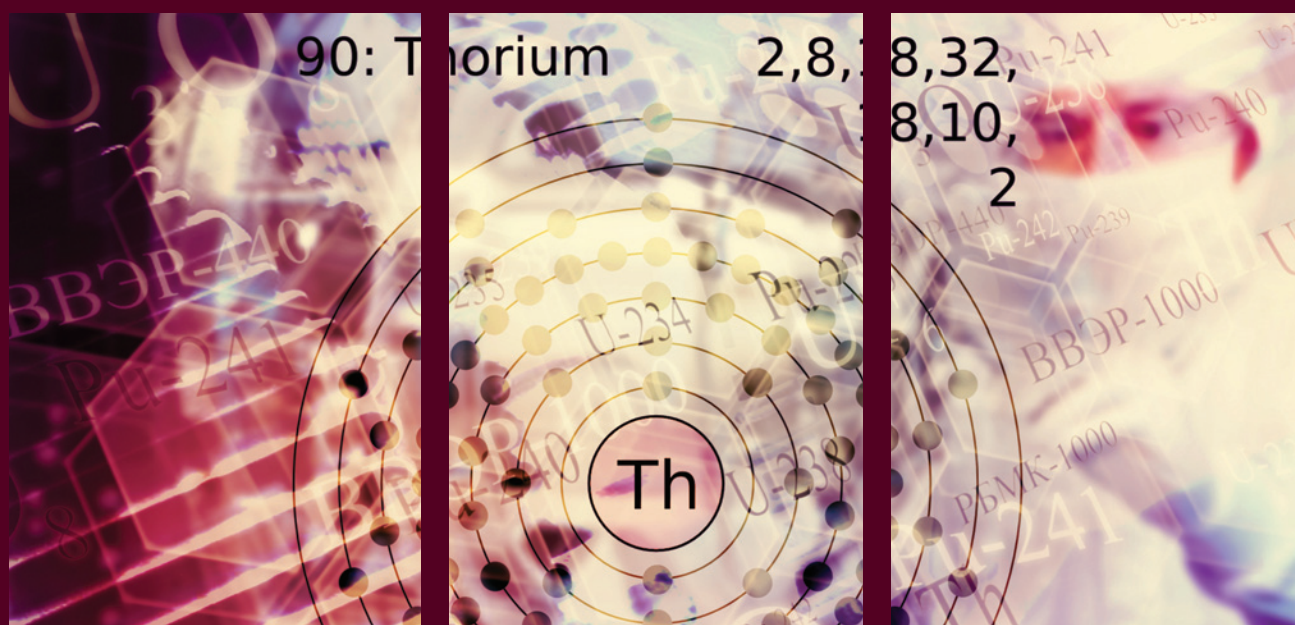


Некоторые вопросы экономических перспектив ториевой ядерной энергетики



Доклад объединения Bellona. 2013

Некоторые вопросы экономических перспектив ториевой ядерной энергетики

Леонид Андреев

BELLONA

Доклад подготовлен при поддержке АНО «Центр поддержки территориального развития атомной отрасли» и Министерства иностранных дел Норвегии

Издатель: Экологическое объединение «Беллона»
www.bellona.ru

Россия: ЭПЦ «Беллона»
191015, Санкт-Петербург
Россия: «Беллона-Мурманск»
183038, Мурманск
Норвегия: Bellona-Foundation
N-0505 Oslo
Перепечатки разрешаются со ссылкой на источник
(источник: Bellona)

Ответственный редактор: А. Никитин
Корректурa: Е. Вереvкина
Дизайн и верстка: А. Солохина

Содержание

Введение	4
Ториевое топливо в существующих реакторах.....	5
Особенности ториевого топливного цикла	6
Оценка издержек традиционной ядерной энергетики, использующей ториевое топливо	9
Перспективные реакторы	15
Заключение	19
Список используемых аббревиатур	20
Типы рассмотренных реакторов.....	20
Источники.....	21

Введение

Предполагается, что ториевое топливо играет разную роль в различных ядерных системах, поэтому сложно судить об экономических перспективах тория как ядерного топлива. Оценка того, сколько стоят и какую ценность имеют отдельные элементы технологического цикла, напрямую зависит от организации топливного цикла и связанных с ней различных технических решений, многих из которых пока не существует. Кроме того, мало надежных данных о стоимости ядерной энергетической системы, основанной на ториевом топливном цикле, и выводы часто приходится делать на основе экспертных оценок и косвенных данных.

Принципиально ториевое топливо может использоваться в довольно большом количестве типов ядерных реакторов (практически во всех действующих и в ряде перспективных). В зависимости от того, рассматривается ли применение тория в реакторах существующих типов или речь идет о перспективных разработках (прежде всего, реакторах на расплавах солей и подкритических реакторах с ускорителем), подход к оценке экономики ториевого топливного цикла заметно отличается.

В первом случае мы имеем дело с развитыми технологиями, которые позволяют при определенных условиях замещать тра-

диционное топливо ториевым. Это могут быть как легководные, так и тяжеловодные реакторы. Во втором – ядерные системы, специально разработанные для ториевого топливного цикла. В этом случае лишь достаточно условно можно указать некоторые направления, которые обещают снижение издержек по сравнению с традиционной ядерной энергетикой. Возможные экономические преимущества прямо вытекают из особенностей тория как ядерного топлива.

Во-первых, существует, хотя пока еще технически не реализована, принципиальная возможность создать ториевое топливо, которое производит больше урана-233 в тепловых реакторах, чем потребляет. Возможность размножения делящихся материалов – уникальная особенность топлива с торием, этого невозможно достичь с ядерным топливом на основе урана.

Во-вторых, в топливе, содержащем торий, в качестве запускающего топлива может использоваться слабо- и высокообогащенный уран, восстановленный уран из легководных реакторов, реакторный или оружейный плутоний. Ториевое топливо позволяет сжигать как плутоний, так и трансурановые элементы, что имеет огромное значение для управления радиоактивными отходами.

Ториевое топливо в существующих реакторах

Альтернатива МОКС-топливу для легководных реакторов. Перспективным направлением считается использование тория в качестве альтернативы МОКС-топливу. Основа такого топлива – торий и оружейный плутоний, смесь которых поставляется в виде топливных сборок на обычные ядерные реакторы, где она и сжигается, попутно производя электроэнергию. В этом случае реактор работает на плутонии, производя делящийся уран-233, который после разделения используется в составе уран-ториевого топливного цикла. Предполагается, что такое топливо не только позволит справиться с уничтожением плутония, но и окажется вдвое дешевле МОКС, поскольку, в отличие от МОКС, производство ториево-плутониевой смеси не потребует каких-либо дорогостоящих модификаций и перестроек в реакторах, которые будут использовать ее в качестве топлива. Именно это обстоятельство, согласно информации компании Thorium Energy, Inc, было одним из самых серьезных препятствий на пути осуществления программы МОКС.

Работающие над проектом эксперты Минатома России и Курчатовского института также отмечают (см.: Digges, 2003), что отработавшее топливо, произведенное из ториево-плутониевой смеси, в отличие от ОЯТ МОКС-топлива, не может быть использовано для производства ядерного оружия.

Было проведено несколько экспериментов, которые оказались в принципе успешны для ториево-плутониевого топлива. Например, тестирование ториевого топлива для легководных реакторов типа PWR проводилось на американском реакторе Shippingport, где в качестве исходного делящегося материала топлива использовались уран-235 и плутоний (доклад Национальной лаборатории Айдахо, см.: Olson и др., 2002). По результатам тестирования был сделан вывод, что торий значительно не повлияет на режимы работы и сроки эксплуатации активной зоны реактора.

В Германии пытались использовать ториево-плутониевое топливо в легководных реакторах. Так, на АЭС «Линген» 60-мегаваттный реактор типа BWR одно время работал на ториево-плутониевых ТВЭЛах (до-

клад МАГАТЭ: Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges, см.: IAEA, 2005).

В Норвегии было разработано и в настоящее время тестируется в экспериментальном реакторе в Халдене МОКС-топливо на основе тория и оксида плутония (отчет правительственной комиссии Министерства нефти и энергетики Норвегии, см.: Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway, 2008).

В России был проведен ряд экспериментов с ториево-плутониевым оксидным топливом для реакторов серии ВВЭР-1000. К сожалению, оказалось, что уровень эмиссии нейтронов у тория в ходе сжигания в реакторе ВВЭР-1000 на 10% выше, чем у урана, что подвергает риску возможность контролировать реакцию (см.: Бекман, 2010).

