

## МЕСТО И РОЛЬ ТОРИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**П.Н. Алексеев**, зам. рук. Курчатовского ядерно-технологического комплекса, канд. физ.-мат. наук

*В статье описаны свойства тория, благодаря которым он должен быть вовлечен в ядерную энергетику России. Однако торий не является панацеей для решения всех вопросов будущего энергетики, но ряд вопросов и самые главные из них: топливообеспечение, уменьшение количества радиоактивных отходов и нераспространение ядерного оружия решаются с ним проще. Показана необходимость уже сейчас, до того, как возникнут проблемы с запасами природного урана, начинать процесс практических научных испытаний, связанных с обоснованием безопасности, эксплуатационных и радиационных характеристик облученного ториевого топлива и всесторонней оценки полученных результатов. Приведены данные о целесообразности внедрения ториевого топлива как компонента в уран-ториевом и плутоний-ториевом топливе, а также примеры организации различных топливных циклов как на существующих, так и на перспективных ядерных реакторах.*

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

## THE PLACE AND ROLE OF THORIUM IN NUCLEAR POWER

**P.N. Alexeyev**, Deputy Director, Kurchatov Nuclear-Technological Complex, Doctor of Physics and Mathematics

*The article describes the properties of thorium, by which it should be involved in the nuclear power industry of Russia. However, thorium is not a panacea for solving all the issues of the future of energy, but a number of issues and the main ones are: fuel supply, reducing the amount of radioactive waste and nuclear weapons proliferation are resolved with them easier. The Article shows the need now, before problems arise with the supply of natural uranium, to start the process of practical scientific tests associated with safety, performance and radiation characteristics of irradiated thorium fuel, and a comprehensive assessment of the results. The Article gives the data on the feasibility of implementation of thorium fuel as a component in the uranium-thorium, plutonium-thorium fuel, as well as examples of various fuel cycles, both existing and prospective nuclear reactors.*

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

Торий – радиоактивный элемент с потенциальной возможностью его применения в ядерном топливном цикле. Естественный торий состоит почти полностью из изотопа торий-232 и небольшого количества тория-228, который возникает в процессе радиоактивного распада тория-232. Существуют и незначительные количества других изотопов тория, которые образуются из-за распада изотопов урана, так как в природе часто уран сопутствует торю.

Торий-232 может играть в ядерном реакторе роль эквивалентную роли урана-238. Оба эти элемента могут поглотить нейтрон и преобразоваться в расщепляющийся изотоп, способный к поддержке цепной реакции. В случае урана-238 образуется расщепляющийся изотоп – плутоний-239, а торий-232 производит расщепляющийся изотоп урана-233. И торий, и образующийся из него в нейтронном потоке делящийся изотоп урана-233, имеют потенциальные возможности эффективного применения в ядерном топливном цикле.

На первом этапе планируется использовать уран-ториевое (и/или плутоний-ториевое топливо) в действующих водо-водяных энергетических реакторах (ВВЭР) с соответствующим обоснованием и лицензированием ториевого топлива.

На втором этапе предполагается создание перспективного теплового реактора повышенной безопасности с уран-ториевой активной зоной.

#### **Физические свойства тория**

Торий – радиоактивный металл, присутствующий в небольших количествах в большинстве горных пород и почв, запасы которого на Земле по оценкам геологов в три-четыре раза превышают запасы урана с широким распределением во всем мире. Встречается в виде оксидов, силикатов и фосфатов, часто вместе с редкоземельными элементами ниобием и танталом. Точные оценки его ресурсов проводились очень редко из-за слабого экономического интереса к нему.

В настоящее время мировые ресурсы тория в месторождениях основных типов оцениваются величиной 6,3–6,4 млн т, включая прогнозные ресурсы. Наиболее крупными ресурсами (сверх 500 000 т в каждой стране) обладают Индия, Бразилия и США. В России, по данным «Красной книги», его ресурсы составляют 55 000 т. Австралия, Турция, Венесуэла, и Норвегия также обладают существенными запасами тория.

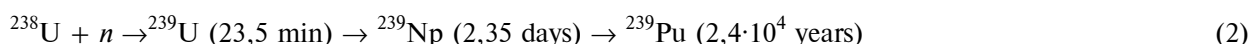
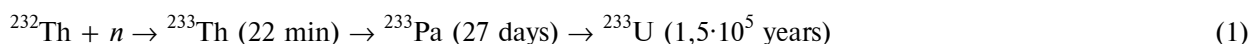
Извлечение тория как побочного продукта из монацита, содержащего редкоземельные элементы, является наиболее оправданной технологией его добычи. В настоящее время производства монацитового концентрата, кроме названных выше стран, есть также в Малайзии и Вьетнаме.

