирования в эксплуатационных режимах работы. В ВВЭР-С избыточные нейтроны вместо поглощения в борной кислоте, поглощаются ураном-238. Таким образом, компенсируется избыток топлива, который нужен на топливную кампанию, и при этом производится новое делящееся топливо. Диапазон изменения водо-уранового отношения примерно в половине более свежих ТВС активной зоны ВВЭР при опущенных и извлеченных вытеснителях меняется от 1,40–1,60 до 1,95–2,15. При этом существенно сокращается количество радиоактивных отходов (РАО) при эксплуатации АЭС с ВВЭР-С и облегчается реализация режимов маневрирования мощностью. Активную зону реактора ВВЭР-С можно полностью загрузить МОКС-топливом (Mixed-Oxide fuel). Таких тепловых реакторов ранее не было. Возможна была только частичная ~30–40%-ная загрузка МОКС-топливом, чтобы обеспечить характеристики безопасности. По балансу делящихся изотопов реактор ВВЭР-С может работать ~30 лет на урановом топливе, а потом еще ~30 лет на своем же плутонии. В результате он сэкономит ~50% природного урана, по сравнению с работой ВВЭР-ТОИ в открытом топливном цикле. Если рассматривать цены природного урана ~130–260 долл. за кг, то экономия за весь жизненный цикл будет эквивалентна капитальным затратам на энергоблок.

У ВВЭР-СКД более высокий коэффициент полезного действия (41–43%), более высокий коэффициент воспроизводства топлива (0,9–1) за счет более жесткого спектра нейтронов; низкий расход природного урана. Рассматриваются две концепции ВВЭР-СКД: одноконтурная и двухконтурная реакторные установки.

Основные практические задачи этого направления модернизации:

– надежная, безопасная и экономически эффективная эксплуатация действующих АЭС, разработка процедур и технологий продления ресурса и вывода из эксплуатации, строительство АЭС с реакторами ВВЭР по усовершенствованным проектам;

– обеспечение маневренности энергоблоков;

– разработка усовершенствованной технологии переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и обращения с РАО действующих реакторов, со строительством завода по переработке ОЯТ оптимальной производительности;

– развитие инфраструктуры атомной промышленности с целью обеспечения заданного темпа строительства АЭС;

– внедрение энергоблоков средней мощности в региональную энергетику.

Второе стратегическое направление модернизации ядерной энергетики – реакторы на быстрых нейтронах, способные снабжать всю ядерно-энергетическую систему новым топливом, производимым из изотопов уран-238 и торий-232. Реализация этого направления предполагает создание структуры ядерной энергетики, которая на длительную перспективу гарантированно обеспечит потребности в топливе.

В Стратегии ядерной энергетики России до 2050 г. и на более дальний период рассмотрены также различные альтернативные перспективные концепции, включая возможное создание в будущем термоядерных источников нейтронов (ТИН). Термоядерные установки мощностного порядка 1 ГВт – могут производить тепло и генерировать нейтроны дляработки искусственного ядерного горючего в количестве, эквивалентном количеству ядерного горючего, полученного при добыче природного урана в объеме 500 тонн в год.

Проблемы организации ядерного топливного цикла и перспективы использования ториевого топлива как дополнительного ресурса атомной энергетики

В июне 2014 г. Правительство РФ утвердило Государственную программу Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», охватывающую период до 2020 г. В Программе уточняются задания по уровню мощности АЭС и выработке ими электроэнергии и подтверждаются положения принятых ранее программ по необходимости повышения уровня ядерной и радиационной безопасности обращения с ОЯТ и РАО и замыкания ядерного топливного цикла на основе развития технологий быстрых реакторов с натриевым и свинцовым охлаждением. При этом в Программе не содержится конкретных подходов к обоснованию выбора типа быстрого реактора и топлива, технологий переработки ОЯТ и рефабрикации топлива.

Программа также не содержит предложений по дальнейшему развитию технологий ВВЭР (ВВЭР-С, реакторы средней мощности) и других тепловых реакторов (ВТГР) в плане их эффективного использования в условиях замкнутого топливного цикла, что может привести к риску неподготовленности к развитию ядерной энергетики (ЯЭ) после 2020 г. и отставанию от мирового технологического уровня.

Современный способ получения ядерной энергии связан с извлечением природного урана, обогащением части извлеченного урана до 4–5% ураном-235 (содержание которого в природном уране равно 0,7%) и облучением ядерного топлива в реакторе до выгорания 4–5% тяжелых атомов. При этом возникает на 1 ГВт·год (э) около 1 т продуктов деления (ПД), 15–20 т отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и 130–180 т отвалного урана (ОтУ).

В реакторах на тепловых нейтронах (ТР) этот отвалный уран, так же как и ОЯТ использовать не удастся и ОтУ по сути становится для ЯЭ дополнительным радиоактивным отходом, который нужно или утилизировать (но кто и где готов их потребить?) или хранить за чей-то счет до тех пор, пока не будут разработаны способы его утилизации. Таким образом, отвалный уран будет утилизирован или передан на баланс и под ответственность и заботу тех структур и производств, которые их смогут с пользой утилизировать, или захоронить за счет тех, кто извлек прибыль при производстве ядерной энергии, а если таковые уже отсутствуют, то за счет государства (Ядерное право, МАГАТЭ), выдавшего лицензию на работу АЭС.

