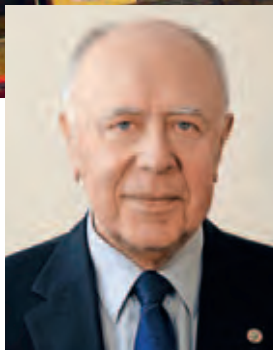
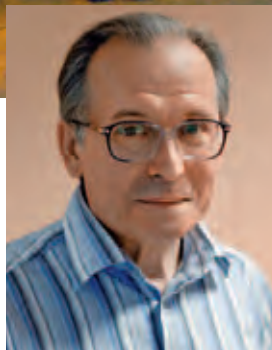




Юрий СЕМЧЕНКОВ,
руководитель Курчатов-
ского ядерно-технолого-
ического комплекса



Виктор СИДОРЕНКО,
член-корреспондент
РАН, советник директо-
ра НИЦ КИ



Станислав СУББОТИН,
начальник отдела стра-
тегических исследова-
ний НИЦ КИ



Павел АЛЕКСЕЕВ,
заместитель руково-
дителя Курчатовского
ядерно-технологическо-
го комплекса

Ториевый ренессанс в ЯЭ?

Проблемы организации ядерного топливного цикла и перспективы использования ториевого топлива как дополнительного ресурса атомной энергетики (в рамках системы ядерной энергетики)


В июне 2014 года Правительство РФ утвердило Государственную программу Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», охватывающую период до 2020 года. 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 года и отставанию от мирового технологического уровня.

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 критериев выполнения этих требований яв-



ляется 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 (БР) 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, жидкосольевых реакторов (ЖСР). Но сейчас в мире работает большое число реакторов на тепловых нейтронах (ТР), 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 дополнительного ресурса помогает решать как проблемы ресурсообеспеченности ТР, поскольку получаемый при этом уран-233 более эффективен в ТР, чем плутоний, так и ядерного топливного цикла в плане 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

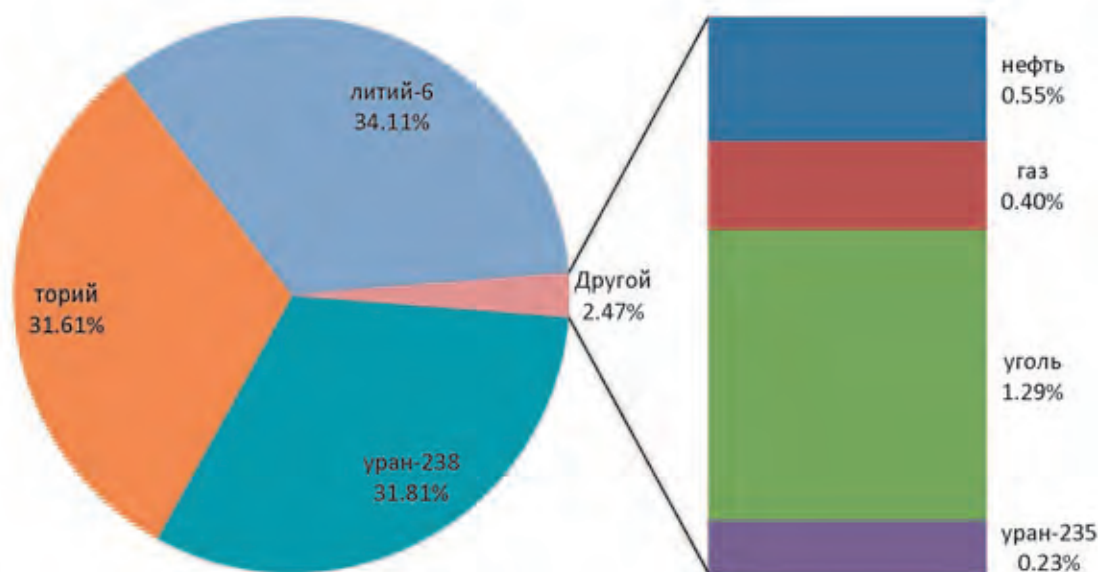
снижения необходимых для устойчивого развития доли БР и реакторов-выжигателей МА в системе ядерной энергетики.

НИОКР широкого плана по использованию тория в ядерной энергетике (ЯЭ) и эксплуатация реакторов с ториевым топливом проводились в Канаде, Германии, Индии, Японии, Российской Федерации, Соединенном Королевстве и в Соединенных Штатах.

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 уранплутониевом топливном цикле можно организовать топливный цикл как на естественном уране (тяжеловодные и уранграфитовые 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 использо-



Мировое распределение энергетических ресурсов

вать 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 года, 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 «дополнительных» 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 недостаточно для преодоления существующей инерции в развитии уранплутониевого топливного цикла. Расширение топливной базы пока неактуально, 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 ЯЭ.