Торий, в отличие от урана, не имеет делящихся изотопов, поэтому для его энергетического использования нужен источник нейтронов. Радиотоксичность облученного ториевого топлива выше по сравнению с облученным урановым топливом при одинаковой энерговыработке. Работа с облученным ториевым топливом требует развития технологий дистанционной рефабрикации топлива.

Наибольший потенциал в качестве материала для ядерного топлива может иметь керамика на основе тория. Диоксид тория – самое высокое состояние окисления тория, это означает, что он не будет окисляться дополнительно при длительном хранении. Диоксид тория имеет точку плавления 3370 °С, тогда как используемый в настоящее время диоксид урана плавится при 2760 °С и имеет меньшую теплопроводность. Несмотря на эти преимущества, диоксид тория, смешанный с диоксидом урана-235 или с диоксидом плутония пока не используется в виде ядерного топлива.

#### **Воспроизводящие свойства тория-232 и свойства деления урана-233**

Как показано на рис. 1, при захвате теплового нейтрона, соответствующего спектру действующих энергетических реакторов, торий-232 не делится, а преобразуется в уран-233. Уран-233 имеет хорошие свойства при делении в тепловом спектре нейтронов. Его свойства превосходят свойства урана-235 и плутония-239 в тепловом спектре по количеству нейтронов, рождающихся на один поглощенный нейтрон. Критическая масса для урана-233 меньше, чем критическая масса для урана-235.



В табл. 1 сравниваются ядерные свойства трех делящихся ядер в тепловых и быстрых нейтронных спектрах.

Эффективное воспроизводство топлива в уран-ториевом топливном цикле достигается за счет:

- минимизации паразитного поглощения нейтронов в замедлителе и в конструкционных материалах активной зоны;
- специальной организацией вывода из нейтронного потока протактиния-233, который имеет период полураспада 27 дней в уран-233, для того, чтобы избежать захвата нейтрона протактинием-233 и его преобразования в протактиний-234 вместо распада в уран-233.

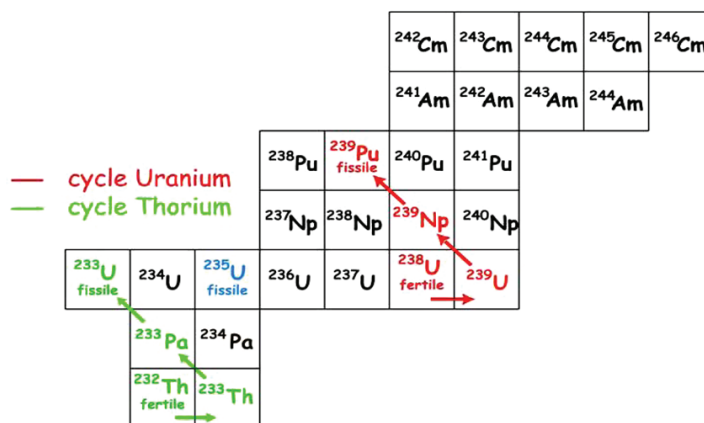


Рис. 1. Сравнение уранового и ториевого циклов в тепловом спектре нейтронов

Таблица 1

Сравнение ядерных свойств делящихся изотопов уран-235, плутоний-239 и уран-233 в тепловом и быстром спектре нейтронов

Делящиеся изотопы	235U		239Pu		233U	
	ТР	БР	ТР	БР	ТР	БР
Сечение деления, барн	582	1,81	743	1,76	531	2,79
Сечение захвата, барн	101	0,52	270	0,46	46	0,33
Альфа (отношение сечения захвата к сечению деления)	0,17	0,29	0,36	0,26	0,09	0,12
Число нейтронов на одно деление	2,42	2,43	2,87	2,94	2,49	2,53
Число нейтронов на одно поглощение	2,07	1,88	2,11	2,33	2,29	2,27
Эффективная доля запаздывающих нейтронов, %	0,65		0,21		0,28	

Как более легкое ядро, чем уран и плутоний, торий производит меньше минорных актинидов, чем топливо урана. Это может несколько облегчить часть топливного цикла, связанную с обращением с радиоактивными отходами. Тем не менее, дочерние продукты облучения и радиоактивного распада тория-232 и урана-233 (типа протактиния-231 и тория-229 соответственно) приводят к превышению радиотоксичности облученного ториевого топлива по сравнению с облученным урановым топливом при одинаковой энерговыработке в течение периода времени от 20 000 до 1 000 000 лет после использования в реакторе.