Тяжеловодные реакторы. Тестирование ториевого топлива в тяжеловодных реакторах типа PHWR CANDU в Канаде, Индии и других странах за последние 50 лет показало, что тяжеловодные реакторы достаточно легко переключать с уранового на ториевое топливо без существенных модификаций (по информации World Nuclear Association, Thorium).

Тяжеловодные реакторы подходят для использования тория из-за возможности гибко заменять топливо, а также из-за хороших показателей экономии нейтронов и большой их скорости, что способствует абсорбированию нейтронов торием и конверсии его в уран-233.

Единственный в настоящее время работающий на тории реактор находится в Индии, на АЭС в Какрапаре. В тяжеловодном реакторе типа CANDU торий используется для выравнивания мощности в активной зоне вместо обедненного урана. В индийской ядерной программе усовершенствованные тяжеловодные реакторы играют ключевую роль из-за их топливной гибкости: HWR-топливо на тории может включать восстановленный уран-233, остаточный плутоний и уран из ОЯТ легководных реакторов и младшие актиниды.

Долгосрочная ядерная программа предполагает, что специально спроектированные тяжеловодные реакторы (AHWR) будут работать на смеси тория и плутония, что

позволит утилизировать плутоний, получаемый из быстрых реакторов, использующих, в свою очередь, ОЯТ обычных легководных реакторов на уране. В замкнутом топливном цикле заправочное топливо постепенно замещается восстановленным ураном-233, так что в равновесном состоянии торий является источником 75% получаемой энергии. Парк реакторов типа PHWR с почти самообеспечивающимся равновесным ториевым топливным циклом должен дополняться несколькими быстрыми реакторами-бридерами для обеспечения плутонием.

Расчеты, сделанные в докладе МАГАТЭ (см.: IAEA, 2012), показывают, что для тяжеловодных реакторов преимущества ториевого топлива могут быть вполне достаточными для его внедрения. Индийская ядерная программа должна подтвердить жизнеспособность ториевого топливного цикла.

Бридеры. Системы с быстрыми реакторами потребляют не только обедненный уран, но и торий, с затратами того же порядка, что и с природным ураном. Однако использование тория в реакторах на быстрых

нейтронах очевидно экономически нецелесообразно, поскольку уран-плутониевое топливо с коэффициентом конверсии равном единице и выше создает самообеспечивающуюся систему, которая потребляет только обедненный уран – практически бесплатный материал с неограниченной доступностью. Размер ториевого blankets может быть в несколько раз больше уранового, что приводит к увеличению требований по переработке и стоимости производимых расщепляющихся материалов.

Кроме того, использование в быстрых реакторах воспроизводящего элемента, содержащего торий, приведет к необходимости:

- создания и поддержки соответствующих мощностей по переработке и фабрикации ториевого топлива;

- введения в ядерную энергетическую систему реакторов, которые будут потреблять уран-233, производимый blankets быстрых реакторов;

- создания реакторов, которые будут производить плутоний, необходимый для свежего топлива быстрых реакторов.

Особенности ториевого топливного цикла

Согласно публикации IAEA-NEA 2007 года «Uranium 2007: Resources, Production and Demand» («Красная Книга») общий размер известных и оцененных ресурсов тория по цене извлечения 80 долл/кг или ниже составляет 4,4 млн тонн.

В настоящее время рынок тория крайне узок, и спрос на него предъявляют неэнергетические компании. Керамика на основе оксида тория (ThO_2) используется при производстве тиглей для плавки родия, платины, иридия и других металлов, в конструкциях электропечей. Торий используется для легирования сплавов на железной, никелевой, кобальтовой, медной, магниевой или алюминиевой основе, что повышает их прочность и жаростойкость. Многокомпонентные сплавы на магниевой основе, содержащие торий, применяются для деталей реактивных двигателей, управляемых снарядов, электронной и радарной аппаратуры. Торий применяется как катализатор – в процессах органического синтеза, крекинга нефти, при синтезе жидкого топлива из

каменного угля, гидрирования углеводородов. Вследствие высокой электронной эмиссии и сравнительно небольшой работы выхода электрона торий также используют как электродный материал для некоторых типов электронных ламп.

Из-за радиоактивности тория его потребление постепенно снижается. Поскольку торий – побочный продукт при производстве других материалов, прежде всего – редкоземельных металлов, и потребляется в производстве специальных стекол и металлов, его предложение значительно превышает спрос. Объем производства тория в мире в 1988 году оценивался в 37 500 тонн. Многие страны накопили в виде отходов производства значительные запасы тория. В 1960-1970 годах цены на торий находились на уровне 30-35 долл/кг и публиковались, однако в связи с падением спроса публикации прекратились (см.: U.S. Geological Survey, 2012).

То, что торий более распространен в земной коре, чем уран, мешает отдельным игрокам устанавливать контроль над рын-

ком и обеспечивает предсказуемость цен на сырье, не позволяя им сильно удаляться от издержек добычи. С другой стороны, в настоящее время извлечение тория сложнее и дороже, чем урана, из-за отсутствия, за некоторыми исключениями, богатых месторождений (отчет о крупном норвежском месторождении тория в Телемарке см.: Berg и др., 2012).

Стоимость добычи тория определяется также тем, что:

Во-первых, поскольку в настоящее время торий – это побочный продукт при добыче других полезных ископаемых, он рассматривается скорее как бесполезный отход производства. Возникновение значительного спроса со стороны ядерной энергетики превратит торий в продукт с положительной стоимостью, что может значительно изменить экономику многих промышленных процессов.

Во-вторых, цена сырья в основном будет зависеть от того, какая доля ядерной энергетики перейдет на ториевое сырье, поскольку это единственный источник спроса на него. Радикальный переход на торий может привести как к снижению цены тория из-за эффекта масштаба, так и к росту цен из-за ограниченности дешевых источников сырья.

На стоимость ториевого топливного цикла влияют следующие разнонаправленные факторы:

На стадии производства свежего топлива

– тория нужно примерно в два раза меньше, чем урана, для производства того же количества энергии;

– торий не нуждается в дообогащении, но его необходимо очищать, что достаточно дорого из-за высокого уровня радиоактивности, который накапливается в уране-233, химически выделенном из облученного ториевого топлива. Выделенный уран-233 всегда загрязнен следами урана-232, который распадается (период полураспада – 69 лет) в дочерние нуклиды, такие как таллий-208, которые являются высокоэнергетическими гамма-излучателями. Это затрудняет производство, транспортировку и эксплуатацию ТВЭЛов;

– стоимость тория сама по себе – это далеко не все издержки на свежее топливо. Для запуска реакции необходим уран-233 (уран-235) или плутоний-239;

– торий в комбинации с запускающим топливом фабрикуется в виде топливных сборок, пригодных для использования в реакторах. Стоимость фабрикации несколько выше, чем для традиционного уранового топлива, из-за более сложной композиции.

На стадии управления отходами

– ториевое ОЯТ высокорadioактивно из-за высокой степени альфа-излучения тория-228 (период полураспада – 2 года). Переработка облученных ториевых ТВЭЛов сложнее и дороже переработки урановых.

Существуют различные оценки стоимости дореакторной части топливного цикла, основанного на тории, однако в целом большинство экспертов признает, что в настоящее время свежее ториевое топливо дороже уранового (см.: Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway, 2008).

Топливные издержки составляют небольшую долю общих издержек, и их колебания в довольно большом диапазоне не имеют критического значения для экономики ядерной энергетики. В этом смысле привлекательность аргумента о дешевизне ториевого топлива ограничена. Умеренное влияние издержек топливного цикла на стоимость электроэнергии позволяет игнорировать постоянную и нерешаемую проблему отсутствия надежных исходных данных, которая могла бы стать непреодолимым препятствием для анализа различных вариантов ядерного топливного цикла.

В большом исследовании Национальной лаборатории Айдахо (см.: Idaho National Laboratory, 2008) собраны данные о стоимости различных вариантов топливного цикла, но и там надежные данные найдены только по затратам, рассчитанным по единой методологии расчета затрат на все виды топлива, подготовленной почти 30 лет назад ORNL для Международной оценки ядерного топливного цикла (International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE)). Однако и данные о затратах, используемые INFCE, не всегда имеют ясное происхождение.

Данные о дореакторной части ядерного топливного цикла основываются на действующих технологиях и материалах, относительно более прозрачны, а возможные отклонения значений не так критичны для результата. Издержки добычи и переработки, конверсии, обогащения и фабрикации уранового оксидного топлива мало влияют на результат или сходятся к определенным значениям с небольшими отклонениями, вызванными различиями в конкретных условиях (например, поставщики, время).