То есть, при производстве ядерной энергии необходимо предусматривать средства на все эти шаги – за 60 лет работы блока АЭС мощностью 1000 МВт (эл) будут произведены: 60 т ПД; 900–1200 т ОЯТ; 9000–12000 т ОтУ. Проблема обращения с этими субстанциями в таких количествах может быть решена только обществом, принявшим на себя эту ответственность как в плане хранения, так и в плане разработки технологий утилизации и захоронения всего того, что не нашло применения, при соответствующих принятых договоренностях международного права и законах данного государства. При этом в явном виде проявляется схема современного эффективного использования ресурсов: прибыль приватизируется, риски национализуются. Если бы уже сейчас общество де факто не приняло на себя такую

ответственность, оно должно было бы принять закон, согласно которому можно было бы добывать ровно столько ресурса (урана), сколько его можно полностью использовать. В таком случае должна быть другая система ЯЭ.

Можно предположить, что это должна быть система реакторов на быстрых нейтронах, в которых ядерное горючее воспроизводится. В этом случае для первой загрузки и подпитки реактора топливом до выхода его в равновесный режим работы в замкнутом уран-плутониевом ядерном топливном цикле (ЯТЦ) нужно примерно 10–20 т урана-235, что потребует добычи 2000–4000 т природного урана. Этот природный уран даже в случае сжигания всех минорных актинидов (МА) в этих реакторах, может быть использован в течение 2000–4000 лет. Возникает вопрос – кто платит за безопасное в нужной степени хранение этого потенциала в этом случае (это уже не отход, а потенциал, с точки зрения нейтронной физики и нейтронного баланса) и как этот потенциал оправдан с точки зрения экономических и политических рисков на таких временных интервалах?

При такой стратегии возникают и другие исторические, юридические, философские, психологические, проблемы: если мы хотим развить систему ЯЭ до мощности хотя бы 2500 ГВт, нам нужно примерно за сто лет добыть от 5 до 10 млн т природного урана.

Коллективная эффективная доза на временном интервале 10 тыс. лет (Ядерное право, МАГАТЭ) при этом будет оценена примерно от 1,5 до 5 млн человеко-Зиверт (чел.-Зв), что по дозе эквивалентно от 3 до 8 Чернобыльских выбросов, оставаясь в парадигме беспороговой линейной концепции воздействия радиации на человечество.

И даже многокомпонентная структура системы ЯЭ с хорошими БР, ТР и жидкосолевыми реакторами-мусорщиками для утилизации МА позволяют снизить эти оценки лишь примерно в 2–3 раза.

То есть процесс такого ускоренного ввода ЯЭ на нейтронном потенциале урана-235, практически, по современным взглядам на воздействие радиации на человечество, является аварией, разнесенной на тысячелетия. При этом с непонятными и пока не существующими механизмами в области экономики и права.

И трудно доказать каждому следующему за нами поколению, что мы хотим им добра (не ухудшая их ресурсной базы), проедаая дешевый нейтронный ресурс урана-235, не имея технологии эффективного (хотя бы всего на порядок) использования ОтУ.

Несколько смягчить ситуацию с таким неэффективным использованием природного урана можно за счет введения тория в систему ЯЭ как дополнительного ресурса.

Его извлечение, во-первых, неизбежно как побочного продукта при добыче редкоземельных металлов, а во-вторых, радиоактивность его при добыче в парадигме беспороговой линейной концепции для общества примерно на два порядка ниже, чем при добыче урана. Это если и не сильно облегчает решение экономического парадокса, то хотя бы проблему ресурсного обеспечения выводит из разряда технологических долговременных неявно выраженных вялотекущих (и этим как раз и страшных? – чем-то похоже на онкологию, но в рамках исторических рамок для человечества) катастроф.

Включение тория в топливную базу ЯЭ позволяет принципиально улучшить нейтронный баланс в ТР, а при введении в систему ЯЭ БР и ТИН с ториевыми зонами воспроизводства, создать принципиально более эффективную и понятную для современных экономических и экологических взглядов систему.

Сейчас ЯЭ вступает во вторую фазу своего развития, характеризующуюся тем, что уран-235 рассматривается не как основной источник получения энергии в ядерных реакторах, а как источник нейтронов и своего рода инвестиционный потенциал для построения системы ЯЭ, способной эффективно получать энергию из урана-238 и тория-232.

Этот переход осуществим только в системе ЯЭ, отвечающей требованиям устойчивого развития, нашедшим отражение в международном проекте создания инновационной системы ядерной энергетики ИНПРО (МАГАТЭ) и Генерации-4. Одним из существенных кри-

териев выполнения этих требований является наличие асимптотической структуры системы ЯЭ, на входе в которую были бы только энергетические ядерные ресурсы: отвалный уран и торий.