### **Место и роль тория в ядерной энергетике**

Основу ядерной энергетики (ЯЭ) России, как и мира в целом, составляют и во второй половине двадцать первого века будут составлять электростанции с реакторами на тепловых нейтронах (ТР), которые необходимо будет обеспечить топливом на весь период их эксплуатации (60 и более лет) в объеме и по ценам, позволяющим обеспечить указанные в Энергетической стратегии России на период до 2035 г. ориентиры развития.

Для решения задачи топливообеспечения существенным условием является то, что экономически приемлемые запасы природного урана уже сопоставимы с потребностями ЯЭ при прогнозируемых вариантах ее развития на базе существующих технологий и представляют собой естественное природное ограничение, которое должно учитываться в стратегическом планировании с учетом присутствия отечественных ядерных технологий на мировом рынке. Вовлечение ресурсов тория в ядерную энергетику как раз и приобретет актуальность при возникновении реального дефицита ресурсов урана и замыкании топливного цикла реакторов ВВЭР при реализуемых масштабах развития ядерной энергетики. Применение же тория в качестве дополнительного ресурса развития ЯЭ также возможно, как при использовании обогащенного урана и накопленного плутония, так и при использовании внешних источников нейтронов.

Кроме того, для комплексного решения проблем развития ЯЭ необходимо рассматривать систему тепловых реакторов в совокупности с существующими и планируемыми к созданию реакторами на быстрых нейтронах, а также предусмотреть конструктивное дополнение парка энергетических реакторов многоцелевыми установками, предназначенными для решения задач топливообеспечения, обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО) и, в перспективе, замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ).

Использование тория как компонента в составе топлива позволяет улучшить характеристики топлива тепловых реакторов – керамического диоксида урана: теплопроводность, температуру плавления, температурное расширение, уменьшить выделение газа и запас реактивности на выгорание топлива, т.е. существенно улучшить эксплуатационные параметры работы установок, что выразится в снижении текущих операционных расходов АЭС.

Вовлечение тория в ЯТЦ ВВЭР как дополнительного ресурса:

- помогает решать проблемы ресурсообеспеченности ( $K_B > 0,75$ );
- уран-233 более эффективен в ВВЭР, чем плутоний и уран-235;
- на порядки снижается накопление минорных актинидов в ОЯТ;
- при добыче на порядки снижается радиационное воздействие на окружающую среду по сравнению с добычей природного урана (кроме того, торий является побочным продуктом добычи редкоземельных металлов);
- диоксид тория имеет выше температуру плавления и теплопроводность, чем диоксид урана;
- у ториевого топлива меньше выход ГПД из топливной таблетки и выход активности в теплоноситель при разгерметизации твэл;
- легче решаются проблемы нераспространения ядерного оружия.

Включение тория в топливную базу ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом позволяет принципиально улучшить нейтронный баланс в реакторах на тепловых нейтронах, а при введении в систему ядерной энергетики реакторов на быстрых нейтронах (БР) и термоядерного источника нейтронов (ТИН) с ториевыми зонами воспроизводства, позволяет создать принципиально более эффективную и понятную для современных экономических и экологических взглядов систему ядерной энергетики.

Возможно существенное снижение долговременной радиотоксичности энергосистемы в целом вследствие минимизации количества минорных актинидов, образующихся в ЯТЦ, что влечет за собой существенное улучшение экономики ЯТЦ за счет снижения расходов на обращение с ОЯТ и РАО, а также обязательных отчислений на хранение и захоронение РАО.

Конструктивным дополнением сложившейся системы российской ЯЭ, состоящей из твердотопливных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, при переводе на уран-ториевый ЯТЦ может являться гибридная реакторная система, состоящая из ТИН и жидко-солевого blankets, в котором также нарабатывается необходимый для тепловых реакторов уран-233.

Возможно использование ТИН, выполняющего только функцию наработчика урана-233, совместно с жидкосолевым реактором деления (ЖСР), в котором происходит наработка трития и основной части тепловой энергии. Совместное использование ТИН и ЖСР чрезвычайно эффективно использовать для дожигания долгоживущих продуктов деления при организации замыкания ЯТЦ в системе тепловых и быстрых реакторов.

Применение гибридных реакторных систем в сочетании с ЖСР для существующей системы реакторов на тепловых и быстрых нейтронах с ториевым топливным циклом позволит повысить экономическую эффективность ЯЭ, удержать динамику цен на электроэнергию для внутренних потребителей на уровне инфляции и обеспечить возможность устойчивого развития.

Параллельно в жидкосолевом контуре ТИН может быть организована наработка востребованных на рынке изотопов.

Таким образом, синергетическое применение уран-ториевого топлива в тепловых реакторах, уран-плутониевого топлива в активных зонах быстрых реакторов с ториевыми экранами и гибридных термоядерных источников нейтронов с ториевыми blankets — обеспечит долгосрочное решение проблем топливообеспечения ядерной энергетики включая обращение с минорными актинидами и плутонием в ядерном топливном цикле, экономической эффективности и экологической безопасности.