Гораздо менее надежны данные о стоимости послереакторной части топливного цикла, т. е. переработка ОЯТ, производство МОКС-топлива, обращение с отходами и связанные с ними расходы.

Стоимость топливного цикла обычно включается в стоимость электроэнергии через издержки на топливо, которые объединяют расходы на материалы и услуги на каждом этапе производства ядерного топлива, хранения, переработки и захоронения отходов.

Подробные данные об издержках различных стадий ториевого топливного цикла, особенно заключительных стадий и при переработке ториевого ОЯТ, пока недоступны, а источники данных (см., напр.: IAEA, 2005; OECD/NEA, 2002; OECD/NEA, 2001; US DoE, 2001; OECD/NEA, 2007; Kazimi, 2003) по-прежнему имеют большую степень неопределенности.

Согласно работе IAEA (2005) в области необлученного топлива затраты на начальные стадии ториевого оксидного и обычного уранового цикла схожи: например, расходы на фабрикацию UO_2 (250 долл/кг ТМ) и фабрикацию ThO_2-UO_2 (300 долл/кг ТМ) отличаются примерно на 20%. Оценка, опубликованная в работе Kazimi (2003), также показывает, что стоимость топлива на основе тория может отклоняться до 10% (вверх или вниз) от стоимости обычного уранового ядерного топлива.

Результаты экономического анализа, описанные в работе OECD/NEA (2001), показывают, что затраты на топливо для активной зоны LWR на уран-ториевом оксидном топливе, которое предназначено для работы со средней глубиной выгорания 72 МВт/сутки/кг ТМ, примерно на 10% выше, чем для целиком урановой активной зоны с обычной глубиной выгорания 45 МВт/сутки/кг ТМ.

Курчатовский институт и корпорация Thorium Power заявляют, что их открытый ториевый топливный цикл (топливная составляющая стоимости электроэнергии) по меньшей мере на 20% дешевле, чем для обычного уранового оксидного топливного цикла. Утверждается, что хотя расходы на фабрикацию топлива в ториевом цикле не ниже, чем в урановом топливном цикле, ториевый цикл имеет благоприятные экономические характеристики из-за высокой глубины выгорания и длительного времени пребывания (до девяти лет) топливных сборок в активной зоне (см.: Idaho National Laboratory, 2008).

Экономика уранового топливного цикла, тем не менее, тоже может быть улучше-

на за счет увеличения времени пребывания в активной зоне и глубины выгорания. Кроме того, поскольку экономический эффект от использования ториевого топлива и улучшенной оболочки топлива (для высокого выгорания и долгого времени пребывания в активной зоне) еще предстоит разработать, они не учитываются. Таким образом, ценовое преимущество ториевого цикла перед урановым оксидным должно быть ниже заявленного.

Существующий уран-плутониевый топливный цикл исторически сложился как часть военного ядерного проекта, и используемая инфраструктура часто имеет двойное назначение. Сделанные в прошлом инвестиции создают экономический барьер на пути внедрения других видов топлива.

Ядерный топливный цикл, основанный на тории, должен в значительной степени и почти сразу заместить урановый в части всех его стадий – от добычи сырья и производства топливных элементов до перепроектирования реакторов, систем безопасности, управления отходами и т. д. Это возможно только при масштабных целенаправленных усилиях, вроде тех, которые предполагает индийская ядерная программа.

Для топливного цикла принципиально другого типа требуется в значительной степени специализированная дорогостоящая инфраструктура – для производства урана-233 и в дальнейшем его восстановления из ОЯТ. Несмотря на то, что не существует значительных технических ограничений для использования ториевого топлива в ближайшее время, экономические и иные преимущества ториевого цикла должны быть существенны, чтобы мог произойти переход на него.

Индия, которая, с одной стороны, располагает крупнейшими в мире запасами тория, но весьма ограниченными – урана, а с другой стороны – из-за своей военной ядерной программы в определенный период страдала от ограничения доступа к урану по причине режима нераспространения, имеет специальные основания первой широко внедрять ядерную энергетику на тории. Реализация индийской ядерной программы даст много полезной технологической и экономической информации для других стран.

Оценка издержек традиционной ядерной энергетики, использующей ториевое топливо

Способность того или иного ядерного материала участвовать в производстве электроэнергии определяет его экономическую ценность. Данные о цене производимой электроэнергии и реальных издержках существующих ядерных топливных циклов являются исходной точкой при оценке любых альтернативных технологий и ядерных материалов.

Существует ряд исследований экономики ядерного топливного цикла, в том числе рассматривающих ториевый топливный цикл. Настоящий раздел основан на докладе МАГАТЭ «Роль тория как дополнения топливных циклов будущих ядерно-энергетических систем» (см.: IAEA, 2012), который в том числе оценил экономические характеристики использования тория в обычных реакторах типов LWR, HWR и FR. Эти реакторы могут использовать уран-233/торий в качестве топлива и имеют прямые аналоги с реакторами на уран-плутониевом топливе. Из-за отсутствия достоверной информации об их экономических показателях в докладе МАГАТЭ не рассматривались реакторы типов HTR и LWBR (которые не могут работать в уран-плутониевом топливном цикле), а также реакторы перспективных типов (например, MSR, ADS).

В исследовании МАГАТЭ использовалась методика INPRO, которая сравнивает приведенную стоимость единицы энергии, произведенной различными типами реакторов с различными топливными циклами. Методология требует калькуляции набора экономических параметров для ядерной энергетической системы: отношение общих издержек за весь период существования к общему объему произведенной энергии, в расчете на приведенную стоимость, общий размер инвестиций и экономические показатели вроде внутренней ставки доходности и доходности инвестиций. Эти экономические параметры сравниваются по всем возможным альтернативам (в данном случае под альтернативой понимается определенный тип реактора, работающий при определенном топливном цикле).

В аналогичных исследованиях (см., напр.: MIT, 2009; Wupp и др., 2003) применялись похожие методики. Различия в результатах связаны обычно с отличиями в выборе значений параметров.

Общей проблемой исследований такого рода являются доступность и качество исходных данных и разумный выбор значе-

ний параметров. Например, капитальные расходы – ключевой фактор для ядерной энергетики – могут различаться не только в зависимости от технологий, но и значительно варьироваться по странам (см.: OECD/NEA, 2010). Так, общая стоимость водо-водяных реакторов может варьироваться от 1556 долл/кВт в Южной Корее до 5863 долл/кВт в Швейцарии за тот же период.

Поэтому в исследованиях часто применяются грубые оценки соотношения стоимости реакторов разных типов (см.: MIT, 2009). В докладе МАГАТЭ предполагается, например, что капитальные расходы тяжелых реакторов на 10%, а быстрых реакторов – на 25% выше, чем у легководных. Для каждого из этих трех типов реакторов разница между уран-плутониевым топливом и топливом на уран-ториевой смеси, в том что касается капитальных и текущих нетопливных издержек, оценена как пренебрежимо малая.

Расходы на эксплуатацию и техническое обслуживание зависят от многих факторов, включая тип реактора и развитие инфраструктуры в стране, но из-за их скромного вклада в конечную стоимость электроэнергии они могут быть оценены на одном уровне для всех трех типов реакторов. Расходы на вывод из эксплуатации реакторов включены в основные операционные расходы.

Помимо большой неопределенности в значениях опубликованных параметров существуют расхождения значений для одних и тех же параметров у разных авторов. Так, расходы на чрезвычайные ситуации и издержки владения могут быть включены в общие расходы без учета процентов или рассматриваться отдельно; расходы по переработке отработавшего топлива и стоимость изготовления МОКС-топлива зависят от того, как определяются эти понятия (некоторые предположения проанализированы в докладе MIT, 2009). Кроме того, некоторые из опубликованных экономических данных недостаточно обоснованы (см., напр.: OECD/NEA, 2002; Idaho National Laboratory, 2008), что не позволяет оценить достоверность этих данных (например, стоимость изготовления МОКС-топлива).

Данные об издержках изготовления МОКС-топлива хорошо иллюстрируют общую невысокую достоверность данных, используемых в расчетах экономики ядерных топливных циклов. Так, согласно опубли-

кованным данным (см.: OECD/NEA, 2002) стоимость изготовления МОКС-топлива составляет 1100 долл/кг, и тот же параметр для уранового оксидного топлива составляет 275 долл/кг (в обоих случаях – без стоимости ядерного материала), т. е. соотношение составляет 4:1.