Такой переход от сегодняшнего состояния можно совершить при введении в систему реакторов на быстрых нейтронах и замыкании ЯТЦ по урану, плутонию и минорным актинидам (МА – нептуний, америций, кюрий), причем на асимптотике в системе ЯЭ должно быть не менее половины БР с большим коэффициентом воспроизводства плутония и порядка 10% реакторов утилизаторов МА, например, жидкосолевых реакторов (ЖСР). Но сейчас в мире работает большое число реакторов на тепловых нейтронах, и практически в ближайшие десятилетия не планируется строить сколько-нибудь значимое количество БР. Поэтому то, каким будет ядерный топливный цикл в ближайшие десятилетия, какие реальные проблемы он будет решать и на какие перспективы будет ориентирован, определяется на самом деле потребностями, интересами и ресурсными возможностями ТР легководного направления. И то, какие БР и с какой целью и какими задачами реально будут востребованы, будет определяться не их конкурентоспособностью с ТР, а тем как и в какой мере они будут способствовать решению проблем имеющихся, строящихся и планируемых к строительству реакторов легководного типа. В частности, требуют экономически эффективных решений проблемы обращения с постоянно увеличивающимся количеством ОЯТ и обеспеченности доступными топливными ресурсами на весь срок службы работающих и строящихся АЭС.

И если для БР наиболее эффективный топливный цикл можно организовать при использовании урана-238 в качестве практически неограниченного энергоресурса, то учитывая реально складывающуюся на ближайшие несколько десятилетий мировую конъюнктуру можно сделать вывод, что выгоднее в качестве энергетического ресурса становится вовлечение тория в ЯТЦ, поскольку он эффективнее по сравнению с ураном-238 взаимодействует с нейтронами в тепловом спектре нейтронов. Это, в частности, подтверждается резко возросшим интересом в мире к использованию тория в различных типах реакторов.

Вовлечение тория в ядерный топливный цикл как дополнительный ресурс помогает решать как проблемы ресурсообеспеченности ТР, поскольку получаемый при этом уран-233 более эффективен в ТР, чем плутоний, так и проблем обращения с РАО и их окончательного удаления из среды обитания, так как при использовании тория наработка МА снижается на порядки. Это, в свою очередь позволит улучшить экономическую эффективность и адаптационные способности ЯЭ за счет снижения необходимых для устойчивого развития доли БР и реакторов выжигателей МА в системе ЯЭ.

Еще долгое время в системе ЯЭ подавляющее количество реакторов будет работать на тепловых нейтронах. По сути БР сейчас должны не конкурировать с ТР, а помогать им решить проблему снижения риска потери ресурсообеспеченности в течение всего жизненного цикла. При превалировании в системе ЯЭ реакторов на тепловых нейтронах торий может оказаться очень эффективным дополнительным ресурсом, поскольку он принципиально лучше урана-238 в тепловом спектре нейтронов (более чем на 0,2 нейтрона на одно потребленное ядро). В реакторе на быстрых нейтронах с жестким спектром уран-238 может быть лучше тория-232 почти на 0,4 нейтрона на потребленное ядро (ядро урана-238 переведенное в продукты деления с учетом деления получаемых из него ядер плутония, америция, кюрия и пр.). Загружая уран-плутониевое топливо в активную зону и ториевое топливо в зоны воспроизводства БР, и используя уран-ториевое топливо в ТР можно существенно облегчить решение проблем ресурсообеспеченности ЯЭ и обращения с минорными актинидами и плутонием в ЯТЦ. Без наработки избыточного плутония или урана-233 в зонах воспроизводства реакторы на быстрых нейтронах еще долго не будут востребованы. Владельцам и создателям реакторов на тепловых нейтронах в ближайшем будущем, пока еще доступен нейтронный источник в виде природного урана-235, выгоднее перейти на использование тория как источника энергии, чем вкладывать свои ресурсы, необходимые для воспроизвод-

ства и развития имеющейся структуры и интересов, в различные быстрые реакторы, разработчики которых самозабвенно играют в конкуренцию между собой по показателям нераспространения и безопасности.

Вложения же в разработку БР сейчас можно оправдывать тем, что они демонстрируют наличие потенциала востребованности в будущем того огромного количества отвалного урана (по сути отхода на ближайшие как минимум сотни лет, которого накапливается на порядок больше чем ОЯТ), который накоплен и продолжает накапливаться, и в отсутствии перспектив у БР может быть спровоцирована проблема как этот отвалный уран рассматривать: как отход – и кто платит, и что с ним делать; или как богатство, которым следует гордиться и вкладывать ресурсы в поиск путей его эффективного использования.

НИОКР широкого плана по использованию тория в ядерной энергетике (ЯЭ) и эксплуатация реакторов с ториевым топливом проводились в Канаде, Германии, Индии, Японии, Великобритании, Соединенных Штатах и в Российской Федерации. Перспективные НИОКР по использованию тория в ядерной энергетике (ЯЭ) ведутся в направлении разработки нескольких концепций перспективных реакторов, включая: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР); реактор на расплавленных солях (ЖСР); каналный реактор типа CANDU; перспективный тяжеловодный реактор (АНWR); быстрый реактор-размножитель (БР); термоядерные и электроядерные источники нейтронов с экранами на основе тория как в расплавах солей, так и в твердом виде. Проводятся радиационные испытания с целью определения возможностей промышленного использования торий-плутониевого оксидного топлива в энергетических реакторах.