#### **Ториевое топливо в действующих реакторах**

Практически каждый тип реактора в то или иное время изучался с точки зрения применения в нем ториевого топлива. В большей степени проблемы использования изучены применительно к высокотемпературным (HTR), тяжеловодным (PHWR), легководным (LWR) и жидкосолевым (MSR) реакторам на тепловых нейтронах и к blankets реакторов на быстрых нейтронах.

Торий может быть введен в действующие тепловые реакторы практически без изменения конструкции энергоблоков, т.е. с разумным размером инвестиционных издержек.

Первый реактор на уране-233 был построен в 1961 г. с целью практического изучения концепции ториевого реактора. Первое коммерческое применение торий-уранового топлива произошло в августе 1962 г. на атомной электростанции Indian Point-1. Первым жидкосолевым реактором с торий-урановым топливным циклом был экспериментальный реактор MSRE, который был запущен в Оак-Риджской национальной лаборатории США в октябре 1968 г. Использование тория с урановым топливом достаточно эффективно было продемонстрировано также на легководном исследовательском реакторе-бридере Шиппинпорт в период с 1977 г. до 1982 г.

На ранней стадии развития ядерной энергетики в Соединенных Штатах полагали, что запасов урана будет недостаточно, и планировали использовать торий для обеспечения топливом широкой ядерной инфраструктуры страны. В США имеются богатые запасы тория в монацитовых песках и совместно с месторождениями титана и циркония, но пока еще нет рынка тория и его коммерческого использования.

Ториевый топливный цикл представляет заметный интерес для реакторов на тепловых нейтронах, поскольку основной делящийся изотоп этого топливного цикла уран-233 дает в тепловом спектре нейтронов примерно 0,2 «дополнительных» нейтрона (по сравнению с уран-235 и плутоний-239), которые можно использовать для повышения эффективности топливного цикла. Вследствие этого существуют убеждения, что можно создать такие реакторы на тепловых нейтронах и соответствующие уран-ториевые топливные циклы, которые

позволят получить коэффициент воспроизводства ядерного топлива  $\sim 1,02$ . Но такие убеждения несколько оптимистичны и преувеличивают перспективность ториевого топливного цикла. Связано это с тем, что уран-233 получается в результате распада протактиния-233, который образуется при захвате нейтронов торием-232. Изотоп протактиния-233 имеет достаточно длительный период полураспада (27 дней) и за это время, присутствуя в активной зоне, он может захватить нейтрон, перейдет в протактиний-234 и быстро распадется в уран-234. Этот эффект заметно ухудшает эффективность топливоиспользования в ториевом топливном цикле, особенно при увеличении плотности потока нейтронов в активной зоне. При размещении тория в активной зоне ядерного реактора, мы также имеем дело с дополнительным протактиниевым эффектом реактивности, который ухудшает ядерную безопасность.

С точки зрения переработки топлива ториевый цикл также обладает некоторыми недостатками. В процессе выгорания в топливе накапливается изотоп уран-232, в цепочке распада которого в свинец присутствуют изотопы Bi-210 ( $\gamma$  с энергией 1.6 МэВ), Po-212 ( $\gamma$  с энергией 2.6 МэВ) и особенно неприятный изотоп Tl-208 (энергия  $\gamma$ -частиц 2.6 МэВ). Кроме этого, происходит увеличение радиотоксичности тория за счет появления сравнительно короткоживущих его изотопов, что может усложнить его рециклирование.

Указанные обстоятельства и пока недостаточные ресурсы относительно дешевого природного урана (это, наверное, более веский аргумент), сдерживает внедрение ториевого топливного цикла, хотя некоторые страны (например, Индия), в силу особенностей собственной ресурсной базы, ориентируются на развитие именно этого топливного цикла.

Непосредственное применение ториевого топлива в действующем реакторе сталкивается с многократными практическими проблемами. Во-первых, в настоящее время не существует коммерческих поставок такого топлива и соответствующей производственной инфраструктуры. Хотя основная технология ториевого топлива существует, но инфраструктура пока не была создана. В Комиссии по ядерному регулированию США (NRC) не подготовлен для лицензирования ториевого топлива необходимый объем данных. Результаты многократных научных испытаний, связанные с обоснованием безопасности, эксплуатационных и радиационных характеристик облученного топлива должны быть получены, представлены, оценены и одобрены. Детали, связанные с уменьшением эффективной доли запаздывающих нейтронов для урана-233 (0,27%) по сравнению с ураном-235 (0,65%) могут потребовать корректировки проекта топлива или проекта реактора для обеспечения требуемых запасов безопасности в переходных процессах.