Соотношение 4:1 для оценки стоимости изготовления МОКС-топлива используется во множестве работ, опубликованных в разные годы (см., напр.: IAEA, 2005; OECD/NEA, 2002; OECD/NEA, 2001; US DoE, 2001; OECD/NEA, 2007; OECD/NEA, 1994; OECD/NEA, 1989), и каждая ссылается на предыдущую. Единственное обоснование для соотношения стоимостей МОКС и уранового оксидного топлива как 4:1 дано в докладе OECD/NEA (1989), где утверждается, что оно связано с тем, что при изготовлении МОКС-топлива обязательно

использование дистанционных манипуляторов, а при изготовлении уранового оксидного – нет. Тем не менее сейчас манипуляторы, как правило, используются при фабрикации обоих видов топлива (см.: OECD/NEA, 2002), поэтому этот аргумент не выглядит достаточно весомым, хотя фабрикация МОКС-топлива, скорее всего, действительно дороже – из-за возможных различий в требованиях к вентиляции, конструкции контейнеров, радиационной защите и т. д.

Основные экономические параметры и данные об издержках топливного цикла представлены в таблицах 1 и 2. Главное отличие альтернативного набора исходных данных – примерное удвоение капитальных затрат для всех типов реакторов и утроение стоимости переработки ОЯТ, содержащего торий.

Таблица 1. Основные экономические параметры топливного цикла

Тип издержек	Единица измерения	Тип реактора	Разброс (по разным источникам: MIT, 2003; Bunn и др., 2003; Idaho National Laboratory, 2008)	Принятое значение издержек для основного варианта расчета	Издержки (альтернативный набор предположений)
Капитальные расходы	Долл/кВт	LWR	1200-4000	2000	3800
		LWR (MOX)	1200-2300	2000	3800
		HWR	1200-2800	2200	4180
		FR (MOX)	–	2500	4750
Фиксированные расходы на эксплуатацию и техническое обслуживание	Долл/кВт/год	LWR, LWR (MOX)	49-63	55	70
		HWR	55-63	60	75
		FR (MOX)	80*	60*	75
Переменные расходы на эксплуатацию и техническое обслуживание	Центов/кВт/ч	LWR, LWR (MOX)	0,047-0,09	0,05	0,07
		HWR	0,047-0,09	0,05	0,07
		FR (MOX)	–	0,05	0,07

* Фиксированные расходы на эксплуатацию и техническое обслуживание быстрых реакторов FR оценены в Bunn и др. (2003) как равные значениям для LWR и HWR, переменные расходы на эксплуатацию и техническое обслуживание оценены в ноль.

Издержки по переработке ториевого ОЯТ значительно выше, чем по переработке уранового ОЯТ (табл. 2). Величина разрыва в издержках значительно влияет на стоимость энергии, производимой реакторами, работающими с замкнутым ториевым топливным циклом со сравнительно низкой глубиной выгорания (HWR2 – тяжеловодный реактор CANDU типа Th+U-233+Pu, работающий на комбинации тория и восстановленного урана-233 (в самоподдерживающемся

режиме), а также плутония). Прочие реакторы на тории значительно менее уязвимы к стоимости переработки.

Использование открытого ториевого цикла в реакторах типа AHWR становится экономически целесообразным по сравнению с обычными водо-водяными реакторами при цене 250 долл/кг природного урана и выше. Стоимость урана, необходимая для того, чтобы сделать введение замкнутого ториевого топливного цикла

(легководный реактор LWR2 с топливом на плутонии, уране-233 и обедненном уране) экономически целесообразным по сравнению с традиционными тепловыми реакторами (типов LWR и HWR), работающими в открытом топливном цикле, колеблется в зависимости от типа реактора и начинается от 400 долл/кг.

Расходы на переработку ториевого ОЯТ, необходимого для сжигания младших актинидов, из реакторов типов ADS и FR оценены в диапазоне 6000-20 000 долл/кг ТМ (см.: OECD/NEA, 2002). Доклад МАГАТЭ выбрал гораздо более низкое значение – 2000 долл. для основного расчета и 6000 долл. – для альтернативного.

Таблица 2. Издержки уран-плутониевого и ториевого топливных циклов (базовые и альтернативные)

Стадии топливного цикла	Единица измерения	Уран-плутониевый топливный цикл				Ториевый топливный цикл			
		Тип	Разброс значений	Принятое значение	Альтернативное значение	Тип	Разброс значений	Принятое значение	Альтернативное значение
Конверсия	Долл/кг урана	LWR, HWR	3-12	8	10				
Обогащение	Долл/кг ЕРР	LWR (UOX)	80-164	110	150				
Фабрикация топлива	Долл/кг ТМ	LWR (UOX)	200-300	275	275	LWR0	200-300	275	275
		HWR (UOX)	65-135	85	100	LWR1	–	325	325
		LWR (MOX)	1000-1500	325	325	LWR2	1000-1500	1500	1500
		FR (MOX)	650-2500	350	350	HWR1	–	100	125
		Урановый бланкет в FR	350-700	350	350	HWR2	–	500	625
						FR (MOX)	650-2500	350	350
						Ториевый бланкет в FR	350-700	350	350
						UOX	700-900	800	800
						MOX	700-1000	800	800
						FR (MOX)	1000-2500	1000	1000
Переработка	Долл/кг ТМ	Урановый бланкет в FR	900-2500	800	800	Ториевый бланкет в FR	1000-2500	1200	3000
						Th/HEU		2000	6000
						Th/Pu		2000	6000
						Th/Pu/U-233		2000	6000
Прямое захоронение ОЯТ	Долл/кг ТМ	LWR	600	600	600	LWR (Th)	–	600	600
		HWR*	73	Меняется	Меняется	HWR (Th)	–	Меняется	Меняется

* Стоимость прямого захоронения отработавшего топлива HWR может зависеть от состава топлива и примерно пропорциональна коэффициенту выгорания с фактором 10.

В публикации Международного форума четвертого поколения (см.: US DoE, 2001) сделано предположение о том, что временные лаги и некоторые данные о затратах (например, сроки строительства реактора, время лицензирования, общая стоимость строительства) для реактора, работающего в открытом ториевом топливном цикле, одинаковы с обычными LWR. Кроме того, некоторые из параметров затрат на топливо, такие как стоимость фабрикация свежего топлива, время охлаждения и хранения ОЯТ, а также расходы на захоронение (включая стоимость доставки), принимаются равными соответствующим затратам LWR.

Доклад МАГАТЭ считает также необходимым учитывать возможные изменения стоимостных параметров для инновационных реакторов. Например, электроэнергия, которая может быть произведена быстрыми реакторами существующих проектов, будет дороже (до трех раз, по оценке IAEA, 2010), чем произведенная тепловыми реакторами или угольными электростанциями. Тем не менее необходимые усовершенствования в конструкции быстрых реакторов, для того чтобы сделать стоимость их электроэнергии конкурентоспособной, являются частью программ НИОКР. Разработчики быстрых реакторов оптимистично предполагают, что стоимость энергии, поставляемой с реакторов на быстрых нейтронах, будет равна стоимости энергии от передовых LWR.

В расчетах МАГАТЭ срок строительства принят в пять лет для всех типов реакторов, и инвестиции за этот срок производятся равномерно. Реальная ставка дисконтирования выбрана равной заниженным 4%, что повышает значение топливных, в сравнении с капитальными, издержек и благоприятствует реакторам с высокими капитальными затратами, но относительно низкими топливными расходами, таким как быстрые реакторы.

Выбор значений исходных данных для основного расчета в докладе МАГАТЭ со-

знательно искажен в пользу инновационных реакторов. Это сделано как с помощью выбора параметров, благоприятных для капиталоемких альтернатив (процентная ставка, срок строительства), так и принятия заявленных, но пока не достигнутых целей по снижению различных типов затрат. Отмечено, что это необходимо для того, чтобы оценить воздействие экономических показателей на долю реакторов разных типов в системе. В дополнительной главе доклада МАГАТЭ использовались более реалистичные значения параметров.

В докладе признается, что в нем скорее сравниваются различные топливные циклы, чем дается количественная оценка стоимости ядерной энергетики, причем это сравнение основано на достаточно оптимистичных для XXI века ожиданиях данных для реакторов и топливного цикла. При этом некоторые из этих данных совершенно гипотетические, поскольку выпадают из диапазона опубликованных в экономических исследованиях. В действительности капитальные затраты на строительство атомных электростанций в последнее время значительно повышались, поэтому предположения о значительном и скором снижении издержек в результате инновационной деятельности являются проявлением чрезмерного оптимизма.