В начале развития ЯЭ торий «проиграл» урану вследствие того, что в составе урана присутствует источник нейтронов – уран-235 (при его использовании можно создать свежее топливо с коэффициентом размножения нейтронов больше 1), а торий, как и уран-238, имеющиеся в изобилии по сравнению с ураном-235 в природе, являются источниками энергии, но для ее получения их нужно предварительно облучить и превратить соответственно в уран-233 и плутоний. При использовании урана-235 как источника нейтронов в уран-плутониевом топливном цикле можно организовать топливный цикл как на естественном уране (тяжеловодные и уран-графитовые реакторы с непрерывной перегрузкой топлива и малым выгоранием), так и на низкообогащенном уране (менее 5% для легководных реакторов типа ВВЭР, PWR, BWR и менее 20% для реакторов с быстрым и промежуточным спектром нейтронов). При использовании тория для получения энергии необходимо было использовать обогащенное не менее чем до 20% урановое топливо, что ухудшало экономические показатели ториевого топливного цикла по сравнению с чисто урановым.

К настоящему времени ситуация изменилась. Накоплены значительные запасы оружейного и энергетического плутония и высокообогащенного урана, которые могут быть более эффективно использованы в качестве источников нейтронов в ториевом топливном цикле реакторов на тепловых нейтронах, поскольку в эксплуатации уже находятся более 330 ГВт (эл) и на стадии строительства еще более 65 ГВт (эл) легководных реакторов (ВВЭР, PWR, BWR), в которых торий можно использовать более эффективно, чем уран-238, а реакторы на быстрых нейтронах, в которых уран-238 и плутоний более эффективны, чем торий и уран-233, находятся на начальной фазе демонстрации своих возможностей и в ближайшие десятилетия не предвидится их масштабного внедрения. Несколько БР типа БН-1200, которые планируется ввести до 2035 г., можно будет перевести на использование тория в зонах воспроизводства и использовать для наработки в экранах этих реакторов урана-233 для ТР. К тому же, постоянно возрастающий интерес к увеличению добычи редкоземельных элементов позволяет уже сейчас актуализировать решение задач по добыче тория из руд, содержащих торий в качестве примесей.

Ториевый топливный цикл интересен для реакторов на тепловых нейтронах, поскольку основной делящийся изотоп этого топливного цикла уран-233 дает примерно 0,2 «дополни-

тельных» нейтрона (по сравнению с ураном-235 и плутонием-239), которые можно использовать для повышения эффективности топливного цикла и улучшения эксплуатационных свойств реакторов. Но только улучшения нейтронно-физических характеристик не достаточно для преодоления существующей инерции в развитии уран-плутониевого топливного цикла. Расширение топливной базы пока не актуально, хотя ясно, что уже строящиеся сейчас реакторы в течение срока службы (60 лет) столкнутся с дефицитом доступного урана-235, который необходим и для получения энергии в существующих реакторах и для наращивания нейтронного потенциала увеличивающейся в масштабах системы ядерной энергетики.

Стимулом к внедрению тория в легководное направление может также стать необходимость снижения наработки минорных актиноидов (Np, Am, Cm) при использовании (утилизации) плутония, а также улучшение эксплуатационных свойств топлива при введении тория (увеличение температуры плавления и теплопроводности, снижение выхода газа под оболочку и термического расширения, снижение остаточного тепловыделения). Для более эффективного использования тория вполне возможно придется несколько изменить водно-топливное отношение, снизить диаметр твэлов и модифицировать систему управления и защиты, что уже рассматривалось и для уран-плутониевого смешанного топлива существующих легководных реакторов.

Вовлечение тория в ядерный топливный цикл в связи с масштабностью и сложностью задачи потребует реализации нескольких этапов:

1-й – 2015–2017 гг.: разработка и обоснование технологических основ вовлечения тория в ядерную энергетику в целях инновационного развития топливно-энергетического комплекса России;

2-й – 2018–2025 гг.: научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по обоснованию технологических и проектных решений вовлечения тория в ядерную энергетику, технико-экономические обоснования;

3-й – 2026–2035 гг.: опытно-конструкторские работы по технологическим и проектным решениям вовлечения тория в ядерную энергетику, изготовление головных образцов, лицензирование;

4-й – 2036–2050 гг.: промышленное производство ториевого топлива и перевод работы ядерной энергетики на уран-ториевый топливный цикл.

Для нашей страны временные этапы внедрения тория в ядерной энергетике по степени обоснованности и оправданности интереса, по областям использования тория и по времени, в котором может появиться реальный интерес и реальный прогресс, можно ранжировать следующим образом:

В ближайшие 15–20 лет – использование тория в существующих ВВЭР и БН для улучшения их эксплуатационных характеристик и безопасности их работы, практически без изменения их конструкции (добавление тория для улучшения теплопроводности, увеличения температуры плавления, снижения температурного расширения топлива, уменьшения выделения газа под оболочку). Это позволит накопить технологические знания и практический эксплуатационный опыт для работы с торием на следующих этапах, и принципиально расширить возможности работы легководных реакторов в плане соответствия требованиям развивающейся системы ЯЭ (создание реакторов Супер-ВВЭР).