Облучение ториевого топлива, приготовленного по традиционной технологии, показало, что выход активности в теплоноситель и технологические неплотности контура в сравнении с урановым топливом меньше, что объясняется отсутствием окисления у ториевого топлива в сравнении с урановым. Однако выход газовых осколков в ториевом топливе оказался схож с урановым топливом, облученным в равных условиях. Более высокий выход газов в ториевом топливе (в сравнении с твердыми осколками) объясняется эффектами недостаточной гомогенизации в нем делящегося материала, что приводит к пикам тепловыделения в топливных таблетках. Повышение степени гомогенизации позволяет уменьшить данный эффект.

Облучение топливных таблеток до выгораний  $\approx 27\,000$  МВт-сут/т показало, что выход газообразных продуктов деления на  $\approx 2$  порядка ниже, чем в урановом топливе в аналогичных условиях. Снижение выхода газовых продуктов деления свидетельствует о меньшем уровне достигаемых температур в ториевом топливе, что подтверждено последующими исследованиями образцов облученного топлива.

Облучение виброуплотненных топливных таблеток выявило наличие в них необъясненных дефектов в топливе, заключающихся в образовании в нем зон с повышенной концентрацией делящегося материала. Однако сделан вывод, что данные дефекты не приведут к росту повреждений топлива.

### *Использование тория в открытом топливном цикле*

Для открытого ториевого топливного цикла (без переработки топлива), дополнительные нейтроны от уран-233 можно постараться эффективно использовать, увеличивая глубину выгорания топлива. Однако изотопа уран-233 в природе нет, поэтому в этом случае потребуются формировать стартовые топливные загрузки реакторов либо на основе высокообогащенного урана, либо на основе плутония. Для первого варианта (использование высокообогащенного урана) необходимо иметь развитую структуру предприятий по обогащению природного урана и получить заметные экономические преимущества от замены сырьевого изотопа уран-238 на торий-232. Такая перспектива представляется сейчас не очень заманчивой. Во-первых, высокообогащенный уран это дополнительная головная боль в проблеме нераспространения ядерного оружия, во-вторых заметно поднять выгорание ториевого топлива не удастся, т. к. по-прежнему основным делящимся изотопом будет уран-235.

Разрабатывается проект ториевого топлива для реактора ВВЭР-Т, в котором планируется использовать двухсекционные тепловыделяющие сборки (запальная урановая секция и ториевая воспроизводящая секция). Ториевая секция имеет в несколько раз большую кампанию, чем урановая. Таким образом удастся частично использовать накопившийся уран-233 без переработки ториевого топлива и снизить потребление природного урана.

Другой вариант – ориентация на использование стартовых плутониевых загрузок. Скорее всего, он более перспективен. Для реализации этой стратегии на первом этапе можно использовать оружейный плутоний или плутоний из облученного топлива тепловых реакторов. В перспективе можно рассчитывать на плутоний из экранов быстрых реакторов. Использовать плутоний целесообразно лишь на начальном этапе наращивания мощностей. Далее, при полном замыкании топливного цикла, в том числе и по урану-233, следует переходить на топливные загрузки с ураном-233, который будет нарабатываться как в тепловых реакторах, так и в blankets быстрых реакторов. При этом в нейтронном потоке, в отличие от урана, торий производит очень небольшое количество плутония, хотя в этом направлении, кроме концептуальных проработок, до сих пор никакой зрелый проект не был осуществлен. Тем не менее, этот способ позволяет в будущем перейти от уран-плутониевого топливного цикла к уран-ториевому топливному циклу.

Все эти варианты имеют право на рассмотрение, и, возможно, какие-нибудь из них достигнут стадии практического внедрения, в зависимости от перспектив развития атомной энергетики, развития перспективных технологий, особенностей развития атомной энергетики в разных странах.

### *Замкнутый ториевый топливный цикл*

Замыкание ядерного топливного цикла – рециркуляция топливных (тяжелых) нуклидов через реакторы в системе ядерной энергетики с целью достижения максимального использования энергетического потенциала природного ядерного топлива (урана и тория) и минимизации долгоживущих РАО с обеспечением безопасной изоляции биосферы от радиоактивных продуктов деления (осколков), активированных материалов и неиспользуемых радионуклидов, их возможной в последующем трансмутации в нейтронном потоке, было признано стратегическим направлением развития ядерной энергетики в России с самого начала ее развития.

Использование рециркуляции топлива открывает много вариантов ядерного топливного цикла. Большинство ядерных стран, которые в настоящее время уже повторно перерабатывают облученное ядерное топливо или которые пока только признают, что переработка и рециркуляция топлива являются необходимым условием существования крупномасштабной ядерной энергетики, считают, что использование тория через преобразование в уран-233 в замкнутом ядерном топливном цикле является наиболее эффективным способом его применения.