В докладе МАГАТЭ не учтены также издержки на длительное хранение обедненного урана, хранение переработанного урана и хранение полученных при переработке расщепляющихся продуктов. Потенциальные потери ядерного материала в топливном цикле (например, во время конверсии, переработки) считаются равными нулю.

Стоимость захоронения ОЯТ и РАО не сильно влияет на общую стоимость энергии (см.: OECD/NEA, 2006) и оценивается с помощью линейной экстраполяции. Стоимость прямого захоронения ОЯТ для реакторов LWR взята из работы Posiva OY (2010), и те же параметры для реакторов других типов, в том числе HWR, были оценены как:

$$C_{SNFDD} [\text{долл./кг ТМ}] = 10 \times B [\text{МВт/сутки/кг ТМ}],$$

где c_{SNFDD} – стоимость прямого захоронения, а B – средний коэффициент выгорания ОЯТ.

Эта оценка основана на опубликованных данных об издержках прямого захоронения HWR ОЯТ 7 МВт/сутки/кг ТМ ОЯТ за 73 долл./кг ТМ и данных по LWR, упомянутых выше

(см. табл. 2). Издержки заключительного захоронения расщепляющихся материалов приняты равными издержкам прямого захоронения ОЯТ (см.: Вунп и др., 2003).

Стоимость плутония, извлеченного из ОЯТ реактора, работающего в открытом топлив-

ном цикле, и использованного в различных типах реакторов, оценивается как разница:

$$c(^{total}Pu) = c_{repr} + c_{FPdisp} - c_{SFdisp},$$

где $c(^{total}Pu)$ – стоимость единицы плутония, c_{repr} – стоимость переработки отработавшего топлива, необходимого для производства единицы плутония, c_{SFdisp} – стоимость прямого захоронения того же количества ОЯТ, и c_{FPdisp} – затраты на захоронение расщепляющихся продуктов, полученных при переработке.

Для расчетов было сделано предположение о функциональной зависимости между стоимостью урана-233 и плутония:

$$c(^{233}U) = \frac{m(^{total}Pu)}{m(^{239}Pu + ^{241}Pu)} \times c(^{total}Pu).$$

Основное используемое уравнение:

$$LUEC = \frac{ONC + IDC + \frac{FE_{firstcore}}{\eta \times \delta_{th}}}{8760L_f} \left(\frac{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)}{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)^{t_{LIFE}}} \right) + \frac{\left(1 - \frac{1}{t_{LIFE}}\right) FE_{reload} + BE}{Q \times \eta} + LBF + LD + LOM,$$

где: ONC – общие капитальные расходы без процентных платежей (на единицу установленной мощности);

IDC – проценты, уплаченные в ходе строительства на единицу установленной электрической мощности;

FE – нормированные издержки дореакторной части топливного цикла за килограмм тяжелого металла (для этого параметра надо знать соответствующие данные о движении массы тяжелого металла);

BE – издержки послереакторной части топливного цикла рассматриваемого типа реактора в долларах за килограмм тяжелого металла ОЯТ;

L_f – средний КИУФ;

Q – средняя глубина выгорания загруженного топлива;

r – ставка дисконтирования;

t_{LIFE} – срок службы АЭС;

η – конечный тепловой КПД станции;

δ_{th} – средняя плотность мощности в активной зоне реактора на полной мощности (в течение первого топливного цикла реактора);

LBF – нормированные расходы по реконструкции (если проект предусматривает продление срока эксплуатации);

LD – нормированные расходы на вывод из эксплуатации на единицу произведенной энергии;

LOM – нормированные операционные издержки за весь период работы станции, включая расходы на техническое обслуживание и ремонт;

$LUEC$ – эквивалент средней реальной цены, которую должен платить потребитель, чтобы покрыть капитальные, операционные и топливные издержки с соответствующей ставкой дисконтирования (без прибыли) за весь период эксплуатации АЭС.

В таблице 3 представлены результаты расчетов для основного и альтернативного набора входных данных для 11 реакторов

при нескольких значениях стоимости природного урана.

Таблица 3. Стоимость электричества в зависимости от цен на природный уран (U_{nat} долл/кг урана)

U_{nat} долл/кг U	HWR	LWR	ALWR	LWRO	LWR1 ¹	LWR2 ²	LWR2 ³							
50	30,1	47,6	29,7	46,3	27,3	42,4	31,2	47,4	40,2	69,9	37,2	54,4	35,6	56,4
150	32,1	49,7	32,7	49,3	29,7	44,8	37,2	53,4						
300	35,3	52,8	37,2	53,8	33,2	48,3	46,2	62,5						
1000	49,8	67,4	58,3	75,0	49,9	65,0	88,4	104,6						

U_{nat} долл/кг U	HWR1 ¹	HWR2 ⁴	HWR2 ⁵	AHWR ⁶	FR ⁷	FR ⁸	FRTh ⁹							
50	36,4	64,4	40,9	78,9	38,9	81,4	27,6	42,1	29,8	46,9	34,2	52,3	32,0	54,0
150							32,6	47,0						
300							40,0	54,4						
1000							74,7	89,1						

Примечание:

¹ Плутоний из ОЯТ ALWR.

² Уран-233 из LWR1, плутоний – из ALWR.

³ Уран-233 из LWR1, плутоний – из LWR1.

⁴ Уран-233 из HWR2, плутоний – из ALWR.

⁵ Уран-233 из HWR2, плутоний – из LWR1.

⁶ Открытый топливный цикл.

⁷ Плутоний из быстрых реакторов.

⁸ В первые шесть лет работы плутоний берется из ALWR.

⁹ Плутоний из FRTh плюс небольшое количество – из ALWR.

Результаты основного расчета показали довольно низкие значения стоимости производимого электричества, особенно для быстрых реакторов, что вполне ожидаемо, учитывая выбор низкой ставки дисконтирования (всего 4%) и крайне оптимистичные предположения о капитальных расходах для быстрых реакторов (всего на 25% дороже, чем для LWR).

Более высокое значение капитальных издержек во втором варианте расчетов ведет к общему росту стоимости производства электричества и немного меняет то, как они зависят от цены на уран для некоторых типов реакторов. Рост издержек переработки торийсодержащего ОЯТ значительно увеличивает стоимость энергии, произведенной реакторами, работающими в замкнутом ториевом цикле, со сравнительно низким коэффициентом выгорания (HWR2). Прочие реакторы, работающие на тории, менее уязвимы к издержкам переработки.

Быстрый реактор с бланкетом, состоящим из обедненного или восстановленного

урана, имеет самые низкие издержки производства электричества из всех рассмотренных быстрых реакторов (2,88 цента/кВт/ч). Использование ториевого бланкета в быстром реакторе незначительно увеличивает стоимость генерируемого электричества (до 3,2 цента/кВт/ч), поскольку часть необходимого плутония требуется восстановить из ОЯТ ALWR. Стоимость электричества (3,42 цента/кВт/ч), генерируемого быстрым реактором на восстановленном из ОЯТ реактора ALWR плутонии, во время первых пяти лет эксплуатации на 15% дороже, чем в случае использования собственного плутония (3,2 цента/кВт/ч).

Это связано с тем, что ОЯТ, полученное из быстрого реактора, содержит гораздо больше плутония, чем ОЯТ ALWR, и производить топливо для быстрого реактора из него дешевле. Следовательно, вначале все новые быстрые реакторы проходят стадию достаточного дорогого топлива. Тот же эффект более дорогого плутония, ведущий к росту стоимости электроэнергии, наблюдается на начальной стадии коммерческого

внедрения реакторов на быстрых нейтронах с ториевым blanketом (FRTh).

Переменным параметром моделей оценки обычно выступает экзогенная переменная – рыночная цена на природный уран. Цена урана по-разному влияет на различные альтернативы, и можно найти такую цену, которая уравнивает их стоимость. Тем не менее стоимость энергии для всех реакторов, использующих восстановленное топливо (LWR1, LWR2, HWR1, HWR2, FR и FRTh), не зависит от цен на природный уран, и, следовательно, они представлены горизонтальной линией.

Тепловые реакторы с замкнутым топливным циклом демонстрируют схожий эффект с быстрыми реакторами: использование плутония из ОЯТ различных реакторов увеличивает стоимость производства электричества. Среди тепловых реакторов с открытым топливным циклом АНWR, использующие торий, генерируют самое дешевое электричество при низких ценах на уран. АНWR производит более дешевое электричество, чем ALWR, при цене урана в 50 долл/кг и ниже, и чем обычные легководные реакторы (LWR, HWR) при цене не выше 150 долл/кг природного урана. Это связано с высоким КИУФ АНWR, а также сочетанием длительного срока эксплуатации (100 лет) и предполагаемой низкой ставки дисконтирования (4%), а не напрямую с ис-

пользованным типом топлива, хотя высокий КИУФ и срок службы достигаются за счет конструкции реактора, использующего уран-ториевую смесь.