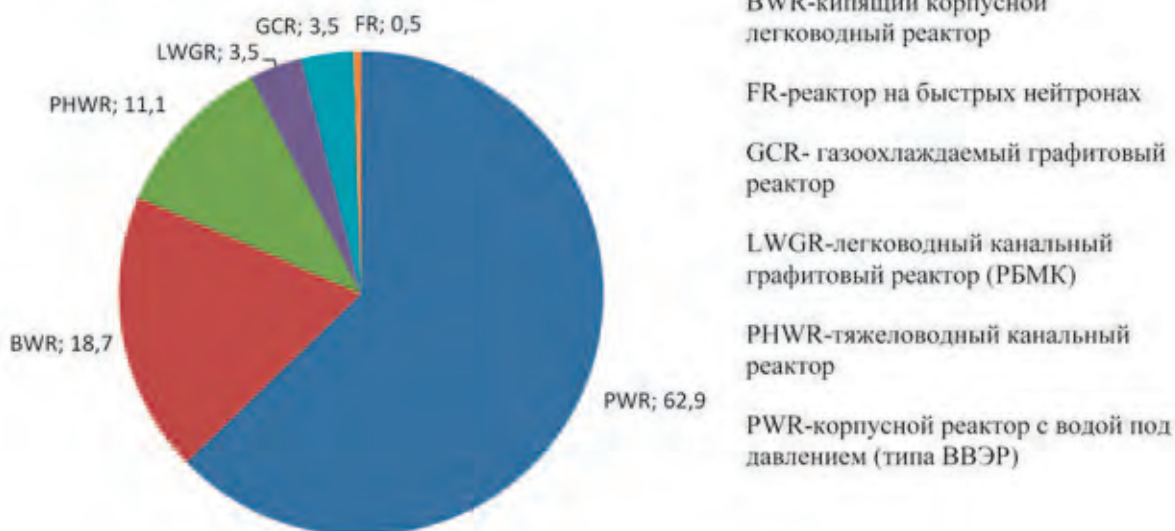
Стимулом к внедрению тория в легководное направление могут стать необходимость снижения наработки минорных актиноидов (Np, Am, Cm...) при использовании (утилизации) плутония, а также улучшение эксплуатационных свойств топлива при введении тория (увеличение температуры плавления и теплопроводности, снижение 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 уранплутониевого смешанного топлива существующих легководных реакторов.

Для нашей страны временные этапы внедрения тория в ЯЭ 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 трансураниевых 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 (минимизация количества минорных актиноидов, 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



Современное состояние атомной энергетики в мире, доли мощности реакторов различного типа (IAEA/NTR/2014)

нейтронах и введения тория в систему ЯЭ. Решить эту проблему предстоит на следующем этапе.

В долговременной 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-, уранплутониевого 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.

В России имеется опыт производства и облучения ториевого топлива, есть технологии получения гранул микротоплива. Начальный этап промышленного использования ториевого топлива можно, например, реализовать на легководном корпусном кипящем реакторе ВК-50, расположенном на площадке НИИАР в Димитровграде. Облучение ториевого топлива проводилось на реакторе ИР-8 Курчатовского института, имеется опыт получения лицензий на работы с ториевым топливом.

Оценивая сложности развития атомной энергетики на основе реакции деления, связанные с необходимостью обеспечения высоких темпов наработки нового топлива, важно рассмотреть использование термоядерной реакции для расширенно-

го 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 blanketом.

Но всегда найдутся специалисты и ученые, которые скажут, что все вышесказанное несколько оптимистично и перспективность ториевого топливного цикла преувеличена. Связано это с тем, что уран-233 получается в результате распада протактиния-233, который образуется при захвате нейтронов тория-232. Изотоп протактиний-233 имеет достаточно длительный период полураспада (27 дней), что приводит к возникновению довольно значительного протактиниевого эффекта реактивности. За время жизни в активной зоне протактиний-233 может захватить нейтрон, перейти в протактиний-234 и превратиться в уран-234. Этот эффект ухудшает эффективность топливоиспользования в ториевом топливном цикле реакторов с высокой плотностью потока нейтронов в активной зоне.

С точки зрения переработки топлива ториевый цикл также обладает некоторыми недостатками.

В процессе выгорания в топливе накапливается изотоп уран-232, в цепочке естественного распада которого присутствуют изотопы висмут-210 (γ с энергией 1,6 МэВ), полоний-212 (γ с энергией 2,6 МэВ) и особенно неприятный изотоп таллий-208 (энергия γ -квантов 2,6 МэВ). Работа с таким облученным топливом требует развития технологий дистанционной переработки и изготовления топлива. Кроме этого, происходит увеличение радиотоксичности тория за счет появления сравнительно короткоживущих изотопов, что может усложнить рециклирование тория.

Но эти особенности можно превратить и в преимущества, например, варьируя мощность реактора, спектр нейтронов, типы топлива, жесткие гамма-кванты вполне могут найти применение как в народном хозяйстве, так и в качестве защитных меток в плане обнаружения несанкционированного использования урана-233. Но это уже задачи следующего этапа развития ядерных технологий. 