В среднесрочной перспективе (2030–2050 гг.) – оптимизация конструкции и режимов работы твэлов, тепловыделяющих сборок активной зоны существующих реакторов с учетом возможности использования тория и урана-233 для улучшения безопасности и экономичности АЭС, снижения скорости наработки трансурановых нуклидов в системе ЯЭ. При этом следует анализировать всевозможные топливные циклы, типы топлива, различные типы ЯЭУ, причем в различных комбинациях. Доведение технологических заделов по переработке облученного топлива, содержащего торий и уран-233, до промышленных масштабов продемонстрирует дальнейшие эффективные пути решения многих проблем ЯТЦ (минимиза-

ция количества минорных актинидов, увеличение нейтронного потенциала системы ЯЭ, возможности расширения использования высокотемпературных и жидкотопливных реакторов, облегчение путей решения проблемы окончательного захоронения долгоживущих РАО). Ограничивающим фактором на этом этапе будет недостаточное количество плутония для одновременного разворачивания программы ввода реакторов на быстрых нейтронах и введения тория в систему ЯЭ. Решить эту проблему предстоит на следующем этапе.

В долгосрочной перспективе (за 2050 годом) – исследование и создание способов наработки урана-233 как в критических, так и в подкритических реакторах, с использованием термоядерных и электроядерных источников нейтронов в жидкотопливных системах; развертывание полномасштабного вовлечения тория в ЯТЦ как для реакторов на тепловых нейтронах, так и в реакторах на быстрых нейтронах с ториевыми зонами воспроизводства.

Проведенные исследования свидетельствуют о принципиальной возможности внедрения смешанного топливного торий-уран-плутониевого цикла, который позволит, во-первых, оптимизировать нейтронный потенциал и баланс плутония в системе ЯЭ; во-вторых, улучшить эксплуатационные характеристики легководных реакторов ВВЭР, повысить уровень их безопасности; в-третьих, своевременно внедрить необходимую для устойчивого развития системы ЯЭ долю быстрых реакторов для более эффективного перевода плутония из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах в уран-233, который более эффективно, чем плутоний может использоваться в реакторах на тепловых нейтронах; в-четвертых, наработка плутония, так же как и наработка минорных актинидов в системе будет принципиально снижена, что позволит облегчить решение задачи затруднения несанкционированного использования плутония и окончательного удаления избыточного количества МА из среды обитания.

Замыкание топливного цикла ядерной энергетики предполагает решение двух главных задач, определяющих успешное развитие отрасли. Первая – это обращение с ОЯТ и РАО, при котором из облученного топлива будут практически полностью удалены все радиоактивные изотопы, надежно изолированы и на очень длительное время захоронены в геологических формациях, пригодных для этих целей. Вторая задача – долгосрочное топливообеспечение ядерной энергетики. Следует организовать топливный цикл таким образом, чтобы вновь накопленных в ОЯТ делящихся изотопов было достаточно для создания новых топливных загрузок. Физика системы ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах допускает такую возможность. Количество вновь наработанных делящихся изотопов в системе быстрых и тепловых реакторов может быть достаточно, чтобы в перспективе практически полностью отказаться от добычи природного урана.

Для этого необходимо продолжить поиск путей модернизации проектируемых и строящихся в настоящее время реакторов ВВЭР для конкурентоспособной работы в структуре атомной энергетики будущего в условиях исчерпания запасов дешевого природного урана и перехода к замкнутому ядерному топливному циклу с использованием смешанного таблеточного МОКС- и РЕМИКС- топлива (REgenerated MIXture of U-Pu oxides), а затем и торий-уранового топлива для работы в замкнутом топливном цикле. Использование продуктов переработки ОЯТ в замкнутом топливном цикле ведет к экономии природного урана. Разработан проект ВВЭР-ТОИ мощностью 1250 МВт(э), продолжающий линию развития концепции реакторов ВВЭР. Госкорпорация «Росатом» определилась с его первоначальной реализацией (АЭС «Аккую» и Курская АЭС-2). В перспективе предполагается загрузка активной зоны ВВЭР-ТОИ МОКС- и РЕМИКС-топливом.

Существует возможность использовать в качестве варианта замыкания топливного цикла тепловых реакторов топливо на основе уран-плутониевого регенерата (неразделенной смеси изотопов урана и плутония), выделенного из отработавшего топлива этих реакторов, очищенного от других актиноидов и продуктов деления и смешанного с обогащенным не более 20% природным ураном. Такое топливо получило название РЕМИКС-топливо. Влияющие на безопасность работы ВВЭР-1000 нейтронно-физические характеристики активной зоны

со 100%-ной загрузкой традиционным урановым и регенерированным уран-плутониевым РЕМИКС-топливом в случае многократного рециклирования практически не отличаются, так как массовая доля плутония в регенерированном свежем топливе составляет примерно 1–2%.