Тем не менее стоимость энергии для АНWR, работающего в открытом цикле, особенно быстро увеличивается с ростом цены на уран из-за высокого обогащения урановой составляющей свежего топлива и сравнительно высокой долей урана-235 в ОЯТ. При высокой цене на уран в реакторах АНWR, изначально спроектированных для работы в открытом топливном цикле, придется использовать переработанное топливо. Такие реакторы на тории с переработкой могут быть конкурентоспособны по отношению к традиционным тепловым действующим реакторам при открытом цикле при цене природного урана 400 долл/кг.

Использование тория в открытом топливном цикле в реакторах АНWR не дороже, чем в обычных водо-водяных реакторах при цене 250 долл/кг природного урана или ниже. Цена урана, при которой замкнутый ториевый топливный цикл в LWR2 может экономически конкурировать с традиционными тепловыми реакторами (LWR, HWR), работающими в открытом топливном цикле, зависит от типа реактора на тории и начинается с примерно 400 долл/кг.

Перспективные реакторы

Подкритические комплексы на ускорителях (ADS). Концепция использования системы с ускорителем протонов на основе тория и урана-233 была предложена известным физиком Карло Руббиа, который является основным пропагандистом реактора этого типа. В Англии существует лоббистская организация «Вейнберг», которая продвигает данное направление и добивается выделения ассигнований на исследование (см., напр., статью в блоге Майкла Анисимова (2006) «A Nuclear Reactor in Every Home», которая обобщает аргументы сторонников реактора такого типа).

В комплексах с ускорителями высокоэнергетические нейтроны производятся за счет реакции расщепления ядер высокоэнергетическими протонами ускорителя (обычно >500 МэВ), соударяющимися

с тяжелыми ядрами свинца, свинца-висмута или других элементов, и происходит скалывание нейтронов. При этом до одного нейтрона может быть произведено на 25 МэВ направленного протонного пучка. Эти нейтроны можно направить в реактор, содержащий торий, где нейтроны производят уран-233 и обеспечивают его деление. Если расщепляющийся источник нейтронов окружен топливной сборкой из blanketов, состоящей из делящихся изотопов урана или плутония (или тория-232, который может конвертироваться в уран-233), то существует возможность поддержания реакции деления. Самоподдерживающуюся реакцию деления можно направить либо на производство энергии, либо на трансмутацию актиноидов, образующихся в результате уран-плу-

тониевого топливного цикла. Использование тория вместо урана означает, что в самом реакторе ADS будет производиться меньшее число актинидов.

Ранние проекты предполагали использование в таких реакторах ускорителя протонов с энергией пучка от 800 МВт до 1 ГВт для обстрела топливного элемента из тория. Однако создание такого ускорителя имеет свои сложности, а его работа будет крайне энергозатратной. Также трудно добиться надежной работы такой системы.

Современные разработки предполагают, что реактор должен оперировать очень близко к критичности и для обеспечения скалывания нейтронов потребуется сравнительно небольшой поток протонов. Пучок протонов в 10 МВт должен производить 1500 МВт тепла (или 600 МВт электричества, из которых 30 МВт питают энергией ускоритель).

Современные ускорители, тем не менее, могут производить потоки мощностью не более 1 МВт.

Исследования реактора этого типа проводятся в разных странах, наиболее известен швейцарско-британский проект ADTR, находящийся на стадии технико-экономического обоснования по созданию 600 МВт охлаждаемого свинцом быстрого реактора. Он предусматривает десятилетний самоподдерживающийся ториевый топливный цикл, в котором в качестве запускающего деления используется плутоний. Расплавленный свинец является одновременно и источником нейтронов, и охлаждающей жидкостью. В отличие от других конструкций с коэффициентом размножения нейтронов в 0,95-0,98 и требующих более мощных ускорителей ADTR имеет коэффициент 0,995 и требует ускоритель только на 3-4 МВт в сочетании с быстродействующими стержнями отключения, контрольными стержнями и точным измерением нейтронного потока.

Доклад от 2008 года (см.: Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway, 2008), выполненный по заказу Норвежского министерства нефти и энергетики, указал на следующие преимущества ADS, работающего на тории, в сравнении с обычными ядерными реакторами:

– минимальная вероятность самопроизвольной реакции деления, т. е. ADS гораздо безопаснее традиционных тепловых реакторов. ADS может работать только когда в него поставляются нейтроны, потому что он сжигает материалы, в которых отношение делящихся и захватываемых нейтронов недостаточно высоко для поддержания цеп-

ной реакции деления. Ядерный реактор отключается остановкой протонного пучка, без необходимости вставлять контрольные стержни для поглощения нейтронов, т. е. простым отключением электричества;

– это система с низким давлением;

– производит гораздо меньше долгоживущих актинидов и эффективно сжигает младшие актиниды;

– сжигает ядерные отходы. Основным преимуществом реакторов такого типа является их способность сжигать долгоживущие актиниды (уран, плутоний, америций, кюрий и т. д.), т. е. не только производить дешевую электроэнергию, но и упрощать и удешевлять утилизацию ядерных отходов.

Предложенный подход к утилизации плутония и младших актинидов может оказаться самым дешевым из всех возможных способов замыкания топливных циклов – лишь на 10-20% дороже открытого цикла, по оценкам доклада Агентства по ядерной энергии ОЭСР (OECD/NEA, 2002).

В этом же докладе указывается на то, что экономика ADS перспективна из-за компактности первичных систем, которые работают при низком давлении с большими тепловыми запасами, и достаточно высокой температуры охлаждающей жидкости, что позволяет использовать энергетические циклы высокой эффективности.

В отличие от других реакторов такой реактор естественно использует комбинированный уран-ториевый открытый топливный цикл и может иметь коэффициент конвертации близкий к единице, если работает с замкнутым топливным циклом.

Проблема с этим типом реактора состоит в том, что он еще не вышел из стадии технико-экономического обоснования. На сегодняшний день сделано недостаточно, чтобы понять потенциальные возможности и технические ограничения.

Отмечаются основные проблемы в создании ADS-системы:

– имеет более сложную конструкцию из-за использования ускорителя. Создание ускорителя с требуемыми параметрами (непрерывный режим, а не импульсный) – сложнейшая техническая задача, причем две по отдельности технологически очень сложные системы (мощный ускоритель и реактор) должны идеально работать вместе;

– из-за ускорителя конструкция менее надежна;

– при отключении ускорителя производство электричества прекращается;

– почти не производит долгоживущих отходов, но отработавшее топливо очень радиоактивно;

- значительное производство неустойчивых радиоактивных изотопов;
- поток протонов может нарушить барьеры контейнента;
- источник нейтронов нуждается в охлаждении из-за нагрева, вызываемого пучком протонов.

Важная область потенциального применения ADS (расщепление и трансмутация ядерных отходов, особенно актинидов) пока неактуальна, поскольку не существует надежного способа разделения, необходимого для того, чтобы стабильные изотопы не трансмутировали бы в радиоактивные. Нужны новые методы переработки, включая электрометаллургические (пиропроецессы).

Сторонники ADS-систем оценивают издержки технологии как низкие. Например, Карло Руббиа полагает, что серийное внедрение реакторов этого типа снизит капитальные затраты электроэнергии примерно на 30% (принципы экономического анализа применительно к торью см.: Principals of Economic Cost-Benefit Analysis), однако сложность ADS-технологии и нерешенные проблемы с технологическим развитием и определением мер безопасности заставляют сомневаться в тех низких цифрах, которые пропагандируются сторонниками ADS-систем.

С точки зрения ядерного топливного цикла ADS и быстрые реакторы сравнивались в докладе OECD/NEA от 2002 года. Основной акцент доклад делал на снижении содержания долгоживущих радиоактивных элементов в ПАО. Несмотря на возможное снижение некоторых издержек подкритического реактора в сравнении с обычным (например, из-за возможности обойтись без контрольных стержней) необходимо учитывать рост издержек, связанный с общим усложнением системы. По оценкам доклада, ADS дороже быстрых реакторов на примерно стоимость ускорителя и источника нейтронов. Сделано заключение, что более дорогая ADS-технология может иметь экономический смысл, если она является частью топливного цикла, подразумевающего сжигание максимального количества плутония из традиционных систем, МОКС для легководных или МОКС для быстрых реакторов.