Действительно, как и для уранового топлива, открытый топливный цикл ведет к использованию меньше, чем 1 % от полной запасенной энергии тория, в то время как в замкнутом топливном цикле больше чем 80 % тория может быть сожжено, поскольку торий и уран-233 многократно перерабатываются. Технологии отделения урана-233 позволяют изготовить топливо с необходимыми размножающими свойствами, аналогичными свойствам обогащенного природного уранового топлива. Очистка тория от продуктов деления также позволяет вернуть его назад в реактор. Однако переработка облученного тория не может быть достигнута теми же технологическими процессами, которые в настоящее время используются для переработки облученного уранового топлива. Для этого необходимо перейти к новому технологическому процессу Торекс (Thorex), который требует использования смеси фтористоводородной и азотной кислот вместо одной азотной кислоты, используемой для переработки облученного топлива плутония и урана по водной технологии. Поэтому внедрение процесса Торекс в промышленном масштабе может быть предусмотрено только в среднесрочной перспективе после того, как демонстрация и лицензирование этой технологии в опытно-промышленном масштабе будут сделаны.

Кроме того, облученное топливо торий/уран-233 также имеет существенную радиотоксичность, произведенную изотопами, сопутствующими наработке урана-233 (а именно торий-229, протактиний-231, уран-232 и их дочерними продуктами). Протактиний и его соединения чрезвычайно радиоактивны и радиотоксичны. Эти изотопы усложняют радиационную защиту производства, но обеспечивают снижение риска распространения ядерных материалов.

Технические и экономические исследования замкнутого ториевого топливного цикла необходимы, чтобы оценить коммерческую привлекательность от использования тория с учетом эскалации цены природного урана, оценки стоимости переработки ториевого топлива, анализа инвестиций и эксплуатационных расходов на переработку и изготовление регенерированного топлива, а также затраты связанные с обращением с РАО. Проблемы нераспространения также должны быть решены.

Если даже не предполагается интенсифицировать НИОКР по внедрению ториевого топлива, то аргументы для его продолжения и развития в будущем могут быть связаны с минимизацией количества минорных актинидов в системе атомной энергетики. Из анализа результатов расчетного моделирования замкнутых топливных циклов для легководных энергетических реакторов с переработкой облученного ториевого топлива и извлечением урана-233 и плутония следует, что при многократном рециклировании достигается ~40 % экономия природного урана по сравнению со стандартным легководным реактором, использующим открытый топливный цикл и урановое топливо.

#### **Использование ториевого топлива в системе тепловых и быстрых реакторов**

Реакторы на быстрых нейтронах также могут работать в уран-ториевом топливном цикле, однако особенности топлива в спектре быстрых нейтронов по характеристикам воспроизводства уступают уран-плутониевому топливному циклу. Тем не менее, использование уран-ториевого топлива в БР может обеспечить решение некоторых локальных задач, касающихся, например, снижения пустотного эффекта реактивности (вплоть до отрицательной величины), уменьшения производства трансурановых нуклидов в топливном цикле, наработки урана-233 для реакторов на тепловых нейтронах и др.

Моделирование комбинированного уран-плутоний-ториевого замкнутого топливного цикла в системе тепловых и быстрых реакторов позволяет оценить эффективность топливного цикла, в котором тепловые легководные, тяжеловодные и высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы подпитываются ураном-233, который нарабатывается в ториевых экранах быстрых реакторов, а в активной зоне быстрых реакторов нарабатывается плутоний для их собственных потребностей. Необходимо оценить потоки ядерных материалов между различными типами реакторов. Важными характеристиками при этом являются коэффици-



ент воспроизводства (конверсии) топлива в тепловых и в быстрых реакторах и средняя глубина выгорания топлива.

Эти примеры организации топливных циклов также требуют индустриального использования процесса Торекс.

#### **Использование ториевого топлива в жидкосолевых реакторах**

Концепция жидко-солевых реакторов, в том числе с уран-ториевым топливом, имеет примерно тот же возраст, что и ядерная энергетика в целом. Задержка с более ранним внедрением ЖСР в ядерную энергетiku была связана с сосредоточением средств на направлении быстрых натриевых реакторов-бридеров, на которое в мире уже израсходовано более 50 млрд долл.

Жидкосолевые реакторы, использующие топливо в виде расплавов неорганических соединений урана, тория и плутония, рассматриваются в качестве альтернативы твердотопливным реакторным системам, поскольку допускают регулирование топливного состава при работе реактора. В жидкосолевых реакторах снижается паразитный захват нейтронов за счет минимизации конструкционных материалов и продуктов деления в активной зоне. В таком реакторе с ториевым топливом возможно получение режима самообеспечения топливом и даже его расширенного воспроизводства. Возможна реализация ториевых жидкосолевых реакторов с тепловым и с быстрым спектром нейтронов.