При многократном рециклировании РЕМИКС-топлива заметной деградации изотопного состава плутония не происходит (изотопный состав плутония изменяется слабо при переходе от рецикла к рециклу). Применение РЕМИКС-топлива в РУ ВВЭР позволяет сократить объемы ОЯТ. Помимо этого, совместное выделение урана и плутония из ОЯТ исключает необходимость выделения плутония в чистом виде при переработке отработавшего топлива. Это снижает риск несанкционированного распространения плутония. Наряду с МОКС-топливом, РЕМИКС-топливо может быть использовано в парке действующих и перспективных реакторов ВВЭР большой мощности при условии некоторой модернизации радиационной защиты тракта свежего топлива, как у нас, так и за рубежом. При этом экономится до 30% природного урана.

Помимо уже довольно общепринятых, можно предложить такие технологии: жидкосольевые реакторы, бланкеты термоядерных источников нейтронов и т. п., но это требует времени и ресурсов для НИР. При этом одной из основных задач отрасли является решение проблемы управления нуклидными потоками внутри системы ядерной энергетики при поддержании необходимого темпа роста ее нейтронного потенциала.

Оценивая сложности развития атомной энергетики на основе реакции деления, связанные с необходимостью обеспечения высоких темпов наработки нового топлива, важно рассмотреть использование термоядерной реакции для расширенного воспроизводства топлива для атомной энергетики на этапе высоких темпов ее развития. Достигнутые за последнее время успехи и имеющийся опыт разработки и создания термоядерных реакторов, в частности ИТЭР, позволяют в качестве масштабного источника нейтронов в ториевом топливном цикле рассматривать гибридные термоядерные установки с ториевым жидкотопливным бланкетом.

Проблемы оптимизации структуры ядерной энергетики страны

Основной проблемой, сдерживающей поиск актуальных решений в плане развития ЯЭ как системы является то, что это требует серьезного научного подхода, развития методов моделирования нелинейных открытых систем с неопределенными условиями долговременного развития и принципиальной невозможностью определить не только уже существующие потенциалы, но и исходные данные, необходимые для решения задач прогнозирования в традиционных постановках.

Кроме принципиальных сложностей этического, аксиологического, теоретического, философского планов, это, в частности, связано с тем, что в современных условиях в области ЯЭ нет возможности выполнять серьезные исследования вне рамок конкретных проектных разработок. Это приводит к тому, что появление довольно спекулятивных не проверенных на уровне НИР идей или просто мнений, позволяет получить средства на проекты, у которых просто нет приемлемых перспектив уже в рамках тех довольно несложных моделей, которые используются специалистами для оценки потенциалов устойчивого развития в рамках международных проектов, но которые еще не стали по разным причинам (наука в настоящее время в основном построена по цеховому принципу для облегчения решения проблем выживания) рутинным инструментом для выработки стратегических подходов. Это выливается в то, что в области ЯЭ в реальности строятся проекты не совсем инновационные, но с проверенной на практике элементной базой. В области БР строительство, проектирование и НИОКР ведутся одновременно и при этом НИОКР имеет подчиненное положение и часто НИР заканчивается или продолжается даже после пуска объектов.

В результате следует констатировать тот факт, что последние десятилетия работы по конкретным техническим проектам не только не привели к созданию чего-либо действительно

перспективного в плане создания целостной системы ЯЭ, отвечающей принципам устойчивого развития и решения проблем энергетической безопасности, но даже не привели хотя бы к демонстрации востребованности проектов кем-либо, кроме их создателей.

Конструкторы и проектанты ядерных энергетических установок по своей сути должны быть консервативны. Они не обязаны обладать необходимыми компетенциями для принятия решений в области организации ядерного топливного цикла, который, по сути является системообразующим для развития всей ЯЭ. Тип топлива, глубина его выгорания, требования к его охлаждению после облучения, проблемы транспортировки, возможности разделения нуклидов, дальнейшего использования или помещения в конечные состояния, определяются возможностями технологий и предприятий ЯТЦ. А специалисты по обращению с ОЯТ и РАО в ядерном топливном цикле не готовы принимать решения, отвечающие уровню создания ЯТЦ как базовой фундаментальной основы инновационной системы ЯЭ, отвечающей требованиям устойчивого развития и решения проблем энергетической безопасности.