В 1997 году научно-технический комитет Евратома оценил по заданию Еврокомиссии предложение развивать реакторы с ускорителями протонов для производства электричества. Комитет указал на то, что, во-первых, вся система слишком сложна, чтобы ее можно было создать быстро, и, во-вторых, существует слишком много

технологических и коммерческих рисков, чтобы производство электричества на ADS было бы экономически конкурентоспособным по сравнению с усовершенствованными легководными реакторами. Такие реакторы имеет смысл рассматривать скорее как звено в процессе управления отходами. Стоимость и технология расщепления вместе с необходимостью развивать высокоинтенсивные ускорители делают быстрое использование метода невозможным.

Согласно норвежскому докладу вывод о том, что подкритические реакторы не могут конкурировать экономически с критическими реакторными технологиями, никем не оспаривается. Как отмечает Хель Бендиксен (Bendiksen, 2006), невозможно даже представить себе, сколько может стоить электроэнергия, производимая таким реактором.

Реактор на расплавах солей. Жидкосолоевой реактор – реактор-размножитель, в котором ториевое топливо используется в виде солевой расплава, не требуя дополнительного внешнего охлаждения. Это один из перспективных типов реакторов четвертого поколения. Вариант на тории обычно называют жидкофторидным ториевым реактором (Liquid Fluoride Thorium Reactor (LFTR)). Хладагент первичного контура проходит через теплообменник, где тепловая энергия реакции деления передается в рабочий материал вторичного контура с целью генерации пара. Используется жидкое топливо, состоящее из фторидов тория и урана-233 (урана-235), которое служит как для перетока тепла, так и матрицей для делящегося топлива. Необходима специальная конструкция ториевого топлива, чтобы могло производиться необходимое количество урана-233, что должно привести к использованию тория как самоподдерживающегося источника энергии. В равновесном состоянии потребляется столько же топлива, сколько производится.

Названы следующие технико-экономические преимущества жидкофторидного ториевого реактора:

- снижение капитальных расходов. Низкое давление в реакторе означает, что исключаются аварии, связанные с разрывом корпуса и расплавлением активной зоны, что позволяет уменьшить существующие требования к конструкции реакторов, касающиеся безопасности, и значительно снизить капитальные издержки и сократить сроки строительства. Например, указывается, что нет необходимости строить контеймент. Также можно исключить дорогую систему впрыска охладителя под

высоким давлением. Это положительно скажется на экономике, поскольку снизятся капитальные расходы на производство энергии (более 60%), а в этих издержках до 80% составляют меры, направленные на предотвращение возможных аварий, связанных с расплавлением активной зоны реактора. По оценкам сторонников подобных реакторов, экономия на стандартах безопасности приведет к тому, что АЭС с мощностью в один гигаватт может быть построена за 780 млн долл. против сегодняшних 1100, или даже за 250 млн долл. при соответствующем снижении требований к конструкции реактора, учитывающих его естественную безопасность;

– небольшая активная зона ведет к общему снижению капитальных затрат и создает возможность строить реакторы любого размера и мощности – например, небольшие станции по 100 МВт, вроде проекта американского Министерства энергетики «Малый, запечатанный, мобильный, автономный реактор» (small, sealed, transportable, autonomous reactor (SSTAR)) с габаритами 15 метров на 3 метра весом 500 тонн и несколькими сантиметрами защиты;

– снижение численности персонала. Уменьшение требований к безопасности и высокий уровень автоматизации могут снизить требования к численности персонала (с 500 до 30 человек, согласно утверждениям сторонников проекта). Таким образом, текущие операционные издержки для гигаваттной станции могут снизиться с 50 до 5 млн долл. в год;

– поскольку расплавленная соль постоянно восстанавливает топливо, нет необходимости в операции по замене топлива, что дает прямую экономию на стоимости операций по замене топлива;

– производит меньше отходов, чем урановые реакторы, как с точки зрения массы отходов, так и относительно сроков полураспада компонентов этих отходов, что снижает расходы на обращение с отходами и для данного типа реактора, и для уже существующих урановых реакторов. Отходы радиоактивны в течение около 300 лет, а худшие отходы (америций, кюрий, плутоний) можно повторно использовать в реакторе и там же уничтожить.

Среди недостатков названа необходимость рециркулировать и очищать вне реактора расплавленную соль, используемую как охладитель. Это требует постройки цеха химической переработки такого типа, который до сих пор демонстрировался лишь в лаборатории. Промышлен-

ная очистка солей оценивается как слишком дорогой технологический процесс, несмотря на то, что успехи в автоматизации привели в последнее время к значительному снижению издержек.

Сторонники ториевых реакторов утверждают, что если такие реакторы получат распространение, то технологическое развитие должно привести к тому, что операционные издержки для гигаваттного ядерного реактора снизятся до 1 млн долл. в год и даже более.

Проблемы с ториевым топливом:

– для всех операций с топливом обязательно использование удаленного оборудования из-за радиоактивности и высокой температуры;

– необходимость наличия сложной системы мгновенного выпаривания, которая удаляет воду и конденсирует нитрат плутония в виде кристаллов, чтобы избежать цепной реакции деления.

Реакторы на расплавленной соли существуют пока только как концептуальная разработка, но ведутся работы по созданию технологически жизнеспособного образца (самый масштабный проект осуществляется в Китае). Судить о том, насколько указанные преимущества действительно способны снизить капитальные или операционные издержки АЭС, невозможно, пока нет решений для некоторых технических проблем. Например, в ходе опытной эксплуатации образцов реакторов такого типа было выявлено, что корпус подвержен сильной коррозии.

Расходы на НИОКР. Указанных технико-экономических преимуществ пока недостаточно для того, чтобы в мире был бы заметен значительный интерес к подготовке к использованию ториевого топлива. Требуется много дорогостоящих и длительных исследований для решения инженерных проблем.

В этой связи особенное значение имеет оценка расходов на НИОКР. Вложения, необходимые для решения различных технических проблем, для создания образцов и проведения испытаний, должны оцениваться относительно потенциального выигрыша с поправкой на риски, и пока нет никаких признаков того, что такие вложения могут окупиться.

В мире существовало несколько проектов по развитию ториевого цикла, и расходы на них были огромны. Например, в 1970-е годы Германия потратила около 500 млн евро, в пересчете на современные цены, на развитие топливного ториевого цикла и еще 2,5 млрд евро – на строитель-

ство высокотемпературного реактора (см.: Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway, 2008). Одна только оценка функциональности продвинутых ядерных энергосистем четвертого поколения, необходимая для принятия решения о развитии и строительстве демонстрационного реактора, была определена GIF в 1 млрд долл. (см.: OECD/NEA, 2007).

Ядерная энергетика дала в прошлом немало примеров крайней недооценки технологических проблем и связанной с ними эскалации издержек, поэтому до того момента, пока не будет построен успешно функционирующий реактор, соответствующий всем стандартам безопасности, оценить капитальные издержки реакторов такого типа невозможно.

Заключение

Экономика ядерной энергетики, основанной на тории, пока вполне спекулятивна. Сейчас можно лишь приблизительно оценить возможную стоимость энергии, произведенной с использованием тория, в сравнении с энергией, основанной на уране. Ценность того или иного ядерного материала зависит от того, в какой технологической цепочке он участвует. Если речь идет о материале, потенциально используемом в фактически существующем ядерном топливном цикле, он оценивается исходя из стоимости материалов, которые он способен замещать, с поправкой на большие или меньшие издержки по его приобретению. Если обсуждается принципиально иной топливный цикл, необходимо сравнивать с имеющимися топливными циклами в целом, с учетом расходов на управление отходами, безопасность, страхование и т. д.

Выбор той или иной стратегии развития ядерной энергетики влияет сразу на все экономические показатели, поэтому сравнение отдельных статей расходов в целом малопродуктивно. На любой стадии, как и

для всей системы в целом, решаются задачи минимизации издержек исходя из разнонаправленного воздействия на издержки разных факторов.

Основные экономические преимущества ториевых реакторов заключены, видимо, не в производимой ими более дешевой энергии, а скорее – в удешевлении обращения с ОЯТ, производимым традиционными урановыми реакторами.

Например, в отчете британской Национальной ядерной лаборатории (NNL) (2010) утверждается, что в краткосрочной и среднесрочной перспективах ториевый цикл никакой роли в британском контексте играть не будет, в среднесрочной и долгосрочной перспективах возможно использование в плутониевом цикле.

Технологии, необходимые для реализации ториевого топливного цикла, инновационны, неразвиты и в настоящее время энергетические компании не интересуют, поскольку связаны со значительными финансовыми инвестициями и рисками без внятных выгод. Во многих случаях выгоды ториевого цикла преувеличиваются.