Демонстрация возможности практической реализации данной концепции была подтверждена в США опытом эксплуатации реактора MSRE с тепловой мощностью 7,3 МВт, который работал в течение 1965–1969 гг.

Исследования проводились в США, Франции, Японии в Российской Федерации и других странах. Проработаны различные схемы ЖСР с использованием расплавов фторидов легких и тяжелых металлов. В качестве базового варианта принят американский проект реактора MSBR электрической мощности 1000 МВт(э) с использованием уран-ториевого топливного цикла и воспроизводством урана-233. Реактор подпитывается фторидной топливной солью на основе урана-233 и тория. В равновесии достигается коэффициент воспроизводства  $\sim 1.02$ , основная топливная загрузка составляет  $\sim 46$  тонн тяжелого металла, включая  $\sim 6$  тонн урана-233. Предложена концепция «Thorium Molten Salt Nuclear Energy Synergetic», обеспечивающая, по мнению авторов, практическое решение всех проблем дальнейшего развития ЯЭ. Но в этой концепции предлагается использовать ускорители протонов в качестве дополнительного внешнего источника нейтронов. Это обусловлено тем, что уран-ториевый топливный цикл нейтроннодефицитен, и при реально достижимых уровнях очистки топливной соли от продуктов деления и скорости выведения протактиния-233 из нейтронного поля для достижения экономически приемлемой плотности нейтронов, нужна внешняя подпитка или за счет урана-235, или плутония, или электроядерными, или термоядерными нейтронами.

#### **Потенциал нераспространения для ториевого топлива**

Привлекательность использования тория может быть обусловлена объективными причинами снижения риска распространения ядерного оружия. Главная причина – самозащитенность за счет излучения проникающих гамма-лучей с высокой энергией из дочерних продуктов урана-232 в процессе производства топлива на основе урана-233. Изотопы урана-232 всегда остаются вместе с изотопами урана-233, так как они химически идентичны. Уран-232 распадается в торий-228 и ряд других дочерних продуктов, которые производят высокую температуру и гамма-лучи высокой энергии. Таким образом реализуются для урана-233 свойства внутренне присущей самозащитенности от несанкционированного распространения ядерных материалов.

#### **Термоядерный источник нейтронов**

Современные достижения физики плазмы как в теории, так и в эксперименте, а также ход реализации международного проекта экспериментального термоядерного реактора

ИТЭР, дают основания полагать, что перспективы ядерной энергетики синтеза (или термоядерной энергетики) могут быть реализованы во второй половине XXI века. Оценки показывают, что суммарная электрическая мощность термоядерных станций, которая может быть достигнута к концу века, находится на уровне 100 ГВт.

Наряду с генерацией энергии, термоядерные установки являются мощными источниками нейтронов, имеются значительные перспективы их использования для улучшения нейтронного баланса ядерной энергетики деления. Такой источник нейтронов может быть и не энергоэффективным, но должен с хорошим темпом превращать сырьевые нуклиды урана-238 и тория-232 в ядерное горючее.

Для этого сейчас предлагается использовать как установки типа ТОКАМАК с жидкотопливными blankets, в которых происходит накопление плутония или урана-233, так и другие типы термоядерных установок с контролируемыми режимами удержания плазмы. Такие термоядерные установки порядка 1 ГВт термоядерной мощности способны нарабатывать искусственное ядерное горючее с темпом, аналогичным предприятию по добыче природного урана мощностью примерно 500 т в год. Тритий, необходимый для поддержания термоядерной дейтерий-тритиевой реакции, в этом случае может нарабатываться в ядерных реакторах при использовании лития в качестве поглощающего материала вместо бора.

Идея создания гибридной термоядерной установки с высоким темпом наработки делящихся материалов была предложена И.В. Курчатовым в 1951 г. и впоследствии обоснована и опубликована в 1978 г. Внедрение в топливный цикл ядерной энергетики ТИН позволит создать максимально чистый с точки зрения радиотоксичности процесс получения энергии из сырьевых нуклидов урана-238 и тория-232.

Одна установка мощностью 1 ГВт (э) способна наработать в год до 3000 кг новых делящихся изотопов. Очень хороший быстрый реактор такой же мощности способен произвести в год максимум 250–300 кг избыточного плутония. По этой причине в системе ядерной энергетики с ТИН и тепловыми реакторами с улучшенными характеристиками топливоиспользования доля ТИН будет составлять менее 10%. Это позволит создать более гибкую систему по сравнению с системой ядерной энергетики с тепловыми и эффективными быстрыми реакторами, доля которых должна быть более 60%.