При переходе от непосредственного использования делящихся нуклидов «со склада» (уран-235, уран-233, плутоний) к этапу получения энергии из урана-238 и тория-232 практически невозможно гарантировать на входе в реакторы стабильный состав топлива. Основной задачей становится решение проблемы управления нуклидными потоками внутри системы ЯЭ при поддержании необходимого темпа роста ее нейтронного потенциала. Решение этой задачи позволит обеспечить необходимый запас делящихся нуклидов на складах в условиях, когда невозможно произвольно управлять им с помощью наращивания добычи урана, тратя на получение каждого ядра принципиально меньше 1 МэВ (работа экскаватора, химические процессы кондиционирования, обогащение, удаление отходов горного производства). При этом для увеличения количества делящихся нуклидов в развивающейся энергетике даже при энергетических установках, способных обеспечивать себя топливом за счет работы в режиме расширенного воспроизводства, на получение каждого дополнительного ядра, необходимого для наращивания мощности ЯЭ необходимо тратить от 500 МэВ (очень хороший бридер с избыточной наработкой примерно 300 кг плутония в год на 1 ГВт) до 1500 МэВ (реактор типа БН-1200 с наработкой примерно 100 кг плутония в год на 1 ГВт). Эффективно использовать эти нуклиды можно только в качестве своего рода инвестиционного ресурса в системе, способной эффективно переводить сырьевые нуклиды в делящиеся. После замыкания ЯТЦ запасы плутония на складах могут быстро иссякнуть при невнимательном отношении разработчиков как тепловых, так и быстрых реакторов к требованиям со стороны развивающейся системы ЯЭ.

Как и в экономике, где можно представить, что может быть плохая экономика при хорошей энергетике и богатой ресурсной базе, но не может быть хорошей экономики при плохой энергетике и недостаточной ресурсной базе, так и в ЯЭ при хорошей нейтронной физике и хорошем нейтронном балансе можно представить плохую ЯЭ, но при плохом нейтронном балансе и при плохой ресурсной обеспеченности невозможно представить хорошую ЯЭ даже при ее нулевой стоимости и абсолютной безопасности.

Качество современной ЯЭ тесно связано с успехами реакторной нейтронной физики. Дальнейшее развитие ЯЭ как системы связано с необходимостью развития нейтронной физики применительно ко всему ядерному топливному циклу. Основная проблема при этом сводится к необходимости увеличения скорости превращения урана-238 и тория-232 в делящиеся нуклиды, расчету нуклидных потоков между различными энергетическими установками и предприятиями ЯТЦ, оценке возможности поддержания нейтронного потенциала на требуемых временных интервалах.

Даже поддержание нейтронного баланса в системе ЯЭ принципиально усложняется за счет того, что из образовавшихся в результате деления ядра нейтронов как минимум один нейтрон необходимо тратить на воспроизводство делящегося нуклида (помимо нейтрона, расходуемого на поддержание цепной реакции, нейтронов на поглощение без деления в

делящихся нуклидах, и потери нейтронов в продуктах деления, конструкционных материалах, теплоносителе, элементах управления и защиты).

Можно констатировать, что необходимо более серьезно подходить к разработке согласованных технических заданий на реакторные установки, энергоблоки, технологий ЯТЦ на основе постоянно совершенствуемых методологий и методик развития системы ЯЭ. В качестве инструмента следует рассматривать подходы, принятые на площадках ИНПРО (международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам) и Генерации-4, участники которых приняли решение о том, что требования к реакторам должны формулироваться исходя из возможностей ядерного топливного цикла на основе методологии ИНПРО.

Выводы

Своевременное начало использования ториевого топлива в ядерном топливном цикле имеет значительный положительный потенциал. Он обусловлен физическими свойствами ториевой керамики и значительными запасами тория в природе. Не менее важным аргументом для применения тория является меньшее количество трансурановых нуклидов в облученном ториевом топливе по сравнению с облученным урановым топливом, что облегчает решение проблем завершающей стадии ядерного топливного цикла, связанных с долгоживущей радиоактивностью минорных актинидов. Однако при одинаковой энерговыработке, ядра дочерних продуктов тория-232 и урана-233 (типа протактиния-231 и тория-229 соответственно) обладают большей радиотоксичностью, чем нуклиды накопленные в облученном урановом топливе в период времени между 20 000 и 1 000 000 лет после производства энергии. С точки зрения минимизации радиотоксичности и поддержания нейтронного потенциала в будущей системе ядерной энергетики наиболее привлекательным является комбинированный ядерный топливный цикл с вовлечением накопленного плутония, запасов урана и тория. При этом торий целесообразно размещать в воспроизводящих экранах реакторов на быстрых нейтронах.

Индустриальной инфраструктуры и необходимого объема исследований для проектирования и лицензирования ториевого топлива, чтобы иметь возможность в ближайшей перспективе внедрить ториевое топливо в действующие реакторы не существует. Однако, развитию технологии ториевого топлива непреодолимых технических препятствий не будет, поскольку прошлые усилия по демонстрации этой технологии для энергетического реактора крупного масштаба были успешны. Переработка и изготовление регенерированного ториевого топлива для повторного использования также требует существенного объема научных исследований.

Первое применение тория возможно в виде матрицы для утилизации плутония в странах, накопивших избыточный плутоний. Здесь, когда технология плутоний-ториевого топлива будет осуществлена на индустриальном уровне, меньшее накопление трансурановых нуклидов, чем в смешанном уран-плутониевом топливе, позволило бы минимизировать количество накопленного плутония. При наличии производства по переработке плутоний-ториевого облученного топлива может быть организовано преобразование уран-плутониевого топливного цикла в уран-ториевый топливный цикл. Для обоснования и реализации данной возможности необходима специальная программа научных исследований и развитие соответствующей инфраструктуры, прежде чем коммерческое использование тория станет реальным процессом.