Список используемых аббревиатур:

АЭС	– Атомная электростанция
БР	– Реактор на быстрых нейтронах
ЕРР	– Единица работы разделения
КПД	– Коэффициент полезного действия
КИУФ	– Коэффициент использования установленной мощности
МАГАТЭ (англ. IAEA)	– Международное агентство по атомной энергии
МОКС-топливо (англ. MOX)	– Ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония
НИОКР	– Научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы
ОЯТ	– Отработавшее ядерное топливо
РАО	– Радиоактивные отходы
ТВЭЛ	– Тепловыделяющий элемент
ТМ (англ. HM)	– Тяжелые металлы
INL	– Национальная лаборатория Айдахо Министерства энергетики США
INFCSE	– Международная оценка ядерного топливного цикла (International Nuclear Fuel Cycle Evaluation)
GIF	– Международный Форум четвертого поколения (Generation IV International Forum)
MIT	– Массачусетский технологический институт, США
NEA	– Агентство по ядерной энергии ОЭСР (Nuclear Energy Agency (OECD))
NNL	– Национальная ядерная лаборатория Великобритании
OECD	– Организация экономического сотрудничества и развития (ОЭСР)
ORNL	– Национальная лаборатория Оук-Ридж Министерства энергетики США
UOX	– Оксид урана
US DoE	– Министерство энергетики США

Типы рассмотренных реакторов:

ВВЭР-1000	– Российский водо-водяной энергетический реактор с номинальной электрической мощностью 1000 МВт
ADS	– Система с усилителем энергии (подкритический электрояд)
АНWR	– Передовой тяжеловодный реактор на плутонии, уране-233 и тории
ALWR	– Передовой легководный реактор на урановом оксидном топливе
BWR	– Кипящий водо-водяной реактор
FR	– Быстрый реактор, использующий МОКС-топливо и обедненный уран в бланкетах
FRTh	– Быстрый реактор, использующий плутоний, обедненный уран и торий в бланкетах
HEU	– Высокообогащенный уран
HTR	– Высокотемпературный реактор на уран-ториевом топливе
HWR	– Тяжеловодный реактор на топливе из природного урана
HWR1	– Тяжеловодный реактор на ториево-плутониевом топливе
HWR2	– Тяжеловодный реактор на тории, восстановленном уране-233 (в самоподдерживающемся режиме) и плутонии
LFTR	– Реактор на расплавленном фториде тория (разновидность MSR)
LWBR	– Легководный реактор-размножитель
LWR	– Легководный реактор на урановом оксидном топливе
LWR0	– Легководный реактор на урановом оксидном и ториевом топливе
LWR1	– Легководный реактор на ториево-плутониевом топливе
LWR2	– Легководный реактор на плутонии, уране-233 и обедненном уране
MSR	– Реактор на расплавах солей (жидкосолевой реактор)
PHWR	– Тяжеловодный реактор

Источники:

1. Бекман И. Н. Торий. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2010.
2. Anissimov, M. A Nuclear Reactor in Every Home. 2006 (www.acceleratingfuture.com/michael/blog/2006/10/a-nuclear-reactor-in-every-home).
3. Bendiksen, K. Thorium – et nytt norsk energieventyr? Institutt for Energiteknikk (IFE), 14.12.2006 (www.ife.no/no/ife/filer/Nyhets-fil/thorium-artikkel).
4. Berg, Ø., Bjørnstad, T., Dahlgren, S., Nøvik, S., Rondeel, W. og Totland, A. Thorium – En framtidsressurs i Oslofjordregionen? Thorium Think Tank rapport til Oslofjordfondet. Rapport nr 2012, Regiongeologen, Buskerud Telemark Vestfold fylkeskommuner (www.ife.no/no/ife/filer/Nyhets-fil/thorium-en-framtidsressurs-i-oslofjordregionen).
5. Bunn, M., Fetter, S., Holdren J., and B. van der Zwaan. The Economics of Reprocessing vs. Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel, Managing the Atom Project, Belfer Centre for Science / International Affairs, Harvard University, USA. 2003 (belfercenter.ksg.harvard.edu/files/repro-report.pdf).
6. Digges, Charles. Thorium-Based Fuel May Play Role in Plutonium Disposition, Bellona Foundation, 08.05.2003 (www.bellona.org/english_import_area/international/russia/nuke-weapons/nonproliferation/29510).
7. IAEA. Assessment of Nuclear Energy Systems Based on a Closed Fuel Cycle with Fast Reactors, IAEA-TECDOC-1639. 2010 (http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1639_Rev1_web.pdf).
8. IAEA. Thorium based fuel options for the generation of electricity: Developments in the 1990s, IAEA-TECDOC-1155. 2000 (www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1155_prn.pdf).
9. IAEA. Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges, IAEA-TECDOC-1450. 2005 (www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/te_1450_web.pdf).
10. IAEA. Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems, IAEA Nuclear Energy Series NF-T-2.4. 2012 (www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1540_web.pdf).
11. IAEA-NEA. Uranium 2007: Resources, Production and Demand. 2007 (www.laka.org/docu/boeken/pdf/6-01-2-20-94.pdf).
12. Idaho National Laboratory, Advanced Fuel Cycle Cost Basis, INL-2008, Idaho Falls, USA, 2008 (<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3915965.pdf>).
13. Kazimi, M. Thorium fuel for nuclear energy, American Scientist, Vol. 91, No. 5, 408. MIT. The Future of Nuclear Power, MIT, Boston. 2003 (web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-summary.pdf).
14. MIT. Update of the MIT 2003, MIT, Boston. 2009 (<http://web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-update2009.pdf>).
15. OECD/NEA. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, A Comparative Study. 2002 (<https://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2002/nea3109-ads.pdf>).
16. OECD/NEA. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management. 2006 (http://www.oecd-ilibrary.org/nuclear-energy/advanced-nuclear-fuel-cycles-and-radioactive-waste-management_9789264024861-en).
17. OECD/NEA. Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems, Prepared by The Economic Modeling Working Group Of the Generation IV International Forum, GIF/EMWG/2007/004. 2007 (http://www.gen-4.org/Technology/horizontal/EMWG_Guidelines.pdf).
18. OECD/NEA. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle. 1994 (<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/efc/EFC-complete.pdf>).
19. OECD/NEA. Trends in the Nuclear Fuel Cycle. 2001 (http://www.oecd-ilibrary.org/nuclear-energy/trends-towards-sustainability-in-the-nuclear-fuel-cycle_9789264168268-en).
20. OECD/NEA. Plutonium Fuel, An Assessment. 1989 (<https://www.oecd-nea.org/ndd/reports/1989/nea6519-plutonium-fuel.pdf>).
21. OECD/NEA. Projected Costs of Generating Electricity. 2010 (<http://www.debateco.fr/sites/default/files/2010%20IEA%20OECD%20on%20Costs%20Electricity%20.pdf>).
22. Olson, G. L., McCardell, R. K., and Illum, D. B. Fuel Summary Report: Shippingport Light Water Breeder Reactor, INEEL/EXT-98-00799 Rev. 2, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, LLC. 2002 (www.inl.gov/technicalpublications/Documents/2664750.pdf).
23. Posiva OY. Total Costs and Funding for Final Disposal. 2010 (www.posiva.fi/en/final_disposal/total_costs_and_funding_for_final_disposal).
24. Principals of Economic Cost-Benefit Analysis (<http://thorea.wikia.com/wiki/Economics>).
25. Thorium as a Nuclear Fuel, The Thorium Energy, Inc. publication (www.thoriumenergy.com/index.php?option=com_content&task=view&id=14&Itemid=30).
26. Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway, Published by the Thorium Report Committee. 2008 (<http://www.regjeringen.no/upload/OED/Rapporter/ThoriumReport2008.pdf>).
27. UK National Nuclear Laboratory. The Thorium Fuel Cycle, an independent assessment. 2010 (http://www.nnl.co.uk/media/27860/nnl_1314092891_thorium_cycle_position_paper.pdf).
28. U.S. Department of Energy. Generation-IV Roadmap Report of the Fuel Cycle Crosscutting Group. 2001 (<http://www.ne.doe.gov/neac/neacPDFs/GenIVRoadmapFCCG.pdf>).
29. U.S. Geological Survey. 2012 (minerals.usgs.gov/minerals/pubs/commodity/thorium/mcs-2012-thori.pdf).
30. World Nuclear Association, Thorium (<http://www.world-nuclear.org/info/inf62.html>).

BELLONA

www.bellona.ru