Принципиальными проблемами НИОКР на пути к ТИН являются: развитие технологий квазистационарных систем термоядерного синтеза, жидкосолевых технологий blankets с делящимися материалами и технологий подготовки ядерного топлива и частичной радиохимической переработки радионуклидов непосредственно на установке.

Ключевыми инструментами создания технологий и установок ТИН остаются углубление теорий и создание моделей физических процессов в системах термоядерного синтеза и деления. Необходимы моделирование процессов функционирования установок и крупных технологических систем, включая оценки их ресурса, характеристик надежности, ремонтнопригодности, доступности обслуживания и инспекций, а также разработку методов интегрального моделирования нейтронных полей и трансмутационных цепочек на основе современной базы ядерных данных.

Реализация программы создания ТИН потребует совместной работы многих исследовательских организаций страны, университетов и промышленности по достижению программных целей.

Использование термоядерного источника нейтронов и жидкосолевого blanketа как подкритической ядерной системы может стать пугающим решением проблемы как воспроизводства ядерного топлива и пережигания долгоживущих радионуклидов, так и производства электроэнергии.

Предложения по дорожной карте освоения реакторных технологий в России, учитывающие как федеральные программы и решения Госкорпорации Росатом, так и инициативные проекты, представлены на рис. 2.

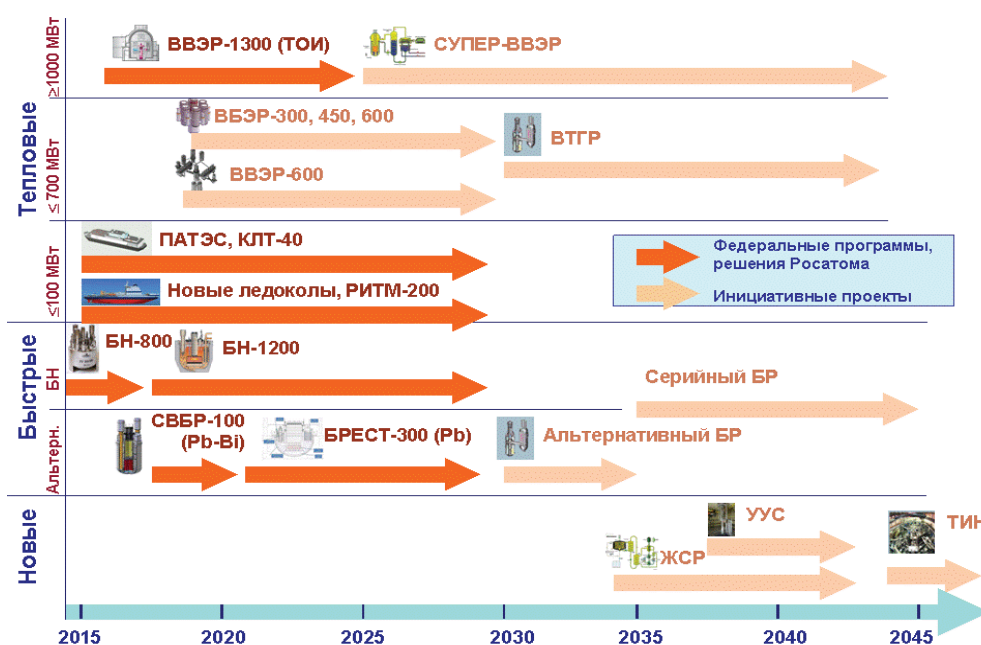


Рис. 2. Предложения по дорожной карте развития реакторных технологий в России

### Заключение

Системные оценки, выполненные НИЦ «Курчатовский институт», показывают, что проблема вовлечения ресурсов тория в ядерную энергетику приобретет актуальность в России при возникновении реального дефицита дешевых ресурсов урана на горизонте не позднее 2030–2035 гг. и с целью решения проблем управления рисками, связанными с генерацией минорных актинидов и плутония. Применение тория в качестве дополнительного ресурса развития ядерной энергетики возможно, как при использовании обогащенного урана и накопленного плутония, так и при использовании внешних источников нейтронов.

Направление вовлечения ресурсов тория в топливный цикл ядерной энергетики является одной из важных и перспективных задач Энергетической стратегии России на период до 2035 г. по повышению экономической эффективности энергетики и обеспечению устойчивого развития на основе долгосрочного решения проблем топливообеспечения. Работы по вовлечению тория в ядерный топливный цикл основываются на мировом тренде и являются продолжением исследований, проведенных в Курчатовском институте и в атомной отрасли в 70–80-е годы, включая разработку концепции реактора на уран-ториевом топливе ВВЭР-Т.