В этом отношении, однократное использование топлива на основе тория в легководных энергетических реакторах не решает кардинально проблему экономии природного урана, по сравнению с многократным рециклированием ториевого и уранового топлива в замкнутом ядерном топливном цикле.

Использование топлива на основе тория в замкнутом топливном цикле наиболее эффективно для структуры атомной энергетики из тепловых и быстрых реакторов. Однако ком-

мерческая привлекательность такого использования тория зависит от цены природного урана, стоимости переработки облученного ториевого топлива и изготовления регенерированного топлива из урана-233 и плутония. Необходимо определить инвестиции и эксплуатационные расходы на переработку и рефабрикацию облученного топлива и затраты, связанные с заключительной стадией ядерного топливного цикла. Обоснование технической осуществимости и экономические системные исследования необходимы, чтобы разработать коммерчески жизнеспособную стратегию вовлечения ториевого топлива в ядерный топливный цикл.

Целесообразно рассмотреть использование тория в реакторах на расплавах солей, которые могут использоваться в долгосрочной перспективе, после того, когда они докажут достаточную техническую и коммерческую жизнеспособность. Эта перспектива явилась одним из оснований для включения жидкосольевых реакторов для изучения в шесть выбранных перспективных реакторных направлений в международном проекте Поколение-4 (GIF).

Все перечисленные выше возможности применения тория как ядерного топлива должны доказать коммерческую жизнеспособность. Это не ограничивается обоснованием производства топлива на основе тория на индустриальном уровне, необходима также и отработка технологий переработки и рефабрикации облученного ториевого топлива на основе урана-233 с соответствующей радиационной защитой и решением проблем нераспространения.

Значительный объем научных и технологических исследований, и соответствующий период времени требуются для вовлечения тория в ядерный топливный цикл. Исследования включают определение обратных связей в активной зоне с ториевым топливом на основе урана-233. Все необходимые для лицензирования требования должны быть выполнены. Должен быть создан базис для коммерческого использования ториевого топлива в замкнутом топливном цикле.

Задачи количественного определения потенциальных достоинств использования тория в системе атомной энергетики с быстрыми реакторами и обоснование наилучших сценариев вовлечения тория в ядерный топливный цикл, заслуживают внимания быть рассмотренными в рамках международных проектов ИНПРО, Поколение-4 (GIF) и Международных центров ядерного топливного цикла (МЦЯТЦ).

Ядерная энергетика, которая сейчас создана, в силу отсутствия необходимой научно-технической зрелости и недостаточного предвидения последствий, обусловленного естественным недостатком опыта на первоначальных этапах развития, а также в силу экономической, мировоззренческой и социальной неготовности общества, не продемонстрировала всех тех преимуществ и потенциальных возможностей, которые ей присущи. В настоящее время ядерная энергетика оказалась заложницей прошлых гигантских государственных вложений в урановый и уран-плутониевый топливные циклы. Они позволили ей довольно быстро появиться в сегодняшнем виде, но они создали структуру, которая практически не может развиваться дальше в условиях конкурентных рыночных отношений, не допускающих гигантских долговременных вложений денег и ресурсов. Современная структура ядерной энергетики сдерживает возникновение новых структур, поскольку отвлекает на самосохранение и масштабирование ранее сделанного основные ресурсы, поэтому на создание нового их практически не остается.

При расстановке приоритетов в НИОКР можно вполне руководствоваться высказыванием Г. Бете (лауреата Нобелевской премии по физике 1967 г.), что в качестве первого приоритета следует рассматривать замыкание топливного цикла (без чего невозможны ни бридинг, ни трансмутация, ни ториевый топливный цикл), а в качестве второго приоритета — привлечение тория в ядерную энергетику, на первых порах, хотя бы, в качестве топлива для действующих реакторов.

В НИЦ «Курчатовский институт» был выполнен существенный объем расчетно-экспериментальных исследований по отработке стержневых ТВЭЛов с уран-ториевым топливом для

легководных энергетических реакторов, микротоплива для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, расплавов ториевых фторидных солей для ЖСР и blankets гибридных систем. Данные исследования могут быть продолжены на критических сборках «П» и АСТРА и исследовательском реакторе ИР-8 в НИЦ КИ, а также на реакторе ВК-50 в ОАО «ГНЦ НИИАР». С помощью внедрения ториевого топлива можно существенно расширить кампанию перспективных реакторов ВК-100, ВТГР-100, НИКА-330, ВТРС-50, которые целесообразно рассмотреть, например, для выбора автономного источника энергообеспечения г. Севастополя.

Освоение тория не предполагает замещения урановой атомной энергетики на ториевую по всему комплексу аспектов, изложенных в требованиях пользователей ИНПРО к будущей крупномасштабной атомной энергетике, но требует корректировки программы НИОКР в обеспечение развития атомной энергетики. Целесообразно включение НИР и ОКР по комбинированному ядерному топливному циклу с вовлечением накопленного плутония, запасов урана и тория, по инновационным композитным и аморфизированным реакторным материалам, по ВК, ВТГР и жидкосольевым реакторам в Программу приоритетных работ в рамках новой технологической платформы.